



***Atti del XXXVIII Congresso Nazionale Airp di
Radioprotezione***



Milano, 28 - 30 settembre 2022

Frigoriferi Milanesi - via Piranesi, 10



INDICE

Sessione di apertura

Il nuovo Piano nazionale per la gestione delle emergenze radiologiche e nucleari

Paolo Zeppa

La sicurezza degli impianti nucleari in scenari di conflitto bellico

Lamberto Matteocci

1 - Radioprotezione

- 1.01 La radioprotezione degli astronauti nelle missioni spaziali: storia, sfide, tecniche di misura e risultati per le prossime missioni umane nello spazio profondo
A. Rizzo, L. Narici, L. Di Fino, G. Romoli, G. Santi Amantini, E.M. Borra, L. Ciciani, L. Sperandio, I. Vilardi
- 1.02 Allontanamento di rifiuti solidi e liquidi nell'impiego di sorgenti non sigillate. Formule di scarico
S. Sandri, R. Cifani
- 1.03 La valutazione e gestione degli effluenti aeriformi degli acceleratori in campo medicale
G.M. Contessa, M. D'Arienzo, S. De Crescenzo, A. Rizzo, A. Pietropaolo
- 1.04 Problematiche di radioprotezione relative all'autopsia del beam dump di LHC
A. Infantino, S. El-Idrissi, C. Tromel, H. Vincke
- 1.05 La Radioprotezione nel contesto della pandemia da Coronavirus ovvero prendersi cura di chi si prende cura - informati e protetti
M. Marinaro
- 1.06 Identificazione e sostituzione di un elemento di combustibile fessurato presso l'impianto TRIGA del C.R. ENEA Casaccia, aspetti di radioprotezione
L. Sperandio, L. Lepore, E.M. Borra, V. Fabrizio, L. Falconi, D. Formenton, M.G. Iorio, V. Puddu, A. Rizzo, A. Roberti, S. Ruscitti, L. Scaramuzzo, I. Vilardi
- 1.07 Sosta nel porto a Trieste di navigli a propulsione nucleare: l'esperienza degli Enti coinvolti a seguito dell'arrivo della portaerei statunitense USS Truman
M. Garavaglia, S. Amenta, F. Bragato, G. Candolini, P. Di Marco, M.R. Fornasier, C. Giovani, M. Godeassi, L. Piccini, S. Pividore, M. Severgnini, D. Tippi, L. Torcigliani, L. Tramontin, A. Zirafa
- 1.08 Il futuro dell'energia nucleare
C. Osimani
- 1.09 Dalla vigilanza all'autovalutazione: modelli operativi a supporto di una scelta "obbligata"
F. Campanella
- 1.10 Radioattività: a spasso nel Museo
F. Cioce, V. Ciriello, G. Guarino, F. Romano, F. Silvani
- 1.11 Nuova formula di scarico per le installazioni del Joint Research Centre (JRC-Ispra)
M. Cecchini, G. Iurlaro, L. Codispoti, F. Mazzone, G. Magrotti, F. Gueli, L. Di Cesare, A. Ravazzani, J. Saracho Tortajada
- 1.12 Gestione della radioprotezione dell'impianto LECO (Latina, Estrazione e CONDIZIONAMENTO)
G. Deodato, A. De Valeri, A.M. Esposito, V. Mannella, G. Sorrentino
- 1.13 Stima dell'attenuazione di una miscela di cemento baritico per campi di radiazione fotonica e neutronica
P. Ferrari, A. Pietropaolo, A. Calamida, D. Flammini & The SRF Collaboration

- 1.14 Valutazioni di dosi impegnate lavorative su impianti nucleari o extralavorative in conseguenza di positività ai controlli di Cs137 al WBC
R. Falcone, F. Mancini, M.S. Scognamiglio
- 1.15 Emergenze Radiologiche: valutazione degli scenari incidentali e le vie di esposizione in due casi reali
G. Zambelli, U. Giugni, A. Iannarone, M. Taroni, P. Cicchetti, A. Valenti
- 1.16 Movimentazione, gestione e allontanamento di sorgenti ad alta attività contenute in irraggiatori ospedalieri ai sensi della normativa vigente, D.Lgs. 101/2020
G. Zambelli, A. Iannarone, M. Taroni, P. Cicchetti, A. Valenti

2 - Fisica Medica

- 2.01 Raccomandazioni per l'ottimizzazione della radioprotezione di pazienti e operatori: i risultati del Progetto Europeo MEDIRAD
S. Grande, C. De Angelis, S. Della Monaca, V. Dini, A. Palma, A. Rosi, F. Vanhavere, M. Benderitter, on behalf of MEDIRAD Consortium
- 2.02 The role of the medical physicist expert in the response teams of a radiation emergency: current challenges and future perspectives
C. Ferrari, S. De Crescenzo, A. Malizia
- 2.03 Aggiornamento dei Livelli diagnostici di Riferimento in radiologia interventistica per il paziente adulto: risultati preliminari di un'indagine nazionale promossa dall'ISS
L. D'Ercole, G. Bernardi, G. Compagnone, S. Grande, C. Klersy, A. Orlacchio, R. Padovani, A. Palma, M. Zecchin, A. Rosi
- 2.04 Dose all'operatore in cardiologia interventistica: effetti della posizione del dosimetro sopra camice
P. Ferrari, L. Campani, F. Mariotti, G. Venturi
- 2.05 Progetto SIREN: sviluppo di simulazioni Monte Carlo in situazioni non standard nella terapia in Medicina Nucleare
C. Andenna, G. Stendardo, P. Fattibene, P. Ferrari, C. Zicari
- 2.06 Education and training for the medical physicist in response to a radiation emergency
C. Ferrari, S. De Crescenzo, A. Malizia
- 2.07 Protocollo operativo per attivazione di follow-up del paziente a seguito di procedura di radiologia interventistica: esperienza nella Azienda USL Toscana Centro
S. Mazzocchi, S. Pini, E. Rigacci, S. Panci, S. Michelagnoli, E. Chisci
- 2.08 Valutazione della Peak Skin Dose nelle procedure di cardiologia interventistica: il ruolo dei sistemi di monitoraggio di dose
S. Zucca, I. Solla

3 – Radiazioni Non Ionizzanti

- 3.01 Rapporto Tecnico CEI sulla valutazione dell'esposizione umana ai campi elettromagnetici generati da sistemi Wireless Power Transfer
V. Lopresto
- 3.02 Definizione di un metodo di misura per la valutazione del livello di esposizione a luce blu emessa da monitor ad alta risoluzione in ambito sanitario
A. Cimino, R. Di Liberto
- 3.03 Lavorare alla luce del sole: proprietà germicide della radiazione ottica
F. Frigerio, E. Grignani, M. Borra, A. Militello, R. Sisto, F. Fusi

- 3.04 L'esposizione dell'occhio ai digital devices in epoca Covid: Digital Eyestrain Syndrome come problema di salute sociale
E. Zinzini
- 3.05 Radiazioni Ottiche Artificiali: aggiornamento delle indicazioni operative del Coordinamento Tecnico delle Regioni e delle Province autonome
A. Bogi, S. Adda, I. Pinto
- 3.06 Valutazione statistico-previsionale dell'andamento dell'esposizione umana ai CEM negli scenari pre e post 5G attraverso l'utilizzo combinato di software di simulazione e piattaforme GIS
T. Aureli, N. Blefari-Melazzi, L. Chiaraviglio, D. Franci, E. Grillo, C. Lodovisi, S. Pavoncello
- 3.07 SD-EMFA: un nuovo paradigma per la valutazione di campi CEM di reti mobili 5G mediante dispositivi di misura programmabili tramite software
L. Chiaraviglio, C. Lodovisi, D. Franci, S. Pavoncello, T. Aureli
- 3.08 Misure di campo elettromagnetico in banda millimetrica attraverso analisi selettiva vettoriale e scanner vettoriale di rete
T. Aureli, S. Coltellacci, D. Franci, E. Grillo, S. Pavoncello, N. Blefari-Melazzi, L. Chiaraviglio, M.D. Migliore
- 3.09 Implementazione di un sistema nazionale di raccolta dati e controllo delle potenze medie per gli impianti di telefonia mobile. Architettura del sistema e condivisione dei risultati con le Agenzie Regionali Per l'Ambiente
E. Caputo, S. Adda, F. Bogo, G. Marsico, G. Bellabarba, A. Scaramella
- 3.10 Caratterizzazione dei sistemi Power Lock per il monitoraggio e la limitazione della potenza trasmessa da antenne Massive MIMO nei sistemi 5G
S. Adda, T. Aureli, S. Coltellacci, S. D'Elia, D. Franci, E. Grillo, N. Pasquino, S. Pavoncello, R. Suman, M. Vaccarone
- 3.11 La valutazione dell'esposizione CEM a sorgenti di telefonia mobile in luoghi sensibili: i casi pilota dell'installazione di una centralina di monitoraggio selettiva presso l'Università e il Policlinico Tor Vergata
D. Franci, T. Aureli, N. Blefari-Melazzi, L. Chiaraviglio, S. Coltellacci, S. Cordiner, E. Grillo, C. Lodovisi, S. Pavoncello
- 3.12 Metodo di valutazione delle variazioni minime di impatto per le modifiche non sostanziali di impianti di telecomunicazioni
T. Aureli, S. Coltellacci, D. Franci, E. Grillo, S. Pavoncello
- 3.13 Risanamento del sito radiotelevisivo Les Fleurs - Gerdaz, comune di Gressan
V. Bottura, L. Cerise, E. Imperial, M. Cappio Borlino
- 3.14 Evoluzione e distribuzione dell'inquinamento elettromagnetico nell'ultima decade nella città di Pisa
L. Borin, A.M. Silvi, A. Zari, A. Barellini, B. Bracci, G. Licitra

4 - Qualità

- 4.01 Esecuzione del Programma nazionale per l'affidabilità delle misure di radiazioni ionizzanti basato su Confronti InterLaboratorio
M. Pinto, A. De Donato, S. Fattori, A.C. Iafrati, P. Martucci, S. Migliorisi, P. Mohammadyari, L. Rinaldi, L. Spagnuolo, S. Toma, M. Capogni, M. Capone, P. Carconi, F. Cardellini, A. Embriaco, G. Cappadozzi, V. De Coste, A. Fazio, C. Silvestri, P. De Felice
- 4.02 Confronto interlaboratorio sull'equivalente di dose personale, Hp(10) con dosimetri di tipo passivo (137Cs, raggi X di medie energie)
A.C. Iafrati, G. Cappadozzi, C. Silvestri, M. Pinto

- 4.03 Programma di qualità complementare alla norma tecnica ISO 11665-4:2020 per misure di radon con dispositivi passivi e rivelatori SSNTD tipo CR-39
S. Coria, F. Martire, S. Procopio, T. Tunno
- 4.04 Il trasferimento di efficienza per le misure di spettrometria gamma ad alta risoluzione: validazione di software (ANGLE ed EFFTRAN) con sorgenti di taratura di varie geometrie
G. Venoso, M. Ampollini, C. Di Carlo, C. Nuccetelli
- 4.05 Partecipazione del centro Whole Body Counter di Sogin-Caorso all' European In-vivo Counting Intercomparison Exercise 2020-2021
D. Lusitani, D. Foggetti, L. Gerevini, S. Massazza, L. Tomasoni
- 4.06 Laboratori Analisi Radiochimiche Sogin. Azioni di sviluppo e miglioramento
S. Mancinelli, F. Mancini, D. Lusitani, S. Abate, E. Ferraris, E. Calamai, V. Zevola, L. Bonavigo, G. Dipompa, A. Gubernale
- 4.07 Confronto InterLaboratorio su misure di rateo di emissione superficiale (s^{-1}) di Sorgenti Piane Estese (SPE)
A. De Donato, P. Carconi, M. Capogni, P. De Felice
- 4.08 Attività di radionuclidi (gamma emettitori + Sr-90) in una soluzione liquida acquosa" nell'ambito del programma nazionale per l'affidabilità delle misure di radiazioni ionizzanti basato su Confronti InterLaboratorio (ILC n°1)
S. Toma, M. Capogni, A. Fazio, M. Capone
- 4.09 Confronto InterLaboratorio di misure di concentrazione di attività di radon (Rn-222) in aria con rivelatori attivi presso il centro ENEA-INMRI Casaccia
L. Rinaldi, M. Capogni, F. Cardellini
- 4.10 Taratura di cinque spettrometri alfa (AirThings Corentium Pro) con rivelatori a stato solido del tipo fotodiodi al silicio e stesura di un'istruzione operativa per l'utilizzo degli strumenti nella pratica analitica
A. M. Sotgiu, M. Buchetti, F. Cardellini

5 - Decommissioning

- 5.01 Processo di ottimizzazione nelle attività di decommissioning delle installazioni nucleari SOGIN: vincolo di dose e metodologie applicate
M. Caldarella, F. Mancini
- 5.02 Caratterizzazione radiologica degli edifici dell'impianto di fabbricazione degli elementi di combustibile nucleare di Bosco Marengo (AL) ai fini del loro potenziale rilascio
S. Iezzi, G. Pugliese, D. Annunziata, S. Giannone, F. Mancini, M. Mazzoni
- 5.03 Trattamento e allontanamento senza vincoli di natura radiologica dei materiali tecnologici secondari di tipo solido prodotti nell'Impianto ITREC
G. Varasano, A. Puppio, S. Abate, M. Scafiezzo, V. Stigliano, F. Mancini
- 5.04 Confronto tra sistemi spettrometrici tipo box counter per l'allontanamento di materiali dal sito Sogin-Caorso
M. Ornago, M. Alquati, B. Filippi, M. Fumagalli, M. Loffredo, G. Puerari
- 5.05 Preliminary study on treatment of radioactive wastewater from Latina nuclear power plant (Italy) by using zeolites
F. Ambrosino, D. Caputo, A.M. Esposito, G. La Verde, M. Pugliese
- 5.06 Risultati e finalità della caratterizzazione radiologica di materiali derivanti da attività di cantiere condotte all'interno di un Sito Nucleare

L. Leone, F. Mancini, S. Abate, A. Puppio, G. Varasano

- 5.07 Caratterizzazione e monitoraggio dei terreni ai fini della bonifica del sistema interrato di raccolta degli effluenti radioattivi "Waste A e B"
S. Iezzi, P. Negrini, R. Falcone, M. Straface, F. Mancini

6 – Radioattività ambientale

- 6.01 Monitoraggio della radiazione gamma in stazioni d'alta quota: analisi delle variazioni delle componenti terrestri e cosmica
L. Bellina, S. Bertino, M. Magnoni
- 6.02 15 anni di monitoraggio della falda superficiale di Saluggia: caratterizzazione della contaminazione e impatto ambientale
L. Albertone, G. Tozzi, M. Marga, M. Magnoni
- 6.03 Livelli derivati per le concentrazioni di radioattività nelle matrici ambientali ed alimentari al Joint Research Centre (JRC-Ispra)
M. Cecchini, G. Iurlaro, L. Codispoti, F. Mazzone, G. Magrotti, F. Gueli, A. Ravazzani, G. Bilancia
- 6.04 Il rapporto isotopico U-234/U-238 nelle acque potabili del Piemonte: aspetti dosimetrici e ambientali
M.C. Losana, E. Chiaberto, P. Falletti, M. Magnoni
- 6.05 Valutazione dell'andamento del fondo continuo in uno spettro gamma complesso per la determinazione dei limiti di rivelazione
E. Tomarchio, M. Giardina, P. Buffa
- 6.06 Misure di radon indoor in due aree della Campania
P. Addonizio, G. Buccheri
- 6.07 Prova di misura Radon in campo per la valutazione dell'invecchiamento e della stabilità di risposta di rivelatori CR-39
S. Coria, A. Parravicini
- 6.08 Attività di risanamento Radon svolte presso un deposito nucleare del Sito Sogin di Casaccia
M.S. Scognamiglio, R. Falcone, M. Straface
- 6.09 Studio del contenuto di radionuclidi dei fanghi utilizzati negli stabilimenti termali euganei
C. Cantaluppi, A. Fasson, F. Tateo

7 – NORM

- 7.01 La radioprotezione nelle attività NORM: sviluppo di un sistema di strumenti metodologici, conoscitivi e formativi a sostegno degli stakeholders. Stato dell'arte del progetto di INAIL
R. Trevisi, A. Bogi, S. Bucci, E. Caldognetto, G. La Verde, L. Luzzi, F. Leonardi, C. Nuccetelli, I. Peroni, F. Picciolo, G. Pratesi, F. Trotti, R. Ugolini, G. Venoso, M. Pugliese
- 7.02 Sviluppo di una metodologia per la valutazione della dose a seguito dell'uso dei fanghi NORM in agricoltura
C. Nuccetelli, G. Venoso, C. di Carlo, F. Trotti, R. Ugolini, R. Trevisi, F. Leonardi, L. Urso
- 7.03 Il reimpiego degli scarti fosfatici contenente TENORM in una fortezza di età medioevale: il Castello Carlo V di Crotone Stime dosimetriche e valutazioni radioprotezionistiche. Economia circolare o smaltimento improprio di rifiuti
S. Procopio, F. Casaburi, R. Aloisio

- 7.04 Sviluppo di protocolli di campionamento e valutazione della dose per settori industriali NORM
R. Ugolini, F. Trotti, E. Caldognetto, S. Bucci, I. Peroni, A. De Stena, G. Pratesi, C. Nuccetelli, G. Venoso, A. Bogi, F. Picciolo, F. Leonardi, L. Luzzi, G. La Verde, F.R. Trevisi, M. Pugliese
- 7.05 Verifica delle condizioni di applicabilità della norma UNI EN ISO 11665:2017 a campioni derivanti da pratiche NORM diverse
I. Peroni, E. Caldognetto, A. De Stena, F. Leonardi, C. Nuccetelli, M. Pugliese, F. Trotti, R. Ugolini, G. Venoso, S. Bucci

8 – Misure

- 8.01 La caratterizzazione del Cesio-137 in rifiuti contenuti in materiali non convenzionali derivanti da emergenze radiologiche con tecniche innovative
F. Mantovani, A. Iannarone, M. Taroni, G. Zambelli, P. Cicchetti, A. Valenti, A. Serafini, M. Albero, V. Strati, E. Chiarelli, A. Maino, M. Montuschi, K.G.C. Raptis
- 8.02 Caratterizzazione sperimentale del REM counter LUPIN in campi neutronici monoenergetici
A. Cirillo, M. Caresana
- 8.03 SAPERO: un nuovo strumento per analisi di sicurezza nel settore della radioterapia avanzata
M. Giardina, E. Tomarchio, P. Buffa, M. Palagonia, G. Evangelista, B.F. Abbate, G. Iacoviello, L. Marsala, G. Carrubba, A. Capodicasa
- 8.04 Valutazione del campo fotoneutronico in trattamenti di radioterapia alle alte energie in sede di CIED mediante CR-39, TLD e simulazioni Monte Carlo
M. Bolzonella, H. Aslian, M. Caresana, R. Ciolini, F. d'Errico, F. Longo, A. Mele, C. Mordacchini, M. Quattrocchi, S. Ren Kaiser, M. Severgnini, E. Tuttoilmondo
- 8.05 Una stazione per la misura in continuo del flusso di radon dal suolo: primi risultati sperimentali
E. Chiaberto, M. Faure Ragani, M. Magnoni, L. Rinaldi, M. Zecchiaroli, F. Cardellini, M. Capogni, A. Rizzo
- 8.06 Determinazione della concentrazione di attività di radon (²²²Ra) in acqua destinata al consumo umano: Tecniche di misura a confronto
E. Ragozzino, A. Mastroberardino, S. Procopio
- 8.07 Effetto di somma in coincidenza (ES): metodi di correzione applicati presso il Laboratorio Sogin della Centrale nucleare di Latina
E. Calamai, G. Deodato, A. M. Esposito, M. Gianni, G. Sorrentino

Premio giovani

- Finalista 1 DOIN: un nuovo dosimetro elettronico personale per neutroni
Alessandro Calamida
- Finalista 2 Investigation of MgB4O7 for radiation measurements
Debora Siqueira Nascimento
- Finalista 3 Rivelatore Timepix3 per la misura dei prodotti di decadimento da radon
Antonella Tamburrino
- PG P.01 First indoor radon mapping in Campania region – southern Italy
Fabrizio Ambrosino
- PG P.02 Metodologia per la validazione di un software di monitoraggio della dose finalizzata alla definizione della procedura di follow-up del paziente in radiologia interventistica
Laura Brambilla



XXXVIII Congresso Nazionale Airp
Milano, 28 - 30 settembre 2022

- PG P.03 Approccio integrato per la determinazione degli attinoidi (^{241}Am , ^{242}Cm , ^{244}Cm e isotopi del plutonio) in campioni metallici derivanti dal decommissioning delle centrali nucleari italiane
Daniela Gorietti
- PG P.04 Enhancement of the radon activity concentration in Crotona indoor environments due to the employment of TENORM as inert material
Antonella Nicolino
- PG P.05 Progetto di un sistema IoT per la segnalazione di eventi anomali in un reparto di terapia di medicina nucleare
Giorgia Stendardo
- PG P.06 Caratterizzazione di una sorgente di ^{241}Am per la determinazione delle grandezze dosimetriche operative in assenza di prescrizioni in ISO 4037:2019
Susy Toma



Sessione 1 Radioprotezione

La radioprotezione degli astronauti nelle missioni spaziali: storia, sfide, tecniche di misura e risultati per le prossime missioni umane nello spazio profondo

Alessandro Rizzo¹, Livio Narici², Luca Di Fino², Giulia Romoli², Giorgia Santi Amantini², Enrico Maria Borra¹, Luca Ciciani¹, Luciano Sperandio¹, Ignazio Vilardi¹.

¹*Istituto di Radioprotezione ENEA, CR Casaccia, Via Anguillarese 301, 00123 Roma - Italia*

²*Università degli Studi di Roma Tor Vergata, Dipartimento di Fisica, Via della Ricerca Scientifica 1, 00133 Roma - Italia*

Riassunto

Nella corsa dell'uomo allo spazio la radiazione cosmica e solare ha sempre rappresentato una delle maggiori sfide da affrontare al fine di preservare la salute e la vita degli equipaggi nelle missioni spaziali. L'ambiente di radiazione che caratterizza gli habitat umani nello spazio, che siano essi navicelle o stazioni spaziali, ha una natura del tutto differente rispetto quello terrestre, essendo costituito principalmente da ioni che vanno dall'idrogeno al ferro, con flussi piccati attorno 1-2 GeV/nucleone. A tale componente primaria si aggiunge un'importante componente secondaria di neutroni, generati dall'interazione della componente primaria con le strutture degli habitat che circondano gli astronauti.

Le prime evidenze dell'interazione di questi campi di radiazione con il corpo umano si sono avute negli anni '60, quando per primi gli astronauti dell'Apollo 11 riferirono di aver osservato, durante la storica missione, fosfeni, ovvero bagliori di luce in ambienti totalmente bui.

Studi sistematici sono iniziati da quel momento, sia a terra che nello spazio, impiegando rivelatori sia passivi che attivi (soprattutto negli ultimi decenni), basati su tecniche diverse ed in alcuni casi complementari. Il fine di questi studi non è solo quello di studiare le caratteristiche dei campi di radiazione e la loro interazione col corpo umano, ma è anche quello di contribuire a definire tutte le contromisure necessarie per proteggere la salute e la vita degli equipaggi.

Ad oggi, l'approccio integrato multidisciplinare è quello perseguito dalla NASA per tutelare l'uomo nelle future missioni verso Luna e Marte: la sinergia di shielding passivi e attivi, di medicinali funzionali alla riparazione del danno da radiazione sviluppati nel campo della biologia sintetica e di un sistema di previsione del tempo meteorologico spaziale (spaceweather) sono giudicati come ingredienti fondamentali che permetteranno di affrontare queste nuove sfide.

Allontanamento di rifiuti solidi e liquidi nell'impiego di sorgenti non sigillate. Formule di scarico

Sandro Sandri¹, Ruggero Cifani²

¹ ENEA – Agenzia nazionale per le nuove tecnologie, l'energia e lo sviluppo economico sostenibile,
Lungotevere Thaon di Revel, 76 - 00196 Roma

² Esperto di Radioprotezione, libero professionista

sandro.sandri@enea.it

Riassunto

Per i rifiuti solidi e liquidi, provenienti da pratiche soggette a notifica o autorizzazione, l'esercente è ora tenuto a richiedere l'autorizzazione al loro allontanamento ai sensi dell'art. 54 del D.Lgs 101/20, includendo tra l'altro la formula di scarico proposta con le valutazioni atte a dimostrare il rispetto dei criteri di non rilevanza radiologica.

Il presente lavoro prende in considerazione le valutazioni necessarie per definire una proposta di formula di scarico per materiali solidi ed effluenti liquidi con particolare riguardo, per i solidi alla destinazione in discarica o all'incenerimento e per i liquidi al loro allontanamento attraverso sistemi fognari.

Sono esaminati i principali rilasci di sostanze radioattive nei rifiuti solidi e negli effluenti liquidi derivanti tipicamente da pratiche finalizzate alla sintesi di radiofarmaci, sono esposte e sviluppate le metodiche raccomandate da autorevoli norme di buona tecnica, in primo luogo le pubblicazioni di ICRP e IAEA e si propongono le modalità di valutazione delle possibili formule di scarico.

Per i solidi è messa in evidenza la tipologia dei radionuclidi principalmente impiegati, che possono consentire un allontanamento in base soprattutto ai loro tempi di dimezzamento. Per gli effluenti liquidi sono individuati i percorsi di rilascio, la selezione dei loro componenti e la relativa destinazione finale, considerando in particolare gli impieghi in medicina nucleare.

In tutti i casi si identificano gli individui critici della popolazione e si valuta il relativo impatto dosimetrico.

INTRODUZIONE

Una modifica rilevante introdotta dal decreto legislativo 31 luglio 2020, n. 101 (D.Lgs 101/20) è quella relativa alle modalità di allontanamento di materiali solidi, liquidi o aeriformi contenenti sostanze radioattive che provengono da pratiche soggette a notifica o autorizzazione. In particolare, le modalità di allontanamento devono essere riviste in modo radicale per materiali solidi e liquidi, mentre per gli aeriformi l'approccio rimane sostanzialmente lo stesso che si applicava in molti casi anche prima dell'emanazione del D.Lgs 101/20. Considerando l'allontanamento dei rifiuti solidi o liquidi, ora è necessario ottenere in tutti i casi una specifica autorizzazione ai sensi dei commi 1 e 2 dell'art. 54 del D.Lgs 101/20. In pratica, non sono più previste esenzioni per rifiuti contenenti radionuclidi con tempi di dimezzamento inferiori ai 75 giorni, come avveniva in precedenza, ma è richiesto il rispetto dei criteri, delle modalità e dei livelli di non rilevanza radiologica stabiliti per l'allontanamento nell'allegato I al Decreto. Deve essere in pratica osservato quanto riportato al punto 1.2 dell'allegato, ovvero:

1.2. In conformità ai criteri di base di cui al paragrafo 1.1, una pratica può essere considerata, senza ulteriori motivazioni, priva di rilevanza radiologica, in particolare per gli effetti di cui all'articolo 54, quando, in tutte le possibili situazioni realisticamente ipotizzabili, la dose efficace a cui si prevede sia esposta una qualsiasi persona del pubblico, a causa della pratica esente, sia pari o inferiore a 10 μ Sv all'anno. Ai fini dell'ottimizzazione della protezione, nelle valutazioni di radioprotezione, si deve tenere conto non solo dell'impatto radiologico sull'individuo rappresentativo ma anche del numero di persone potenzialmente esposte.

Per l'allontanamento di qualsiasi tipologia e quantità di rifiuto radioattivo è quindi necessario dimostrare con le dovute valutazioni di radioprotezione il rispetto di quanto richiesto al punto 1.2 riportato in precedenza e richiedere in merito l'autorizzazione di cui all'art. 54.

Sebbene queste valutazioni siano quasi sempre necessarie in tutte le pratiche con impiego di radiazioni ionizzanti, l'utilizzo di sorgenti non sigillate nei laboratori di radiochimica e nelle applicazioni cliniche presenta particolari criticità a causa della variabilità dei radionuclidi, della loro quantità, della produzione di rifiuti solidi e liquidi e della necessità di un loro frequente smaltimento. In questi casi non è giustificato o ottimizzato l'affidamento di tutti i rifiuti prodotti a ditte autorizzate alla loro raccolta e si rende indispensabile l'allontanamento, almeno di una parte dei rifiuti, in regime di esenzione autorizzata ai sensi dell'art. 54.

TIPOLOGIA DI RIFIUTI SOLIDI E LIQUIDI

I rifiuti radioattivi nell'impiego di sorgenti non sigillate derivano principalmente dalle seguenti procedure:

- i generatori radiochimici esauriti solitamente ritirati al termine del loro uso dalle società fornitrici oppure consegnati a ditta autorizzata alla raccolta di rifiuti radioattivi;
- i radionuclidi in fase solida o liquida non utilizzati nelle sintesi o nei trattamenti clinici, lasciati a decadere nel locale di detenzione per un certo tempo, quindi trasferiti nel locale

deposito temporaneo per rifiuti solidi e liquidi e infine consegnati a ditta autorizzata alla raccolta di rifiuti radioattivi, ovvero allontanati in esenzione ai sensi dell'art. 54;

- una percentuale dei radioisotopi impiegati nei processi di manipolazione costituisce rifiuto radioattivo solido (indumenti protettivi, guanti e materiale assorbente o protettivo) e/o liquido raccolti nei contenitori dedicati quindi trasferiti solitamente in un locale deposito temporaneo per rifiuti solidi e liquidi e infine consegnati a ditta autorizzata alla raccolta di rifiuti radioattivi, ovvero allontanati in esenzione ai sensi dell'art. 54;
- nel trattamento diagnostico o terapeutico con radiofarmaci di pazienti gli escreti di questi ultimi, essenzialmente di tipo liquido, sono quasi sempre allontanati in esenzione, in seguito ad autorizzazione ai sensi dell'art. 54, dopo raccolta e decadimento in appositi sistemi a vasche poste in serie.

Per le considerazioni successive i rifiuti radioattivi sono opportunamente divisi in due tipologie:

- a) i reflui derivanti dagli escreti dei pazienti trattati con radiofarmaci, convogliati verso le vasche di decadimento;
- b) gli altri rifiuti solidi e liquidi.

I rifiuti di tipo b) sono raccolti considerando radioattivo tutto ciò che è venuto a contatto con sorgenti liquide o solide e che non sia stato o che non possa essere controllato adeguatamente. Questi rifiuti radioattivi sono inoltre separati in base al tipo di radionuclide contaminante e gli eventuali rifiuti liquidi sono separati da quelli solidi. In alcuni casi le tracce di residui di liquido in contenitori non sono separabili e rimangono come parte del rifiuto solido finale.

L'allontanamento in esenzione è normalmente l'opzione raccomandabile per tutti i rifiuti di tipo a), mentre non può avvenire per tutti i rifiuti di tipo b) a causa dei tempi di decadimento di alcuni dei radionuclidi impiegati e delle relative modalità di alienazione. Per questi motivi è utile separare ulteriormente i rifiuti radioattivi di tipo b) in due sottogruppi, considerando i tempi di dimezzamento dei radionuclidi contenuti, nel modo seguente:

Gruppo 1) rifiuti di tipo b) contenenti radionuclidi a emivita **minore di 13 ore** (ad es.: Cu-64, F-18, Ga-68, Pb-212, Rb-82, Sc-44 e Tc-99m).

Gruppo 2) rifiuti di tipo b) contenenti radionuclidi a emivita **maggiore o uguale a 13 ore**: (ad es.: Ac-225, Cu-67, Ga-67, Ho-166, In-111, Lu-177, Re-186, Re-188, Sc-47, Sm-153, Tb-152, Tb-155, Tb-161, Y-90 e Zr-89).

La suddivisione è pensata per poter allontanare con specifica formula di scarico i rifiuti del gruppo 1, che dopo tempi ragionevoli possono essere rilasciati nel rispetto del criterio di non rilevanza radiologica. Il tempo per delimitare i gruppi può naturalmente essere modificato per adeguarlo alla particolare detenzione quantitativa di sorgenti non sigillate. La gestione dei due gruppi di rifiuti può avvenire secondo quanto riportato nel seguito.

GESTIONE DEI RIFIUTI SOLIDI E LIQUIDI

RIFIUTI RADIOATTIVI SOLIDI DI GRUPPO 1 (EMIVITA MINORE DI 13 ORE)

Nell'ambito dei rifiuti solidi di questo gruppo, gli aghi impiegati che siano separabili dai kit sono gettati in apposito contenitore e separati dagli altri rifiuti solidi. Quando il contenitore per aghi è pieno, viene collocato insieme agli altri rifiuti nel contenitore schermato dedicato ai rifiuti solidi di gruppo 1. Anche il resto dei rifiuti solidi di questo gruppo è collocato all'interno del contenitore schermato dedicato ai rifiuti di gruppo 1 e, quando pieno, è trasferito nel Deposito di Stoccaggio Temporaneo dei Rifiuti Radioattivi. **Trascorsi almeno 3 giorni dopo il trasferimento**, in genere oltre 10 emivite del radionuclide di gruppo 1 a emivita maggiore (ad es.: Tc-99m), si effettua una misura di contaminazione sulla superficie del sacco contenitore tramite un contaminometro. Se la somma dei rapporti tra il valore di concentrazione di massa del singolo radionuclide e il pertinente valore di concentrazione riportato nella Tabella I-1B, ovvero, per i radionuclidi non inclusi in questa tabella, il valore di 1 Bq/g, è valutata essere inferiore a 1 e inoltre il risultato della misura effettuata con il contaminometro è non superiore a 1,5 volte il valore di fondo ambientale, il contenitore viene allontanato ai sensi del comma 7, lettera a) dell'articolo 54, nel rispetto della formula di scarico preventivamente autorizzata la cui valutazione è affrontata nel seguito.

RIFIUTI RADIOATTIVI SOLIDI DI GRUPPO 2 (EMIVITA MAGGIORE O UGUALE A 13 ORE)

In questo gruppo rientrano in genere anche le colonne dei generatori esauriti che sono restituite ai rispettivi fornitori, oppure allontanate affidandole a ditta autorizzata alla raccolta dei rifiuti radioattivi. Anche in questo caso gli aghi contaminati con radionuclidi di questo gruppo sono gettati negli appositi contenitori e separati dagli altri rifiuti solidi, quando il contenitore per aghi è pieno, viene collocato insieme agli altri rifiuti nel contenitore schermato dedicato ai rifiuti di gruppo 2. Il resto dei rifiuti di questo gruppo viene subito collocato all'interno del contenitore schermato dedicato ai rifiuti di gruppo 2. Nel medesimo bidone sono inseriti solidi contaminati con radionuclidi dei gruppi 1 e 2, quando questi non sono separabili. Quando il contenitore è sufficientemente pieno, viene trasferito nel Deposito di Stoccaggio Temporaneo dei Rifiuti Radioattivi e il suo contenuto è spostato nell'apposito bidone ivi presente. A bidone pieno i rifiuti sono consegnati a ditta autorizzata alla raccolta di rifiuti radioattivi.

RIFIUTI RADIOATTIVI LIQUIDI DI GRUPPO 1 (EMIVITA MINORE DI 13 ORE)

Nel bidone di raccolta dedicato ai liquidi di gruppo 1, viene smaltito il liquido residuo di lavaggio degli strumenti venuti a contatto con materiale radioattivo di gruppo 1, nonché il liquido utilizzato per il lavaggio personale in caso di contaminazione accidentale con radionuclidi dello stesso gruppo 1. Quando il bidone è pieno viene sostituito con uno vuoto. Il bidone pieno viene sigillato e trasferito nel Deposito di Stoccaggio Temporaneo dei Rifiuti Radioattivi. **Trascorsi almeno 3 giorni dopo il trasferimento**, si effettua una misura di contaminazione sulla superficie del contenitore tramite un contaminometro. Se la somma dei rapporti tra il valore di concentrazione di massa del singolo radionuclide e il pertinente valore di concentrazione riportato nella Tabella

I-1B, ovvero, per i radionuclidi non inclusi in questa tabella, il valore di 1 Bq/g, è valutata essere inferiore a 1 e inoltre il risultato della misura effettuata con il contaminometro è non superiore a 1,5 volte il valore di fondo ambientale, il bidone, o il suo contenuto, viene allontanato ai sensi del comma 7, lettera a) dell'articolo 54, nel rispetto della formula di scarico proposta e autorizzata la cui valutazione è affrontata nel seguito.

RIFIUTI RADIOATTIVI LIQUIDI DI GRUPPO 2 (EMIVITA MAGGIORE O UGUALE A 13 ORE)

Il residuo contenuto nelle colonne dei generatori esauriti restituiti al fornitore non entra nell'inventario dei rifiuti liquidi.

Il rifiuto liquido prodotto nel lavaggio degli strumenti venuti a contatto con materiale radioattivo di gruppo 2, nonché il liquido utilizzato per il lavaggio personale in caso di contaminazione accidentale con radionuclidi dello stesso gruppo 2, viene raccolto in un bidone dedicato ai rifiuti liquidi di gruppo 2. Nel medesimo bidone sono raccolti rifiuti contenenti radionuclidi misti di gruppo 1 e 2 non separabili.

A bidone pieno, lo stesso è consegnato a ditta autorizzata alla raccolta di rifiuti radioattivi.

VALUTAZIONE DELLE FORMULE DI SCARICO

Per i rifiuti indicati in precedenza come di gruppo 1, contenenti i radionuclidi che hanno tempi di dimezzamento inferiori alle 13 ore, è possibile valutare formule di scarico annuali che consentano il loro allontanamento nel rispetto del criterio di non rilevanza radiologica. Le formule ottenute devono poi essere autorizzate ai sensi del comma 7, lettera a) dell'articolo 54.

Le ulteriori ipotesi adottabili per i suddetti rifiuti solidi e liquidi appartenenti al gruppo 1 possono essere le seguenti:

- nei casi più frequenti i rifiuti o solidi o liquidi raccolti in uno specifico contenitore saranno contaminati da un unico radionuclide ben noto, ma per motivi organizzativi uno stesso contenitore potrebbe essere dedicato a rifiuti con più di un radionuclide, in quest'ultimo caso il contenuto sarà tratto come se contaminato dal radionuclide a maggiore emivita;
- in genere prima dell'allontanamento si dovranno attendere almeno 72 ore dopo l'ultimo inserimento di materiale contaminato nello specifico contenitore per rifiuti del gruppo 1;
- in ragione d'anno si può generalmente assumere che il quantitativo di rifiuto solido raccolto nel deposito temporaneo non sia superiore al 10% del detenuto annuale;
- in ragione d'anno si può generalmente assumere che il quantitativo di rifiuto liquido raccolto nel deposito temporaneo non sia superiore al 1% del detenuto annuale.

Si procede pertanto a valutare quale sia la rilevanza radiologica in termini di dose alla popolazione (ovvero all'individuo di riferimento) in seguito al rilascio in ambiente del 10% per i rifiuti solidi e del 1% dei rifiuti liquidi rispetto alla detenzione annua di ciascuno dei radionuclidi del gruppo 1, dopo le ore di decadimento in deposito.

FORMULA DI SCARICO PER I RIFIUTI SOLIDI

Il calcolo si effettua considerando i seguenti possibili canali di rilascio dei rifiuti solidi:

- a. raccolta in discarica
 - i. irraggiamento diretto
 - ii. risospensione
- b. incenerimento (diffusione dei fumi in ambiente)

Dosi efficaci in seguito a raccolta in discarica di rifiuti solidi

a.i. Irraggiamento diretto

In ipotesi altamente cautelative si considera che i rifiuti solidi annuali di gruppo 1 siano tutti contemporaneamente raccolti in discarica immediatamente dopo 72 ore di decadimento, che l'individuo di riferimento della popolazione in questo caso si collochi tra gli operatori (trasportatori e gestori) e che questi siano esposti al più per $\frac{1}{4}$ del tempo lavorativo annuale a distanza media di 2 m dal rifiuto inizialmente radioattivo (le operazioni avvengono conducendo mezzi di trasporto o per movimentazione), fino al completo decadimento dei radionuclidi. Pertanto, in approssimazione puntiforme, la dose efficace per tempi infiniti sarà data dalla relazione [NCRP37, NCRP155, NUREG16]:

$$D(\infty) = \frac{Q_0 \cdot \Gamma \cdot T_{1/2}}{0,693 r^2} E$$

Dove

Q_0 : attività iniziale in discarica (dopo 72 h)

Γ : costante gamma del singolo radionuclide

$T_{1/2}$: tempo di dimezzamento del singolo radionuclide

r: distanza dal materiale in discarica (2 m)

E: frazione del tempo di esposizione del singolo individuo pari a $\frac{1}{4}$

ii. risospensione

La risospensione del radionuclide rilasciato sul terreno rappresenta la possibilità che le caratteristiche atmosferiche determinino un rilascio in aria di una parte del rifiuto inizialmente depositato a terra e che il particolato così formato sia trasportato dal vento verso il soggetto esposto. Questo processo è stato studiato inizialmente nel 1975 in seguito alle ricadute radioattive in siti interessati da test a terra di armi nucleari [Ans75] e poi più recentemente da incidenti in centrali nucleari come Chernobyl e Fukushima. Misure empiriche di polvere radioattiva all'interno dei siti interessati hanno contribuito a stabilire le basi scientifiche per stima della dose di radiazioni post-fallout. Un articolo recente pubblicato su Journal of Environmental Radioactivity [Whi21] riconsidera la materia e fornisce gli strumenti per valutare questo contributo. Il parametro determinante in questa valutazione è il fattore di risospensione, RF, espresso in 1/m e definito empiricamente dalla relazione:

$$RF = C_{air} / C_{soil}$$

Dove:

C_{air} : Concentrazione in aria in Bq/m³

C_{soil} : Concentrazione superficiale al suolo in Bq/m²

Il fattore è stato valutato da diversi sperimentatori e il suo valore può variare come è descritto nel lavoro già citato.

Un approccio semplificato alla valutazione della risospensione del rifiuto depositato in discarica è possibile impiegando il modello “general resuspension” del codice HotSpot [Hom14], scegliendo ad esempio il fattore di risospensione più accreditato ovvero quello denominato Maxwell-Anspaugh, dai nomi degli sperimentatori che l'hanno introdotto.

In ogni caso il contributo alla dose dovuto a questo effetto è generalmente molto basso e inferiore a quello dovuto all'irraggiamento diretto per oltre un ordine di grandezza.

Dosi efficaci in seguito a incenerimento di rifiuti solidi (1.b)

I rifiuti possono essere convogliati ad un impianto di incenerimento o di termovalorizzazione determinando un rilascio in aria dei fumi prodotti attraverso il camino di scarico. Generalmente i camini di questi impianti hanno altezze variabili tra i 50 e i 120 m, con un diametro medio della bocca di uscita di alcuni metri almeno. La temperatura dei fumi in uscita può raggiungere i 100° C. Questi dati sono necessari per valutare l'impatto al suolo dopo la dispersione in atmosfera e consentono di impiegare un modello a puff o “plume” per calcolare le dosi all'individuo di riferimento della popolazione. Il calcolo può essere effettuato con la modalità descritta nel capitolo 3 del Safety Reports Series No. 19 dell'IAEA [IAEA01], oppure impiegando anche in questo caso il codice HotSpot, questa volta con il modello “General Plume”. In questa valutazione devono essere considerati i coefficienti di direzione del vento, normalmente pari a 0,25 [IAEA01], e di protezione raccomandati dal manuale CEVaD [CEVaD]. Questi ultimi sono il fattore f1 (indoor occupancy factor) che rappresenta la frazione del tempo trascorsa in media al chiuso, il fattore f2

(building shielding factor) che tiene conto dell'effetto di schermo degli edifici ed il fattore f_3 che è il rapporto tra la concentrazione in aria all'interno degli edifici rispetto all'esterno. Ponendo tali fattori uguali a: $f_1 = 0,8$; $f_2 = 0,2$; $f_3 = 0,3$; si avrebbero i fattori protettivi seguenti:

$$\text{Dirr.nube}(i) = 0,36$$

$$\text{Dirr.suolo}(i) = 0,36$$

$$\text{Dinal}(i) = 0,44$$

In sintesi, si può conservativamente applicare il fattore di 0,25 moltiplicato per il fattore più elevato del CEVaD pari a 0,44, ovvero un fattore totale pari a 0,11.

In genere, si riesce a dimostrare che il rilascio dei rifiuti solidi di gruppo 1, dopo 72 ore di deposito, rispetta del criterio di non rilevanza radiologica nella maggior parte dei casi, proponendo così una **formula di scarico per i rifiuti solidi del gruppo 1 corrispondente al 10% della detenzione annuale dopo 72 ore di decadimento.**

FORMULA DI SCARICO PER I RIFIUTI LIQUIDI

In questo caso il calcolo si effettua considerando il rilascio dei rifiuti liquidi in fogna, con l'irraggiamento diretto da bacino di raccolta o impianto di depurazione verso l'individuo di riferimento rappresentato dal lavoratore che opera presso il sistema fognario ipotizzando la raccolta dei fanghi nelle vasche di depurazione, ad esempio per successivi impieghi agricoli. Facendo sempre riferimento a [IAEA01], nell'annex I, tabella I-IV, sono riportati i fattori di conversione da attività scaricata in un anno a dose efficace ai lavoratori impegnati presso l'impianto fognario in Sv/a per Bq/a. I radionuclidi considerati nella tabella non sono naturalmente la totalità ma il fattore più elevato, attribuito al Na-24 e pari a $3,3 \cdot 10^{-12}$ Sv/a per Bq/a, può essere associato ai radionuclidi non presenti in tabella con un risultato conservativo. In alternativa per i radionuclidi mancanti si può effettuare la valutazione del fattore di conversione, seguendo la procedura indicata nello stesso rapporto IAEA. In particolare, si può ipotizzare che il materiale sia scaricato nella rete fognaria per un quantitativo annuo Q, pari a 1 Bq/a e sia trattenuto nei fanghi di depurazione. La concentrazione di attività media annuale massima nei fanghi è calcolata ipotizzando una produzione annua di acque reflue di 400 t/a (peso a secco), corrispondente a $400 \times 0,05 = 20$ t/a in peso a umido, ed è pari a $1,25 \times 10^{-7}$ Bq/kg per Bq/a scaricato. Sono considerati due percorsi di esposizione, entrambi originati all'interno dell'impianto di depurazione stesso:

1. l'irradiazione esterna dai radionuclidi nel fango
2. l'inalazione dei radionuclidi risospesi nell'aria dai fanghi.

Il secondo contributo (inalazione) è completamente trascurabile rispetto al primo.

Nel valutare il primo contributo si calcola l'ipotetica dose massima annuale esterna dai radionuclidi sulla superficie di un contenitore pieno di fanghi di depurazione. La concentrazione massima di

attività superficiale annuale è stimata dalla concentrazione totale dei fanghi ipotizzando una densità di $1 \times 10^3 \text{ kg/m}^3$ e una profondità del contenitore dei fanghi di 1 m, ovvero $1 \times 10^3 \text{ kg/m}^2$.

Considerando la concentrazione massiva pari a $1,25 \times 10^{-7} \text{ Bq/kg}$ per Bq/a scaricato, si ha allora una concentrazione superficiale, C_s , pari a $1,25 \times 10^{-4} \text{ Bq/m}^2$ sempre per Bq/a scaricato.

Si presume che i lavoratori all'interno dell'impianto di depurazione siano esposti per un anno lavorativo di 2000 h/a ($T = 0,228$).

Per calcolare la dose esterna sono ricavati i fattori di dose annuale per la dose esterna da depositi superficiali, con la procedura impiegata da IAEA per ottenere i dati riportati nella Tabella XV della pubblicazione SRS 19 qui considerata. In pratica sono impiegati i coefficienti di dose efficace, H_T , espressi in termini di Sv/s per Bq/m² e riportati nel rapporto 12 EPA del 1993 (Table III.3), che include un elevato numero di radionuclidi.

In sintesi, il calcolo da eseguire per ottenere la dose efficace, D_i (in Sv), dovuta all'irradiazione esterna dall'*i*-esimo radionuclide dell'individuo di riferimento, nell'ipotesi di scaricare un'attività annuale di Q_i (in Bq/a), è il seguente:

$$D_i = Q_i \times C_s \times H_{Ti} \times (3600 \times 24 \times 365) \times T = Q_i \times 1,25 \times 10^{-4} \times H_{Ti} \times (3,15 \times 10^7) \times 0,228$$

Il rilascio dei rifiuti liquidi derivanti dalle manipolazioni effettuate con sorgenti non sigillate è sempre molto contenuto e sicuramente non superiore a 1% della detenzione annua in forma liquida e può avvenire dopo 72 h di decadimento sempre riferendosi ai soli rifiuti di gruppo 1.

Anche per questa tipologia di rifiuto con rilascio nel sistema fognario, nella maggior parte dei casi si dimostra la non rilevanza radiologica e **pertanto la relativa formula di scarico proposta sarà pari a 1% della detenzione annuale dopo 72 ore di decadimento, in termini di rilasci annuali per i soli rifiuti liquidi di gruppo 1.**

REFLUI RADIOATTIVI LIQUIDI DAI SERVIZI IGIENICI CALDI

I rifiuti biologici dei pazienti sottoposti a esami diagnostici e a terapie metaboliche, provenienti dai servizi igienici caldi o da contenitori appositamente forniti ai pazienti ed impiegati per raccogliere gli escreti, afferiscono ad apposito impianto di gestione, decadimento e controllo rifiuti radioattivi.

L'impianto è solitamente costituito da:

- sistema di triturazione e trattamento biologico dei liquami, con sistema accumulo fanghi;
- almeno n. 2 vasche di volume variabile indicativamente da 5 m³ ciascuna per lo stoccaggio e decadimento dei liquami pretrattati biologicamente;
- sistema automatico, con comando remotizzato, per il rilievo dell'attività specifica dei liquami contenuti in ciascuna vasca, costituito ad esempio da pozzetto a basso fondo con becker di Marinelli, rivelatore a NaI (TI) da 2"x 2" e catena di conteggio;
- elaboratore per la gestione dei valori misurati e il calcolo delle attività e concentrazione contenuta in ciascuna vasca, per il computo e la memorizzazione dell'attività scaricata

nell'anno solare, per il controllo e la visualizzazione dello stato di efficienza dell'intero sistema (pompe, elettrovalvole, ecc.).

Si può assumere cautelativamente che ogni paziente scarichi nei bagni caldi il 75% della quantità che gli è stata somministrata, tenendo conto che le indicazioni internazionali parlano di un 20% nelle prime 2 ore [AAPM01].

Considerando, ad esempio, una media di circa cinque pazienti esaminati al giorno, ciascuno dei quali scarichi al massimo 20 litri giornalieri (incluso anche gli scarichi dai lavelli caldi e dalle docce di emergenza) lo scarico nelle vasche sarà di 100 litri al giorno e una vasca si riempirà in circa 50 giorni lavorativi, ovvero 70 giorni di calendario. Lo svuotamento di una vasca avverrà quando l'altra è piena per il 50%, dopo circa 100 giorni dall'inizio del suo riempimento. In queste ipotesi sarà quindi svuotata una vasca da 5000 litri ogni 100 giorni.

La dose annuale all'individuo di riferimento della popolazione può essere calcolata applicando il modello raccomandato dall'IAEA [IAEA01] già visto in precedenza per l'allontanamento dei rifiuti liquidi. Il valore può anche essere corretto per il decadimento di 20 giorni conseguente il trattamento nella rete fognaria.

BIBLIOGRAFIA

- [AAPM01] AAPM Report No. 71, "A Primer For Radioimmunotherapy And Radionuclide Therapy", American Association of Physicists in Medicine by Medical Physics Publishing, 2001
- [Ans75] Anspaugh, L.R., Shinn, J.H., Phelps, P.L., Kennedy, N.C., "Resuspension and redistribution of plutonium in soils". Health Phys. 29, 571-582, 1975
- [CEVaD] Emergenze nucleari e radiologiche, Manuale per le valutazioni dosimetriche e le misure ambientali, ISPRA, 2010
- [Hom14] Homann S.G., HotSpot Health Physics Codes Version 3.0, Lawrence Livermore National Laboratory, <https://narac.llnl.gov/hotspot>, 2014
- [IAEA01] Safety reports series no. 19. Generic models for use in assessing the impact of discharges of radioactive substances to the environment. International Atomic Energy Agency, Vienna, 2001
- [NCRP37] NCRP report n. 37, "Precautions in the Management of Patients Who Have Received Therapeutic Amounts of Radionuclides", 1970
- [NCRP155] NCRP report n. 155, "Management of Radionuclide Therapy Patients", 2006
- [NUREG16] Program-Specific Guidance About Medical Use Licenses, NUREG-1556, Volume 9, Rev. 3
- [Whi21] Jeffrey J. Whicker, et al., "Radionuclide resuspension across ecosystems and environmental disturbances", Journal of Environmental Radioactivity 233 (2021)

Valutazione e gestione degli effluenti aeriformi negli acceleratori moderni

G.M. Contessa¹, M. D'Arienzo², A. Rizzo¹, S. De Crescenzo³

¹ ENEA, Lungotevere Grande Ammiraglio Thaon di Revel 76, 00196 Roma

² Radiometrica, Studio di Radioprotezione e Fisica Sanitaria, 00071 Roma

³ Istituto Europeo di Oncologia, Via Ripamonti 435, 20132 Milano

gianmarco.contessa@enea.it

Riassunto

Il funzionamento delle macchine acceleratrici di particelle e ioni comporta l'attivazione dell'aria nel bunker in cui è collocata l'apparecchiatura e la conseguente immissione pianificata in atmosfera di tali effluenti in forma gassosa. Secondo quanto prescritto dalla normativa vigente italiana (D.Lgs. 101/2020), il rilascio di effluenti radioattivi, calcolato come somma dei rilasci relativi a ciascun radionuclide scaricato in ambiente, deve soddisfare a priori i criteri di non rilevanza radiologica, ma la valutazione delle implicazioni dosimetriche sulla popolazione o sull'individuo rappresentativo comporta la conoscenza di numerosi parametri, primo fra tutti il termine sorgente.

Il presente lavoro propone algoritmi analitici per la valutazione dell'attivazione dell'aria nei locali che ospitano diversi tipi di acceleratori, in particolare ciclotroni per produzione di radiofarmaci, acceleratori lineari per radioterapia (sopra i 10 MV) e acceleratori per sorgenti di neutroni da fusione.

A questo scopo vengono presentati modelli adatti sia a quantificare i radionuclidi generati per fotoproduzione (in particolare ¹³N e ¹⁵O), sia a stimare il flusso neutronico termico (anche in assenza di un modello realistico della macchina da utilizzare nei calcoli Monte Carlo), la cui conseguente cattura in particolare da parte dell'Argon produce ⁴¹Ar. La concentrazione del contaminante aeriforme nei bunker e la conseguente formula di scarico sono valutate considerando un sistema di ventilazione che garantisce un determinato numero di ricambi d'aria l'ora.

Inoltre, ai fini del rispetto del vincolo dosimetrico secondo le prescrizioni di legge, si discute l'impiego di fattori di screening per l'immissione delle sostanze radioattive in ambiente, secondo quanto proposto dalle linee guida internazionali. possibile inserire un breve riassunto, con dimensioni 9 pt, corsivo, giustificato, interlinea singola

INTRODUZIONE

L'impiego di acceleratori di ioni e particelle in campo medico è ormai consolidato in tutto il mondo, sia per la produzione di radiofarmaci sia a scopo terapeutico. Durante il funzionamento dell'apparecchiatura, le radiazioni secondarie possono dar luogo ad attivazione dell'aria, mediante una serie di possibili reazioni che dipendono dalla tipologia e dallo spettro della radiazione emessa. Questi meccanismi di produzione di radionuclidi in aria comportano l'eventuale espulsione in ambiente di effluenti gassosi radioattivi.

A seconda delle macchine acceleratrici di interesse, i possibili meccanismi di attivazione dell'aria possono essere:

1) Fotoestrazione di un nucleone in processi di tipo (γ, n), con produzione di radionuclidi quali ¹³N ($E_\gamma > 10,55$ MeV), ¹⁵O ($E_\gamma > 15,67$ MeV) e ¹¹C ($E_\gamma > 18,72$ MeV). Tale componente è di particolare rilevanza negli acceleratori (soprattutto di elettroni) quali LINAC per trattamento medico con fasci di fotoni generati per Bremsstrahlung. I neutroni fotoestratti, in questo caso, rappresentano il termine sorgente per l'attivazione neutronica dell'aria.

2) Attivazione neutronica: i neutroni prodotti o come particelle primarie (acceleratori a fusione) o secondarie, o a seguito di processi di fotoestrazione (γ, n) (LINAC), o a processi di tipo (p,n) (ciclotroni), possono indurre processi di cattura da parte dei nuclei degli elementi presenti in aria. Nella maggior parte dei casi la reazione più rilevante è la cattura neutronica da parte dell' ^{40}Ar presente naturalmente nell'atmosfera, che comporta la produzione del radionuclide ^{41}Ar . La reazione $^{40}\text{Ar}(n,\gamma)^{41}\text{Ar}$ presenta una sezione d'urto ordini di grandezza superiore alle altre reazioni di attivazione e produce radiazione gamma di elevata energia (1293,64 keV [Bhike, 2014]). Inoltre, ^{41}Ar prodotto ha un tempo di dimezzamento ($T_{1/2} = 109,61$ min [Bhike, 2014]) confrontabile con i tipici tempi di rilascio e diffusione sulle brevi distanze, quindi significativo dal punto di vista della radioprotezione.

La sostanziale differenza nelle emivite dei radionuclidi prodotti nei diversi processi comporta non solo un impatto diverso dal punto di vista radiologico sulla popolazione e sui lavoratori, ma anche una differente trattazione della diffusione in aria. Per i radionuclidi con tempo di dimezzamento dell'ordine dei tempi di rilascio, come ^{41}Ar , modelli realistici possono considerare anche processi di diluizione in aria, mentre per radionuclidi a più breve emivita, come quelli generati da processi foto-estrattivi come ^{13}N ($T_{1/2} = 9,96$ min), ^{15}O ($T_{1/2} = 123$ sec) e il ^{11}C ($T_{1/2} = 20,34$ min), si considera il solo decadimento nel tempo di propagazione della nube verso i punti di interesse.

Nel caso dei ciclotroni le basse sezioni d'urto, le energie di soglia e i tempi di dimezzamento molto brevi rendono trascurabile la formazione di altri prodotti di attivazione quali ^{40}Cl , ^{37}S e ^{16}N .

Poiché ^{41}Ar è prodotto da qualsiasi acceleratore utilizzato, usualmente la valutazione dell'esposizione della popolazione dovuta all'immissione in ambiente degli effluenti prodotti dall'attivazione dell'aria sinora è stata effettuata considerando principalmente questo radionuclide come possibile prodotto di attivazione dell'aria.

Con l'entrata in vigore del D.Lgs. 101/2020 non esiste più alcun allontanamento in esenzione né per i materiali solidi né per i liquidi né per gli effluenti (liquidi o aeriformi), e ogni pratica che prevede un allontanamento, di qualunque entità esso sia, deve essere autorizzata. In particolare, lo smaltimento in ambiente di effluenti aeriformi è condizionato al rispetto di una formula di scarico in termini di attività immessa in ambiente in un intervallo temporale che dimostri il rispetto del criterio di non rilevanza radiologica (su base annuale). Questo comporta la valutazione delle implicazioni dosimetriche sull'individuo rappresentativo della popolazione dell'immissione in ambiente di tutti i contaminanti radioattivi allontanati, in qualsiasi quantità essi siano rilasciati, e implica dunque la conoscenza di numerosi parametri, primo fra tutti il termine sorgente per ciascun radionuclide.

Inoltre la progettazione del regime di ventilazione dei locali che ospitano gli acceleratori deve ottimizzare il bilanciamento tra la necessità di limitare la concentrazione di sostanze radioattive nell'ambiente di lavoro (e di conseguenza la dose ai lavoratori) e quella di controllarne l'immissione nell'ambiente esterno (e quindi la dose all'individuo rappresentativo della popolazione).

Nasce quindi l'esigenza di rendere disponibili procedure operative per la valutazione e gestione dell'attivazione dell'aria nei bunker degli acceleratori usati in campo medico, anche in assenza di un modello realistico della macchina da utilizzare nei calcoli Monte Carlo, e per la stima della dose alla popolazione una volta valutata la concentrazione dei diversi contaminanti rilasciati, utilizzando gli *Screening Factor* reperibili in letteratura.

In questo articolo sono presentati diversi approcci per effettuare tali valutazioni, delineati su quattro tipologie di acceleratori in campo medico, ossia ciclotrone per produzione di radiofarmaci, acceleratore lineare per radioterapia (sopra i 10 MV), sincrociclotrone per terapia e acceleratore per sorgenti di neutroni da fusione finalizzato alla produzione di radiofarmaci.

MATERIALI e METODI

CALCOLO DELL'ATTIVAZIONE DELL'ARIA E DELL'ATTIVITA' RILASCIATA IN ATMOSFERA

Durante il funzionamento della macchina vengono prodotti gas radioattivi dall'interazione tra il campo neutronico emesso e l'aria nelle sale degli acceleratori. La produzione di radioattività nell'aria è governata da equazioni differenziali lineari con soluzioni esponenziali. Assumendo un rateo di ventilazione R (s^{-1}), il numero di nuclei radioattivi per unità di volume $n(t)$ (cm^{-3}) prodotti durante il tempo di irradiazione t è descritto dalla seguente equazione [Cossairt, 2019; Sandri, 2004]:

$$\frac{dn(t)}{dt} = N\sigma\Phi - \lambda n(t) - Rn(t) \quad (1)$$

dove:

- N rappresenta il numero di nuclei bersaglio per unità di volume (cm^{-3}), pari a $N=(N_A \cdot \rho)/A$, con N_A numero di Avogadro, ρ densità del materiale e A peso atomico dell'elemento bersaglio padre;
- σ è la sezione d'urto (cm^2) dell'elemento bersaglio genitore per la produzione del nuclide radioattivo;
- Φ è il flusso di neutroni incidenti ($cm^{-2} \cdot s^{-1}$) che interagiscono con l'elemento padre per la produzione del nuclide radioattivo;
- λ è la costante di decadimento (s^{-1}) del radionuclide prodotto.

L'equazione (1) può essere integrata per ottenere il numero di nuclei trasformati presenti dopo il tempo di bombardamento t :

$$n(t) = \left(\frac{N\sigma\Phi}{\lambda + R} \right) \{1 - \exp[-(\lambda + R)t]\} \quad (2)$$

L'attività specifica indotta in funzione del tempo durante l'irraggiamento è $A(t) = \lambda \cdot n(t)$. Con questa sostituzione, l'equazione (2) fornisce la concentrazione di attività all'interno del bunker in presenza di ventilazione, pari a:

$$A_{C,in}(t) = A_C \left(\frac{\lambda}{\lambda + R} \right) \{1 - \exp[-(\lambda + R)t]\} = A_C \left(\frac{\lambda}{\lambda + R} \right) \left\{ 1 - \exp\left[-\frac{t}{T_{1/2,eff}}\right] \right\} \quad (3)$$

dove:

- $A_C = N\sigma\Phi$ è la concentrazione di attività a saturazione dopo un tempo indefinitamente lungo di irradiazione (ottenuto idealmente in assenza di ventilazione);
- $R = v_R/V = 1/T_{vent}$ (con v_R rateo di ventilazione in volume d'aria rilasciato (aspirato) nell'unità di tempo in m^3/s e V volume del bunker in m^3) è il numero di ricambi d'aria nell'unità di tempo [s^{-1}];
- $T_{1/2,eff}$ rappresenta il tempo di dimezzamento effettivo, ottenuto dalla combinazione dell'emivita fisica del radionuclide e del rateo di ventilazione, $1/T_{1/2,eff} = [(1/T_{1/2}) + (1/T_{1/2,vent})]$, con $T_{1/2,vent} = \ln(2) \cdot T_{vent}$.

L'attività rilasciata all'esterno A_{out} [Bq] (ad ogni ricambio) può essere calcolata come differenza tra l'attività all'interno del bunker in assenza di ventilazione e l'attività all'interno in presenza di ventilazione [Sullivan, 1992]. Dunque, a saturazione, ossia dopo un tempo $t \gg T_{1/2,eff}$, l'attività A_{out} rilasciata all'esterno è pari a:

$$A_{out} = A \left(\frac{R}{\lambda + R} \right) \quad (4)$$

perché (sempre a saturazione):

$$A_{out} = A - \left[A \left(\frac{\lambda}{\lambda + R} \right) \right] = A \left\{ 1 - \left[\frac{\lambda}{\lambda + R} \right] \right\} = A \left(\frac{R}{\lambda + R} \right),$$

dove $A=N\sigma\Phi$ è l'attività a saturazione e N rappresenta il numero di nuclei bersaglio presenti nella sala di volume V. Per tempi di irraggiamento $t_{irr} < T_{1/2_eff}$ l'eq. (4) fornisce una stima conservativa dell'attività rilasciata. In questi casi un calcolo più preciso si può ottenere con la seguente formula:

$$A_{out} = A\{1 - \exp[-\lambda t_{irr}]\} - A\left(\frac{\lambda}{\lambda+R}\right)\left\{1 - \exp\left[-\frac{t_{irr}}{T_{\frac{1}{2_eff}}}\right]\right\} = A\left\{\frac{R+\lambda \exp\left[-\frac{t_{irr}}{T_{1/2_eff}}\right]}{R+\lambda}\exp[-\lambda t_{irr}]\right\}$$

Se si considera (con approccio conservativo) la concentrazione media di attività pari a quella a saturazione e si moltiplica l'attività rilasciata (a saturazione) A_{out} per il numero di ricambi nell'unità di tempo R e per la percentuale di tempo τ che la macchina funziona in un anno (*duty cycle*), si ottiene il rateo di rilascio medio nell'anno (*annual average discharge rate*) Q [Bq/s]:

$$Q = A_{out} \cdot R \cdot \tau = A\left(\frac{R^2}{\lambda + R}\right)\tau \quad (5)$$

Nella normativa italiana, Q risponde alla richiesta di Formula di Scarico, generalmente anche espressa in MBq/s.

DETERMINAZIONE DEL TERMINE SORGENTE DI ^{41}Ar NEL CASO DI UN CICLOTRONE

Poiché l' ^{41}Ar è prodotto dal ^{40}Ar mediante cattura di neutroni termici, è essenziale una stima affidabile del flusso di neutroni termici. La valutazione del flusso di neutroni termici in una geometria complessa è piuttosto complicata. Per una data intensità di sorgente di neutroni ϕ (n/s, numero totale di neutroni generati per secondo), il flusso di neutroni termici Φ_{term} [$\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$] nella stanza dell'acceleratore può essere calcolato utilizzando la seguente semplice formula empirica:

$$\Phi_{term} = P \cdot (\phi/S) \quad (6)$$

- = neutroni al secondo
- S = superficie totale della stanza
- P = coefficiente che dipende dall'energia della sorgente di neutroni, posto pari a 1,25 [IAEA SRS 47; NCRP 151]

Tramite questo dato si possono calcolare tutte le grandezze di interesse.

Attività a saturazione all'interno del bunker in assenza di ventilazione:

$$A(^{41}\text{Ar}) = N(^{40}\text{Ar}) \cdot \sigma \cdot \Phi_{term} \quad (7)$$

Denotato con R il numero di ricambi d'aria per unità di tempo, l'attività a saturazione all'interno e all'esterno (ad ogni ricambio) del bunker in presenza di ventilazione:

$$A_{in} = A(^{41}\text{Ar}) \cdot \lambda / (\lambda + R) \quad (8)$$

$$A_{out} = A(^{41}\text{Ar}) \cdot (R / \lambda + R). \quad (9)$$

FOTOESTRAZIONE E CATTURA NEUTRONICA NEI LINAC MEDICALI

Anche se i processi di cattura neutronica che comportano la formazione di ^{41}Ar nell'utilizzo dei LINAC medicali sono ben noti, quantificare la formazione di tale radionuclide presenta un elevato

grado di variabilità a causa della difficile stima del flusso di neutroni e dei processi di termalizzazione. Occorre considerare infatti sia la diversa provenienza dei neutroni (prodotti sia con la collisione degli elettroni con i materiali della testata sia nei processi fotoestrattivi (γ, n) nei materiali irraggiati dai fotoni, compresa l'aria), sia la loro termalizzazione, funzione dei processi di diffusione elastica nella materia. Per tali motivi la simulazione Monte Carlo rimane uno dei metodi di elezione per stimare la quantità di ^{41}Ar prodotto, poiché essa dipende fortemente dal modello di macchina acceleratrice utilizzata ma anche dalla geometria e dalla dimensione del bunker, le cui pareti giocano un ruolo chiave nella termalizzazione del flusso di neutroni. Diverso è il discorso per i radionuclidi prodotti in aria a seguito della fotoestrazione dei neutroni, che, non dipendendo dal flusso di particelle secondarie come i neutroni, possono essere stimate con ragionevole precisione mediante modelli teorici. Il report della IAEA numero 188 [IAEA, 1979] propone un modello analitico per quantificare la concentrazione dei prodotti radioattivi gassosi a seguito di processi di fotoestrazione. A tal fine, i parametri per il calcolo sono forniti in tale pubblicazione. Tale pubblicazione permette di calcolare il termine sorgente per i radionuclidi formati a seguito di processi fotoestrattivi per irraggiamenti con fotoni con un LINAC medicale. È possibile calcolare la concentrazione media a saturazione [Bq/m^3] all'interno del bunker in assenza di ventilazione forzata attraverso l'equazione:

$$A_c = \frac{A_s L P}{V} \quad (10)$$

dove:

- A_s = attività a saturazione per kW di potenza del fascio di elettroni incidente sulla targhetta, per metro di percorso del fascio utile di fotoni in aria ($\text{Bq kW}^{-1} \text{m}^{-1}$) [IAEA, 1979];
- L = lunghezza della traiettoria in aria del fascio utile di fotoni (m);
- P = potenza del fascio di elettroni incidente sulla targhetta (kW);
- V = volume del locale (m^3).

La potenza del fascio deve essere calcolata a partire dalla corrente accelerata dalla macchina (e non da quella di alimentazione). Valori sostenibili per tali parametri possono essere quelli intorno a 100 o 200 μA , considerando la massima energia per cui la macchina è configurata (ad esempio 15 MeV). A partire da tale parametro è possibile applicare le equazioni esplicitate nel paragrafo 1.

VALUTAZIONE DOSIMETRICA DELL'IMPATTO SULLA POPOLAZIONE

Sono di seguito riportati metodi semplici per calcolare la dose alla popolazione che deriva dai rilasci in ambiente, ai fini del confronto con i limiti di legge. A questo scopo si utilizza l'approccio iterativo delle linee guida internazionali [NCRP 1996; IAEA 2001]: il I livello consiste in una valutazione tramite un semplificato e molto conservativo *no dilution model*, che assume che la concentrazione di contaminante al punto di interesse (dove avviene l'esposizione dell'individuo rappresentativo della popolazione) sia la stessa del punto di rilascio – il che equivale ad assumere che l'esposizione avvenga al punto di rilascio.

Qualora questo calcolo risulti troppo conservativo, si può procedere con una valutazione di II livello, meno pessimistica, tramite un *modello ambientale generico* che descrive in maniera molto semplificata la dispersione di materiale radioattivo in ambiente.

È possibile inoltre utilizzare i coefficienti per il calcolo della dose tabulati dalla IAEA (*Screening Factors, S.F.*, basati su modelli ambientali generici e su assunzioni standardizzate per quanto riguarda i rilasci), al fine di ottenere le valutazioni di impatto di vari radionuclidi rilasciati a partire da quella effettuata per un radionuclide di riferimento, quale ad esempio l' ^{41}Ar . Infatti, per ciascun prodotto i di attivazione in aria per il quale è definibile uno S.F. è possibile calcolare la quantità di radioattività A_i che, immessa in atmosfera, comporterebbe la stessa dose per l'individuo rappresentativo dovuta all'immissione di ^{41}Ar attraverso la seguente relazione:

$$A_i = [A(^{41}\text{Ar}_{\text{eq}}) \cdot \text{SF}(^{41}\text{Ar})] / \text{SF}_i \quad (13)$$

dove:

- $\text{SF}(^{41}\text{Ar})$ = *Screening Factor* totale S.F. relativo al ^{41}Ar [1,5E-06 Sv/a / Bq/m³];
- A_i = attività del generico prodotto di attivazione i immesso in atmosfera [Bq/anno];
- SF_i = *Screening Factor* totale S.F. relativo all' i -esimo prodotto di attivazione immesso in atmosfera [Sv/a / Bq/m³].
-

Dunque, se si può dimostrare che l'attività di ^{41}Ar rilasciata comporta il rispetto del vincolo dosimetrico con un fattore cautelativo pari almeno a 2, è possibile consentire l'allontanamento di effluenti radioattivi aeriformi nelle massime quantità, per anno, che rispettino la seguente formula di scarico (garantendo con ampio margine di sicurezza il rispetto della non rilevanza radiologica):

$$\sum_i (A_i \cdot \text{SF}_i) / \text{SF}(^{41}\text{Ar}) < ^{41}\text{Ar}_{\text{eq}} \quad (14)$$

VALUTAZIONE DI I LIVELLO: "NO DILUTION MODEL"

Si suppone che la concentrazione del radionuclide al punto di interesse sia pari alla concentrazione del radionuclide in aria al punto di rilascio [IAEA 2001]:

$$C = 0,25 \cdot Q / v_R \text{ [Bq/m}^3\text{]} = 0,25 \cdot A_{\text{C,out}} \cdot \tau = 0,25 \cdot (A_C) \cdot (R / (\lambda + R)) \cdot \tau \quad (15)$$

- $Q \text{ [Bq/s]} = A_{\text{out}} \cdot R \cdot \tau = (A) \cdot [R^2 / (\lambda + R)] \cdot \tau$
- 0,25 = frazione di tempo durante la quale il vento soffia verso il recettore
- v_R = rateo di ventilazione in volume d'aria rilasciato nell'unità di tempo [m³/s]

VALUTAZIONE DI II LIVELLO: "DISPERSION IN THE LEE OF AN ISOLATED POINT SOURCE"

La concentrazione media al recettore $C \text{ [Bq/m}^3\text{]}$ è data dalla seguente formula [IAEA 2001]:

$$C = 0,25 \cdot F \cdot Q / u \quad (16)$$

- $Q \text{ [Bq/s]} = A_{\text{out}} \cdot R \cdot \tau = (A) \cdot [R^2 / (\lambda + R)] \cdot \tau$
- F = coefficiente di diffusione gaussiano (*dispersion factor*, m²), in funzione dell'altezza del punto di emissione e della distanza dal punto di emissione
- u = velocità del vento all'altezza del rilascio (supposto pari a 2 m/s).

RISULTATI E DISCUSSIONE

In questo paragrafo il modello precedentemente descritto è applicato ad alcuni scenari reali.

SORGENTINA-RF: UN ACCELERATORE PER SORGENTI DI NEUTRONI DA FUSIONE FINALIZZATO ALLA PRODUZIONE DI RADIOFARMACI

Il progetto Sorgentina-RF prevede una sorgente di neutroni guidata da un acceleratore, il cui compito è accelerare un fascio continuo misto di ioni deuterio e trizio (50:50) fino a 300 keV e corrente circa 830 mA [Pietropaolo et al., 2021]. Il fascio incide su un target metallico dove vengono impiantati gli ioni dando luogo a reazioni di tipo D-T, D-D e T-T ed emissione di neutroni

la cui componente più intensa è quella a 14 MeV proveniente dalla reazione D-T. Il rateo di emissione neutronica della sorgente è dell'ordine di $5\text{-}7 \cdot 10^{13} \text{ s}^{-1}$. Lo scopo principale del progetto è la produzione di ^{99}Mo per uso medicale. La sorgente è pensata per funzionare in modo continuo per un tempo τ di circa 100 giorni/anno. Sono qui presentate le valutazioni di attivazione neutronica dell'aria nel bunker per l'acceleratore, che ha una Superficie S di 340 m^2 e un volume V di 244 m^3 e in cui è previsto un numero R di ricambi d'aria all'ora pari a dieci.

Per quanto riguarda la radiazione gamma da attivazione (proveniente da diversi canali di interazione dei neutroni con i materiali), il *range* energetico previsto varia tra qualche keV sino a un massimo di 8 MeV, che è fuori dal *range* di interesse. Però i gamma '*prompt*', ossia cioè quelli prodotti dalle reazioni (n,γ) , potrebbero ricadere nel *range* energetico di interesse, ma a questo stato di avanzamento del progetto Sorgentina-RF non sono ancora stati caratterizzati.

a) Valutazione di ^{41}Ar attraverso approccio di II livello: “*dispersion in the lee of an isolated point source*”)

$$Q = A_{\text{out}} \cdot R \cdot \tau = (A) \cdot [R^2 / (\lambda + R)] \cdot \tau = 6,5 \cdot 10^8 \text{ Bq} \cdot 2,7 \cdot 10^{-3} \text{ s}^{-1} \cdot 0,27 = 4,7 \cdot 10^5 \text{ Bq/s}$$

dove:

- Superficie S del bunker = 340 m^2
- Volume V del bunker = 244 m^3
- $R = 10 \text{ 1/h} = 10/3600 \text{ s} = 2,8 \cdot 10^{-3} \text{ s}^{-1}$
- $T_{1/2\text{vent}} = \ln(2) \cdot T_{\text{vent}} = \ln(2) \cdot 1/R = 247,6 \text{ s} = 0,069 \text{ h}$
- $T_{1/2\text{eff}} = (T_{1/2} \cdot T_{1/2\text{vent}}) / (T_{1/2} + T_{1/2\text{vent}}) = 0,066 \text{ h} \sim 4 \text{ minuti}$
- $v_R = R \cdot V = 0,68 \text{ m}^3/\text{s}$
- $\Phi_{\text{term}} = P \cdot (\phi/S) = 1,25 \cdot (5 \cdot 10^{13} / 3,4 \cdot 10^6) \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1} = 1,84 \cdot 10^7 \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$
- $A_C = (N \cdot \sigma \cdot \Phi_{\text{term}}) = (2,39 \cdot 10^{17} \cdot 6,1 \cdot 10^{-25} \cdot 1,84 \cdot 10^7) = 2,7 \text{ Bq/cm}^3 = 2,7 \cdot 10^6 \text{ Bq/m}^3$
- $\lambda (^{41}\text{Ar}) = (1/1,83) \text{ h}^{-1} = 1,1 \cdot 10^{-4} \text{ s}^{-1}$
- $\tau = 100/365 = 0,27$
- $A_{\text{out}} = (A_C) \cdot (R/\lambda + R) \cdot V = 2,6 \cdot 10^6 \text{ Bq/m}^3 \cdot 244 \text{ m}^3 = 6,5 \cdot 10^8 \text{ Bq} = 0,65 \text{ GBq}$

La dose efficace all'individuo rappresentativo della popolazione (a 200 m) è:

$$D = 1,8 \text{ Bq/m}^3 \cdot 5,3 \cdot 10^{-4} \text{ (mSv/y / Bq/m}^3) = 0,9 \text{ } \mu\text{Sv/a}$$

dove:

- $e = 5,3 \cdot 10^{-9} \text{ (Sv/day per Bq/m}^3) = 5,3 \cdot 10^{-4} \text{ (mSv/y per Bq/m}^3)$ considerando 100 giorni di lavoro l'anno, mentre per il resto la ventilazione è spenta e non c'è emissione di aria all'esterno.
- $v = 2 \text{ m/s}$
- $F \text{ (a 200 m)} = 3 \cdot 10^{-5}$

$$C = 0,25 \cdot F \cdot Q/u = 0,25 \cdot 3 \cdot 10^{-5} \cdot 4,7 \cdot 10^5 / 2 \text{ (Bq/m}^3) = 1,8 \text{ Bq/m}^3$$

b) Valutazioni di ^3H attraverso la reazione $^{14}\text{N}(n,X)^3\text{H}$

La formula di scarico è la seguente:

$$Q = A_{out} \cdot R \cdot \tau = 2,9 \cdot 10^{10} \text{ Bq} \cdot 2,8 \cdot 10^{-3} \text{ s}^{-1} \cdot 0,27 = 2,2 \cdot 10^7 \text{ Bq/s}$$

dove:

- $A_C = (N \cdot \sigma \cdot \Phi_{14\text{MeV}}) = (4 \cdot 10^{19} \cdot 3 \cdot 10^{-26} \cdot 10^8) = 1,2 \cdot 10^2 \text{ Bq/cm}^3 = 1,2 \cdot 10^8 \text{ Bq/m}^3$;
- $\Phi_{14\text{MeV}}$ è il flusso (medio) di neutroni a 14 MeV che interagiscono con l'elemento padre per la produzione del nuclide radioattivo = $10^8 \text{ (cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$;
- $N = (N_A \cdot f \cdot \rho) / A = (6,022 \cdot 10^{23} \cdot 0,78 \cdot 1,2 \cdot 10^{-3}) / 14 = 4 \cdot 10^{19} \text{ cm}^{-3}$;
- $N_A = 6,022 \cdot 10^{23} \text{ mol}^{-1}$,
- $\rho = 0,00122 \text{ g/cm}^3$,
- $A (^{14}\text{N}) = 14 \text{ g/mol}$,
- $f (^{14}\text{N}) = 0,78$;
- $\sigma = 3 \cdot 10^{-26} \text{ cm}^2$;
- $T_{1/2} (^3\text{H}) = 3,85 \cdot 10^8 \text{ s}$;
- $T_{1/2\text{vent}} = \ln(2) \cdot T_{\text{vent}} = \ln(2) \cdot 1/R = 247,6 \text{ s}$;
- $T_{1/2\text{eff}} = (T_{1/2} \cdot T_{1/2\text{vent}}) / (T_{1/2} + T_{1/2\text{vent}}) = 247,6 \text{ s} \sim 4 \text{ minuti}$;
- $\lambda (^3\text{H}) = 1,8 \cdot 10^{-9} \text{ s}^{-1}$;
- $R = 10 \text{ 1/h} = 10/3600 \text{ s} = 2,8 \cdot 10^{-3} \text{ s}^{-1}$;
- $A_{out} = (A_C) \cdot [R / (\lambda + R)] \cdot V = 1,2 \cdot 10^8 \text{ Bq/m}^3 \cdot 244 \text{ m}^3 = 2,9 \cdot 10^{10} \text{ Bq} = 29 \text{ GBq}$.

La dose efficace all'individuo rappresentativo della popolazione (a 200 m) è:

$$D = 83 \text{ Bq/m}^3 \cdot 16 \text{ m}^3/\text{d} \cdot 100 \text{ d} \cdot 1,8 \cdot 10^{-8} \text{ (mSv/Bq)} = 2,4 \text{ } \mu\text{Sv/a}$$

dove:

- $e = 1,8 \cdot 10^{-8} \text{ (mSv/Bq)}$ (*il trizio si considera totalmente in forma di HTO introducendo un ulteriore parametro di cautela*) [ICRP 119]
- $v = 2 \text{ m/s}$
- $F \text{ (a 200 m)} = 3 \cdot 10^{-5}$
- Rateo di inalazione (età: 31-51 a): $16 \text{ m}^3/\text{d}$ [Exposure Factors Handbook, 2011]
- $C = 0,25 \cdot F \cdot Q/u = 0,25 \cdot 3 \cdot 10^{-5} \cdot 2,2 \cdot 10^7/2 \text{ (Bq/m}^3) = 83 \text{ Bq/m}^3$

Se si usano gli Screening factors per calcolare la concentrazione massima di trizio:

$$(A_{i,T} \cdot SF_i) / SF(^{41}\text{Ar}) < ^{41}\text{Ar}_{\text{req}} \rightarrow A_{i,T} < (0,65 \text{ GBq} \cdot 1,5 \cdot 10^{-3}) / 1,4 \cdot 10^{-4} = 7 \text{ GBq}$$

CASO DI UN LINAC MEDICALE CON ENERGIA DI 15 MeV

A titolo di esempio viene presentato nel seguito un calcolo della concentrazione di ^{13}N e ^{15}O nel caso dell'utilizzo di un LINAC medicale con energia pari a 15 MeV. Per fasci utili di fotoni di tale energia, risulta che i principali nuclidi che possono attivarsi in aria per processi del tipo (y,n) sono essenzialmente:

- ^{15}O ($E_s = 15,67 \text{ MeV}$)
- ^{13}N ($E_s = 10,55 \text{ MeV}$)

Anche se l'energia di soglia per la produzione di ^{15}O è leggermente superiore a 15 MeV, occorre comunque ipotizzare una distribuzione di Maxwell-Boltzman delle energie accessibili dei fotoni accelerati, ovvero la presenza di una coda ad alte energie dello spettro fotonico in grado di innescare il processo sull' ^{16}O .

Il termine sorgente, ovvero la concentrazione di attività a saturazione nel bunker senza ventilazione forzata, è calcolata in accordo con l'eq. (10), considerando i valori del termine A_s riportati nel Report IAEA 188 (tabella 1).

Tabella 1: Concentrazioni di attività a saturazione in assenza di ventilazione. Si suppone un volume del bunker pari a 230 m³.

	A_s (Bq kW ⁻¹ m ⁻¹)	L (m)	P (kW)	V (m ³)	A_c (Bq/m ³)
¹³ N	5,20E+08	1	1.5	230	3,39E+06
¹⁵ O	5,60E+07	1	1.5	230	3,65E+05

La potenza del fascio è stata calcolata a partire da una corrente media accelerata pari a 150 μ A e alla massima energia disponibile (15 MeV). Le ipotesi adottate per tale calcolo sono molto cautelative, poiché è stata considerata solo l'erogazione alla massima energia per calcolare le concentrazioni di attività a saturazione, supponendo che la macchina eroghi per un tempo infinito nel bunker senza ventilazione. Dunque, i valori che si ottengono sono quelli che si raggiungono nel plateau dove la produzione dei radionuclidi si equilibra con il loro decadimento. Nel caso di ricambio d'aria forzato, si aggiunge al decadimento radioattivo, che abbassa la concentrazione, anche il termine R, come mostrato nell'eq. (3). In questo caso si considera il tempo di dimezzamento efficace, calcolato in accordo con l'espressione $1/T_{1/2_eff} = [(1/T_{1/2}) + (1/T_{1/2vent})]$, con $T_{1/2vent} = \ln(2) \cdot T_{vent}$. Per i radionuclidi di interesse si ottengono i dati illustrati in tabella 2.

Tabella 2: Tempi effettivi di decadimento.

Radionuclide	$T_{1/2}$ (s)	$T_{1/2vent}$ (s)	$T_{1/2_eff}$ (s)
¹³ N	597,6	226,8	164,4
¹⁵ O	123	226,8	79,7

Per un tempo $t \gg T_{1/2_eff}$, è possibile applicare l'eq. (3) per calcolare la concentrazione di attività media all'interno del bunker nel caso di ventilazione forzata, supponendo un rateo di ricambio d'aria pari a 10 ricambi d'aria l'ora (tabella 3).

Tabella 3: Concentrazione all'interno del bunker in presenza di ricambi d'aria

Radionuclide	λ (s ⁻¹)	$A_{C,in}$ (Bq/m ³)
¹³ N	1,16E-03	9,98E+05
¹⁵ O	5,67E-03	2,45E+05

Tali valori di $A_{C,in}$ si raggiungono nel plateau di equilibrio, quando il sistema di ventilazione è a regime, nel caso specifico di radionuclidi a corta emivita. Applicando l'equazione (5) si ottengono, per i due radionuclidi, le formule di scarico riportate in tabella 4.

Tabella 4: Formule di scarico

Radionuclide	Q (Bq/s)
¹³ N	1,69E+06
¹⁵ O	3,95E+04

La pubblicazione IAEA188 è stata utilizzata in questo lavoro per stimare il termine sorgente dei radionuclidi prodotti per fotoestrazione, sfruttando i dati tabulati per A_s . A partire da tale termine sono state calcolate le concentrazioni a saturazione e con ventilazione forzata e le formule di scarico applicando il modello presentato in questo lavoro. Tale pubblicazione offre comunque un modello per ottenere tali grandezze, fondamentalmente non basato sulla risoluzione delle equazioni differenziali. Riferendosi a tale modello ((IAEA,1979), da pag 130 in poi), sono state calcolate le stesse quantità e confrontate con i risultati ottenuti (tabella 5).

Tabella 5: Confronto tra i due modelli.

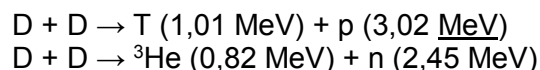
	Presente lavoro		IAEA, 1979	
	$A_{C,in}$ (Bq/m ³)	Q (Bq/s)	$A_{C,in}$ (Bq/m ³)	Q (Bq/s)
¹³ N	9,98E+05	1,69E+06	8,54E+05	6,00E+05
¹⁵ O	2,45E+05	3,95E+04	2,13E+04	1,49E+04

Nonostante i due modelli differiscano concettualmente (quello proposto dalla IAEA è dedicato alla radioprotezione dei lavoratori e adotta un approccio largamente conservativo), si ottengono risultati confrontabili relativamente alle concentrazioni di ¹³N, mentre nel caso dell'¹⁵O la più breve emivita fa risaltare la differenza nella trattazione della dinamica temporale. Si noti comunque il buon accordo dei modelli nella determinazione delle formule di scarico.

DETERMINAZIONE DEL TERMINE SORGENTE DI ⁴¹Ar NEL CASO DI UN INIETTORE PER FUSIONE NUCLEARE

Il presente caso di studio si riferisce alla produzione di ⁴¹Ar all'interno di un locale che ospita una sorgente di ioni negativi per l'iniezione di particelle neutre. L'iniezione di particelle neutre è uno dei possibili sistemi di riscaldamento del plasma nei futuri reattori a fusione. Sul territorio italiano, la fisica e la tecnologia del sistema di riscaldamento di ITER tramite iniezione di particelle neutre sono attualmente sviluppate a Padova su MITICA (*Megavolt ITER Injector & Concept Advancement*), il prototipo dell'iniettore a 1 MV, come esperimento cardine del programma di ricerca del Progetto NBTF (*Neutral Beam Test Facility*). Data l'estrema complessità tecnologica nella realizzazione di tale iniettore si è reso necessario un programma di ricerca sul componente più critico: la sorgente di ioni negativi (*SPIDER, Source for Production of Ion of Deuterium Extracted from Rf plasma*). La sorgente, attualmente in esercizio presso il Consorzio RFX di Padova, consiste in un acceleratore di ioni (H⁻ e D⁻), i quali sono inviati su un calorimetro (o su un *beam-dump*) sul quale avvengono le seguenti reazioni di fusione nucleare, con conseguente produzione di radiazione neutronica:

1) reazioni D-D (le due reazioni hanno la stessa probabilità di avvenire, pari al 50%):



2) Reazioni D-T:



I neutroni prodotti dalla sorgente possono attivare l'aria all'interno del locale. I principali radionuclidi prodotti in aria per irraggiamento neutronico sono riportati in tabella 6.

Tabella 6: Radionuclidi prodotti in aria per attivazione, coefficienti di sommersione e sezioni d'urto del processo

Nuclide	Emivita	Reazione di produzione	Decadimento			Sezione d'urto (mbarn)
			Tipo	E (MeV)	%	
³ H	12.2 y	Spallazione N, O	β^-	0.018	100	30
⁷ Be	53 d	Spallazione N, O	EC; γ	0.48	12	10
⁴¹ Ar	1.83 h	Cattura termica	β^- ; γ	1.2; 1.3	99	610
¹¹ C	20.5 min	Spallazione N, O	β^+	0.9	100	20
¹³ N	10 min	Spallazione; (n, γ)	β^+	1.25	100	30
¹⁵ O	2.1 min	(n,2n); (n, γ)	β^+	1.7	100	60
¹⁴ O	74 s	Spallazione	β^+ ; γ	1.8; 2.3	99	5
¹⁶ N	7.3 s	Cattura; (n,p); spallaz.	β^- ; γ	varie	100	60

I radionuclidi in Tabella 3.1 hanno vite medie molto brevi che vanno dai 2,1 minuti dell'¹⁵O alle circa 2 ore del ⁴¹Ar. I costituenti dell'aria possono essere attivati o per reazioni di spallazione (n,p), (n,xn) o per cattura di neutroni termici (n, γ). Nel caso specifico, i tempi di funzionamento dell'acceleratore sono troppo brevi per consentire la formazione di quantità apprezzabili di ³H e Be. L'¹⁵O prodotto per spallazione su ¹⁶O (reazione n,2n) ha una soglia di produzione pari a circa 16 MeV e non può essere prodotto in questo contesto, in cui lo spettro dei neutroni massimo è pari a 14 MeV (considerando la reazione D-T). Di conseguenza, non può essere prodotto nemmeno ¹⁴O, prodotto per reazione (n,2n) su ¹⁵O. Lo stesso può dirsi per la produzione dei restanti radionuclidi (in cui la soglia di produzione è generalmente maggiore di 15 MeV) ad esclusione dell'⁴¹Ar, unico radionuclide ad avere una sezione d'urto non trascurabile al di sotto dei 2 MeV (610 mb), assieme al ³H (30 mb). Tuttavia la produzione di idrogeno attivato è comunque trascurabile data la modesta presenza di tale elemento in aria (circa 200 volte meno abbondante dell'Argon). L'unico radioisotopo che può essere significativamente prodotto in aria è quindi l'⁴¹Ar e di seguito si farà riferimento esclusivamente ad esso.

Per il funzionamento di SPIDER sono previste due campagne di sperimentazione:

- Sperimentazione provvisoria (*Interim Campaign*)
- Test finale (*Final Test*)

L'*Interim Campaign* prevede un carico di lavoro complessivo di 100 giorni/anno con caratteristiche di funzionamento pari a 100 impulsi/giorno, durata dell'impulso pari a 20 secondi e correnti di 40 A per singolo impulso. Per il *Final Test* si prevedono 14 giorni di attività, con impulsi di 3600 secondi a 40 A ripetuti a intervalli di 4 ore (frequenza pari a 6 impulsi/giorno), per un totale di 84 impulsi. I dati di produzione neutronica sono riportati in tabella 7 per ciascuno scenario operativo.

Tabella 7: Dati di produzione neutronica

	CAMPAGNA INTERMEDIA	TEST FINALE
Durata (giorni)	100	14
Numero di impulsi/giorno	100	6
Durata dell'impulso (s)	20	3600
ϕ (D-D) durante impulso (n/s)	3,50E+10	3,78E+11
ϕ (D-T) durante impulso (n/s)	4,81E+05	5,20E+06
Durata campagna (giorni)	100	14

Per quanto esposto, l'attività a saturazione di ^{41}Ar è data da:

$$A(^{41}\text{Ar}) = N(^{40}\text{Ar})\sigma\Phi_{\text{th}} \rightarrow N(^{40}\text{Ar}) \cdot \sigma \cdot \left(\frac{1,25}{S}\phi\right)$$

dove il flusso termico Φ_{th} è calcolato a partire dalla relazione (6) e il numero di nuclei $N(^{40}\text{Ar})$ di ^{40}Ar per unità di volume è dato da:

$$N(^{40}\text{Ar}) = \frac{[N_A \cdot f(^{40}\text{Ar}) \cdot \rho_{\text{air}}]}{A} = 2,39 \cdot 10^{17} \text{ cm}^{-3}$$

dove

- $f(^{40}\text{Ar})$ è la frazione di peso dell' ^{40}Ar nell'aria (0,013),
- ρ_{air} è la densità dell'aria (0,00122 g/cm³),
- A il peso atomico dell' ^{40}Ar (39,94 g/mol),
- $N_A = 6,022 \cdot 10^{23} \text{ mol}^{-1}$.

La superficie interna del bunker risulta essere pari a $S = 0,57 \cdot 10^7 \text{ cm}^2$. Ponendo $\sigma = 610 \text{ mb}$, la concentrazione di attività a saturazione di ^{41}Ar risulta:

$$A(^{41}\text{Ar}) = 3,2 \cdot 10^{-14}\phi$$

dove il termine sorgente ϕ è riportato in tabella 7. Assumendo una distribuzione omogenea dei neutroni termici all'interno del bunker e conoscendo il volume del locale ($V=1,5 \cdot 10^9 \text{ cm}^3$), l'attività a saturazione totalmente prodotta è riportata nella tabella 8.

Tabella 8: Attività a saturazione totalmente prodotta

	CAMPAGNA INTERMEDIA	TEST FINALE
A(D-D)	0,15 GBq	1,59 GBq
A(D-T)	2,02 kBq	21,8 kBq

Implementando la relazione (3) per un numero di ricambi orari R pari a 0 e 1, si ottiene la produzione di ^{41}Ar all'interno del locale e la quantità totalmente estratta nell'ipotesi che al termine dell'ultimo impulso l'impianto di ventilazione sia spento e l' ^{41}Ar prodotto all'interno del bunker sia lasciato decadere.

Tabella 7: Attività totalmente prodotta in funzione dei ricambi d'aria

R	SPIDER – Test finale		SPIDER – Campagna intermedia	
	A_{in}^{max}	A_{ext}^{tot}	A_{in}^{max}	A_{ext}^{tot}
0	8,3 MBq	-	0,14 MBq	-
1	2,8 MBq	14,1 MBq	0,08 MBq	0,2 MBq

Sulla base del carico di lavoro e dei calcoli, l'attività massima di ^{41}Ar rilasciata in atmosfera durante l'esercizio dell'iniettore risulta essere pari a 14,1 MBq al giorno durante il test finale e 0,2 MBq al giorno durante la campagna intermedia. Ricordando che il carico di lavoro totale è pari a 14 giorni di test finale e 100 giorni di campagna intermedia, la quantità totalmente rilasciata in atmosfera durante l'esercizio dell'iniettore SPIDER è pari a: $(14,1 \text{ MBq} \cdot 14) + (0,2 \text{ MBq} \cdot 100) = 218 \text{ MBq}$.

a) Valutazione di II livello: "dispersion in the lee of an isolated point source"

$$C = 0,25 \cdot F \cdot Q / u \text{ [Bq/m}^3\text{]} \quad (16)$$

Si considera per semplicità il contributo di dose a seguito del rilascio conseguente l'impulso di 3600 secondi (final test) assumendo $R=1$ (l'attività giornaliera estratta durante le fasi di interim campaign è inferiore di circa un fattore 10).

$$Q = A_{out} \cdot R \cdot \tau = (A) \cdot [R^2 / (\lambda + R)] \cdot \tau$$

- $A_{out} = 1,59 \text{ GBq}$;
- $R = 1/h = 0,000278 \text{ s}^{-1}$;
- $\tau = 0,016$;

si ottiene: $Q = 3,1 \text{ kBq/s}$

- $F =$ coefficiente di diffusione gaussiano (*dispersion factor*, m^2), in funzione dell'altezza del punto di emissione e della distanza dal punto di emissione. Da IAEA, a 100 m di distanza di emissione con altezza di rilascio 13 m: $2 \cdot 10^{-3} \text{ m}^2$.
- $u = 2 \text{ m/s}$

Si ottiene infine $C = 0,78 \text{ Bq/m}^3$. Si considera un coefficiente di dose $e = 5,3 \cdot 10^{-9} \text{ (Sv/d per Bq/m}^3\text{)}$. In ultima analisi:

$$D = 0,78 \text{ Bq/m}^3 \cdot 5,3 \cdot 10^{-9} \text{ Sv/d/Bq/m}^3 \cdot 14 \text{ d} = 5,7 \times 10^{-2} \mu\text{Sv/a.}$$

CONCLUSIONI

Per calcolare la dose alla popolazione che deriva dai rilasci in ambiente, ai fini del confronto con i limiti di legge, si propone l'approccio iterativo delle linee guida internazionali [NCRP 1996; IAEA 2001]. Inevitabilmente, tutti i modelli di valutazione analitica di impatto ambientale sono soggetti a incertezze di calcolo. Tuttavia, le dosi calcolate utilizzando queste metodologie di screening non dovrebbero sottostimare le dosi reali di più di un ordine di grandezza [IAEA 2001; NCRP

1996], garantendo così il rispetto del valore soglia di 10 $\mu\text{Sv/a}$ nei casi studio in esame. Al contrario, si ritiene che tali modelli conducano a sovrastime delle dosi ricevute [IAEA 2001].

Ringraziamenti

Gli autori ringraziano il Dott. Antonino Pietropaolo dell'ENEA per le illuminanti discussioni sui temi trattati nell'articolo.

Bibliografia

Bhike M., Fallin B. and Tornow W. *Measurements of the $^{40}\text{Ar}(n, \gamma)^{41}\text{Ar}$ radiative-capture cross section between 0.4 and 14.8 MeV*. Physics Letters B 736 361-364 (2014)

D. Cossairt, M. Quinn, *Accelerator radiation physics for personnel and environmental protection*, CRC Press 2019 (ISBN 9780367779849).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Radiological Safety Aspects of the Operation of Electron Linear Accelerators*, Technical Reports Series No. 188, IAEA, Vienna (1979).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Generic models for use in assessing the impact of discharges of radioactive substances to the environment*, Safety Reports Series No. 19, IAEA, Vienna (2001).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Radiation Protection in the Design of Radiotherapy Facilities*, Safety Reports Series No. 47, IAEA, Vienna (2006).

ICRP. *Compendium of Dose Coefficients based on ICRP Publication 60*. ICRP Publication 119. Ann. ICRP 41(Suppl.) (2012).

NCRP Report No. 123. *Screening Models for Releases of Radionuclides to Atmosphere, Surface Water, and Ground - Vol. I and Vol II*. NCRP, Bethesda (1996).

NCRP Report No. 151, *Structural Shielding Design and Evaluation for Megavoltage X- and Gamma-Ray Radiotherapy Facilities*. NCRP, Bethesda (2005).

Pietropaolo A., Contessa G.M., Farini M., Fonnesu N., Marinari R., Moro F., Rizzo A., Scaglione S., Terranova N., Utili M., et al. *SORGENTINA-RF project: Fusion neutrons for ^{99}Mo medical radioisotope*. Eur. Phys. J. Plus 2021, 136, 1140.

S. Sandri, E. Brosio, E. Calenda, R. Cifani, G. Cocomello, A. Coniglio, M. D'Arienzo, *Problematiche autorizzative e di radioprotezione connesse con l'impiego di acceleratori di protoni di bassa e media energia in ambito sanitario*, Convegno Nazionale di Radioprotezione, Verona, 16-18 settembre 2004

A.H. Sullivan, *Guide to radiation and radioactivity levels around high energy particle accelerators*, Nuclear Technology Publishing 1992 (ISBN 1870965183).

U.S. EPA. *Exposure Factors Handbook* 2011 Edition (Final Report). U.S. Environmental Protection Agency, Washington, DC, EPA/600/R-09/052F, 2011.

Problematiche di radioprotezione relative all'autopsia del beam dump di LHC

Angelo Infantino, Safouane El-Idrissi, Christophe Tromel, Heinz Vincke

CERN, Organizzazione Europea per la Ricerca Nucleare, Esplanade des Particules 1, 1217, Meyrin, Ginevra, Svizzera

angelo.infantino@cern.ch

Riassunto

Il Large Hadron Collider (LHC) è dotato di due "beam dump" (in gergo, TDE) situati in due caverne ~750 m a valle di Punto 6. Questi TDE consentono un'estrazione sicura e controllata dei fasci di protoni da 7 TeV che circolano nell'anello. Ogni TDE è composto da un recipiente cilindrico in acciaio inossidabile 316 LN di circa 8500 mm di lunghezza e 700 mm di diametro, che racchiude diversi blocchi di grafite di diversa densità (1.1-1.77 g/cm³). Il TDE è circondato da una schermatura in ferro di ~900 tonnellate.

Durante l'ultimo periodo di fisica di LHC sono emersi diversi problemi legati ad eccessive vibrazioni del TDE durante l'operazione con fascio, che hanno portato infine alla sostituzione dei due dump. La sostituzione dei due TDE ha aperto le porte alla possibilità di eseguire un'autopsia dei dump al fine di estrarre informazioni essenziali sullo stato di usura della grafite al loro interno. In aggiunta, l'autopsia del TDE ha permesso di anticipare il pre-condizionamento dello stesso come rifiuto radioattivo e di ottimizzare le risorse allocate per l'intervento nonché di ridurre il rischio radiologico per il personale.

L'autopsia del TDE ha richiesto l'esecuzione di diverse attività in un ambiente altamente radioattivo, ponendo sfide significative in termini di radioprotezione. Per garantire standards di sicurezza elevati e il rispetto del principio ALARA, queste sfide sono state affrontate utilizzando tecniche avanzate di simulazione Monte Carlo per stimare il campo di radiazioni nelle diverse fasi dell'intervento nonché l'attivazione dei diversi componenti del dump. Un cantiere di oltre 160 m², completamente schermato, è stato costruito in uno degli edifici di superficie di Punto 6 al fine di condurre l'autopsia e il pre-condizionamento dei rifiuti radioattivi in sicurezza.

Questo lavoro fornisce una panoramica degli studi di radioprotezione e delle soluzioni tecniche trovate al fine di ottimizzare l'autopsia del beam dump di LHC e il pre-condizionamento dei rifiuti radioattivi derivanti, nonché di ridurre il rischio radiologico (ALARA) per il personale e l'ambiente.

LA RADIOPROTEZIONE NEL CONTESTO DELLA PANDEMIA DA CORONAVIRUS OVVERO PRENDERSI CURA DI CHI SI PRENDE CURA - INFORMATI E PROTETTI

dott. Michele Marinaro Fisico Medico ed Esperto di Radioprotezione A.Ulss 3 - Regione Veneto m.marinaro@gmail.com

Riassunto

È una esperienza che si vuole aggiungere ad altre storie fatte di vita e di narrazioni interattive nel contesto della malattia di Coronavirus e che nasce dalla mia esperienza di esperto di radioprotezione chiamato a tenere un corso per medici internisti senza alcuna formazione in materia di radioprotezione ma con esperienza pluriennale sulla prevenzione da Covid. Un gruppo di una quindicina di medici della guardia notturna ospedaliera è stato coinvolto nell'attività in emergenza notturna su pazienti trattati con radiofarmaci in degenza protetta nei locali di Curiterapia della Radioterapia. Per condurre la formazione l'idea è stata quella di partire dall'affinità con il Covid e per tutelare la salute e la sicurezza dei lavoratori è stata necessaria la stima dell'esposizione del medico guardiano e procedere alla classificazione dei lavoratori ma con l'occasione domandarsi: "qual è la probabilità che il medico guardiano sia davvero coinvolto nell'emergenza?"

PREMESSA

Piaceva l'idea di aggiungere a questo tempo pandemico anche un'esperienza vissuta dal nostro piccolo e limitato osservatorio di radioprotezione. Un'esperienza da condividere con altre simili che nasce da una richiesta della direzione medica ospedaliera di Venezia di occuparsi del coinvolgimento di un gruppo di medici internisti già coinvolti in attività in emergenza di guardia notturna su pazienti trattati con radiofarmaci.

Ai sensi dell'articolo 130 del D.Lgs.101/2020 come esperto di radioprotezione sono stato chiamato ad assistere la Direzione per le diverse attività connesse alla radioprotezione, quali ad esempio:

- Valutazione del rischio
- Sorveglianza individuale
- Monitoraggio ambientale,
- Procedure per la gestione di prevenzione inconvenienti e incidenti
- Pianificazione delle situazioni di emergenza,
- Programmi di formazione e aggiornamento dei lavoratori, ecc.).

Ma in questo breve contributo mi soffermerò su due aspetti:

1. Come impostare il corso di formazione per il gruppo dei medici internisti
2. Come classificare ai fini della radioprotezione i medici guardiani

Il gruppo dei medici internisti è risultato composto da 15 operatori senza alcuna formazione di radioprotezione ma con una forte esperienza quotidiana di due anni con il Covid.

INTRODUZIONE

Gli ospedali nel 2020 hanno dovuto affrontare un enorme afflusso di pazienti contagiati dal COVID. Una delle criticità era quella di scongiurare il rischio di contagio anche degli operatori e assicurare che gli ospedali potessero continuare a funzionare nonostante il continuo aumento dei casi. Le Dirigenze Ospedaliere organizzarono numerose sessioni di formazione sul Covid su:

- L'utilizzo dei dispositivi di protezione individuale (DPI);
- L'implementazione delle misure di protezione
- La gestione di segnalazioni di casi sospetti,
- Il monitoraggio sanitario dei pazienti in isolamento
- L'eventuale trasferimento di pazienti tra i reparti

Furono formati più di 1000 operatori sanitari sulle misure di controllo e prevenzione con un gruppo di psicologi che hanno fornito supporto psicologico al personale medico e paramedico ospedaliero. Furono fornite raccomandazioni sull'utilizzo delle aree comuni, riorganizzato alcuni spazi, identificato le zone da utilizzare per l'isolamento temporaneo di eventuali casi sospetti o confermati. Dopo i primi interventi, durante la prima ondata, un team composto da personale sanitario ed esperti di igiene sono intervenuti per migliorare il tracciamento dei contatti, le misure di prevenzione e individuazione dei positivi e l'applicazione di protocolli su vestizione/svestizione, sanificazione degli ambienti.

IL LUOGO

Quello della radioterapia metabolica dove il paziente viene ricoverato per ricevere i trattamenti in regime di degenza protetta. Qui il paziente viene trattato con radiofarmaci e non può ricevere visite o allontanarsi dalla stanza di degenza. Le camere sono dotate di TV e di collegamento Wi-Fi, una videocamera consente al personale di assistenza di effettuare con continuità la videosorveglianza per garantire in ogni momento la cura e tutela della salute del paziente. Le stanze di degenza protetta progettate e dedicate alla radioterapia metabolica sono due, ognuna composta da due letti per un'attività svolta in stretta collaborazione tra Medici Radioterapisti e Medici Nucleari e dedicate quasi esclusivamente al trattamento con Iodio 131 per pazienti con carcinoma differenziato della tiroide.

IMPOSTAZIONE DEL CORSO DI FORMAZIONE

Gli operatori sanitari coinvolti sono tra quelli in prima linea e che hanno affrontato l'emergenza sanitaria causata dal SARS-CoV-2, ricevendo supporto incondizionato dalla direzione come strumenti e conoscenze per una corretta gestione dell'infezione.

Anche informare e formare in materia di radioprotezione deve avere i medesimi obiettivi strategici: da un lato fornire informazioni scientificamente validate e che consentano di orientarsi nel vasto e confuso panorama della comunicazione scientifica, soprattutto in questo momento storico; dall'altro andare a consolidare e rafforzare la preparazione scientifica dei discenti attraverso la condivisione di esperienze e competenze.

Il format utilizzato è stato quello della lezione frontale per una formazione su campo in modalità semplice, efficace e immediata con piccoli gruppi di tre/quattro persone con quattro edizioni.

Ci sono stati riscontri fortemente positivi e le numerose richieste di informazioni che ne sono conseguiti, confermano il successo di un'esperienza che ha visto come protagonisti i medici che hanno messo a disposizione della comunità scientifica il know-how acquisito in questo drammatico periodo.

METODOLOGIA

- Come metodologia didattica, trattandosi di personale senza conoscenze specifiche in materia di radioprotezione, è stata utilizzata "la didattica esperienziale". Cioè di uno strumento didattico che si basa sulla esperienza, un processo attivo per imparare dalla sperimentazione concreta di situazioni e dall'esperienza diretta dei concetti. Offrendo strumenti che permettono di imparare attraverso l'esperienza cognitiva, emotiva o sensoriale già appartenente al proprio bagaglio delle conoscenze.
- Consapevolezza di parlare ad operatori che sanno tenere al sicuro il personale ed i pazienti, assicurando la continuazione la prevenzione della diffusione di una contaminazione con semplici misure di prevenzione.

LE AFFINITÀ DELLA RADIOPROTEZIONE CON IL COVID

Partire dall'affinità della contaminazione radioattiva:

- Il COVID, questo virus, come i nuclei radioattivi, così piccolo che non possiamo vederlo, e come la radioattività, è insapore, inodore ed incolore ed entrambi, però, si possono misurare.
- Anche il COVID si diffonde con la tosse ed i starnuti dalle persone contagiate, e quando si contaminano cose e persone, alla pari della radioattività si deve provvedere a non disperdere ed a confinare le aree per evitare contaminazioni.
- In analogia l'attività di formazione sul Covid-19 e sulla Radioprotezione, deve riguardare i dispositivi di protezione individuale (DPI), per evitare o meglio contenere il rischio contagio. Per tutelare la salute e la sicurezza dei lavoratori e garantire la salubrità dell'ambiente di lavoro.
- Quando siamo in presenza di una sorgente radiogena non sigillata o più precisamente di un paziente somministrato con un radiofarmaco possiamo realizzare un'analogia, con l'essere in presenza di una persona con il COVID-19, all'interno di un medesimo locale.

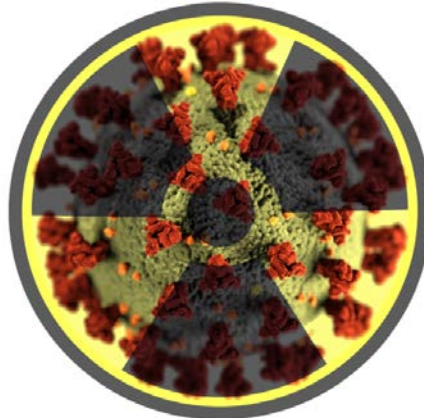


Figura 1 – Le Affinità. La radioprotezione riguarda la prevenzione degli effetti dannosi delle radiazioni sull'organismo umano. La radioprotezione e la protezione dal COVID hanno un approccio scientifico basato sull'osservazione e non applica la "tolleranza zero" ma si basa su "limiti".

L'affinità tra l'esposizione alle radiazioni e quella al Covid si limita però al solo rischio da contaminazione ma non a quello da irradiazione.

L'irradiazione, di cui bisognerà tener conto per la valutazione del rischio da radiazioni, è l'esposizione a radiazioni senza alcuna contaminazione e può avvenire senza che il materiale radioattivo venga in contatto con la persona. Quando la sorgente di radiazione è rimossa l'esposizione termina. L'irradiazione da radiazioni può interessare tutto il corpo e, se la dose è abbastanza alta, può provocare sintomi sistemici. In seguito all'irradiazione, i soggetti esposti non emettono radiazioni e non diventano radioattivi.

La contaminazione è invece causata da un contatto accidentale e la contaminazione può essere esterna o interna. Quella esterna si verifica sulla cute o sugli indumenti, dai quali può essere rimossa, lavata o spazzolata via ma la contaminazione interna si ha quando i materiali radioattivi o il Virus entrano all'interno del corpo, in modo accidentale per ingestione, inalazione o attraverso lesioni cutanee e come è noto, la contaminazione interna è sempre difficile da rimuovere.

Partire dalle affinità e riuscire a comunicare i due principi cardine della radioprotezione: "La giustificazione" e "L'ottimizzazione" ma declinandoli su i parametri per attuarli, come:

1. l'adozione di adeguate schermature, il rischio si riduce con una corretta progettazione in termini di materiali utilizzati, del tipo e dell'intensità delle radiazioni da schermare;
2. la distanza dalla sorgente di radiazioni, all'aumentare della quale il rischio si riduce con l'inverso del suo quadrato;
3. il tempo di esposizione, che deve essere ridotto il più possibile compatibilmente con le esigenze lavorative; il rischio si riduce linearmente con il tempo di esposizione;
4. Il controllo della contaminazione radioattiva, che deve essere mantenuta entro livelli molto contenuti. Il rischio si riduce evitando tutte le situazioni di trasferimento della contaminazione.

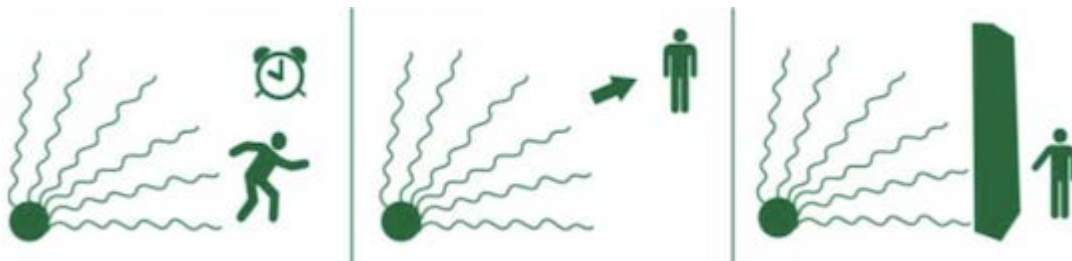


Figura 2 – La radioprotezione operativa - dal sito dell'Associazione Italiana di Fisica Medica <https://www.fisicamedica.it/>

Adeguate schermature,

Schermatura : La riduzione dipende da tipo e spessore del materiale schermante; le schermature possono essere personali e collettive che devono essere progettate in considerazione del tipo e dell'intensità del rischio da schermare.

Per il rischio RX, g (barriere pensili, barriere mobili, protezioni della parte inferiore dell'operatore); devono indossare camici e collari protettivi in gomma piombifera e, se prescritti, anche gli occhiali Anti – X.

Anche per il rischio Covid, gli operatori devono utilizzare tutti i dispositivi di protezione collettivi ed individuali anti contagio come mascherine, guanti, occhiali, tute, cuffie, camici.

Idonee distanze

Rendere possibili sufficienti distanze dalla sorgente di radiazioni, sapendo che all'aumentare della distanza il rischio si riduce con l'inverso del quadrato della distanza stessa;

Qualora l'attività lavorativa è fattibile in locali areati con distanze superiori a due metri in locali separati (refertazione in radiologia, attività laboratoristiche. imponga una distanza interpersonale minore di un metro e non siano possibili altre soluzioni organizzative è necessario l'uso delle mascherine e di altri dispositivi di protezione (guanti, occhiali, tute, cuffie, camici) conformi alle disposizioni delle autorità scientifiche e sanitarie.

La distanza dalla sorgente di rischio, all'aumentare della quale il rischio da esposizione si riduce. Con le radiazioni il rischio si riduce generalmente con l'inverso del quadrato della distanza dalla sorgente, ma anche con il COVID-19 è importante il concetto di "distanza": il rischio massimo si ha quando si è a contatto fisico diretto della sorgente di rischio: dalla stretta di mano e fino ad una distanza minore di 2 metri.

Tempi appropriati

il tempo di esposizione deve essere ridotto il più possibile ma sempre compatibilmente con le esigenze lavorative; il rischio si riduce linearmente con il tempo di esposizione;

Il tempo di esposizione è uno dei fattori che influiscono sul contagio, ed è difficile stabilire una regola fissa ma riuscire a limitare il tempo di esposizione compatibilmente con le esigenze lavorative vuol dire ridurre significativamente l'esposizione e la possibilità di contaminarsi.

Ad esempio nell'epoca "Covid" il "contatto stretto" è un caso probabile, definito come quello di una persona che ha avuto un contatto diretto (faccia a faccia) con un caso COVID-19, ad una distanza minore di 2 metri ma per un tempo di almeno 15 minuti

Esposizione da contaminazione

Dovendo prendere misure per evitare la contaminazione o contagio, si debbono adottare appropriate procedure di igiene del lavoro che prevedano l'uso di indumenti protettivi (camici, guanti, mascherine, ecc.) ed in certi casi dispositivi di protezione collettivi come cappe di aspirazione o glove - box, in modo da rendere improbabile l'incorporazione delle sostanze radioattive o infezioni virali.

La decontaminazione, pulizia o sanificazione dell'area, nonché la ventilazione dei locali, può essere realizzata per garantire la restituzione dei locali, senza vincoli radiologici o comunque di contagio.

Ogni fine turno bisogna evitare contaminazioni del coronavirus con la sanificazione periodica di tutte le attrezzature tastiere, schermi touch, mouse, con adeguati detergenti, altresì sono necessarie precauzioni igieniche personali, ad esempio nelle Medicine Nucleari o Radioterapie metaboliche ci sono apparecchiature in grado di rivelare contaminazioni in particolare sulle mani, piedi e vesti degli operatori. Anche per il COVID 19 è obbligatorio osservare tutte le precauzioni igieniche, in particolare per le mani e bisogna mettere a disposizione idonei mezzi detergenti per le mani e raccomandare la frequente pulizia delle stesse con acqua e sapone.

In comune per entrambi i rischi, è obbligatorio osservare regole igieniche generali, non consumare alimenti, bevande, cosmetici, nelle zone a rischio contaminazione, evitare di toccare oggetti di normale utilizzo (libri, telefoni, riviste, ecc..) con i guanti o con le mani contaminate, evitare di portare mani e oggetti alla bocca (es. penne), i tavoli ed i banchi di lavoro sui quali possono essere appoggiati siringhe, recipienti, pipette, vetreria, oggetti e strumenti che siano venuti in contatto con materiali contaminato, questi provvisoriamente devono essere ricoperti con adatti fogli di materiale assorbente di facile sostituzione e successivamente eliminabili come rifiuti speciali.

Inoltre è necessario sempre circoscrivere la contaminazione, le operazioni per gestire una contaminazione devono garantire sempre il contenimento di liquidi, utilizzare guanti monouso, grembiuli o altri dispositivi anticontaminazione.

Tutto l'intero reparto teatro della contaminazione deve essere mantenuto in condizioni di pulizia e di ordine. La pulizia nelle zone a rischio deve essere eseguita a umido, utilizzando guanti di gomma, e le attrezzature adoperate non devono essere impiegate altrove.

Nel caso di contaminazioni radioattive delle superfici la decontaminazione potrà essere effettuata con detergenti adatti ma, naturalmente tenendo anche conto del tempo di dimezzamento. Analogamente al COVID 19, la radioattività ha una sopravvivenza limitata legata al decadimento fisico del radioisotopo impiegato. Nel caso invece del Covid la carica virale può in generale durare qualche ora, il virus può sopravvivere in modo differente a seconda della tipologia di superficie e cambia la capacità infettante con il passare delle ore a temperatura ambiente. Al coronavirus ad esempio non piace il rame (che dimezza la sua capacità infettiva in meno di due ore e sparisce dopo quattro), mentre è più lunga la persistenza su altre superfici, come l'acciaio inossidabile dove la carica infettante risulta dimezzata solo dopo circa 6 ore e sono necessarie circa 7 ore per dimezzarla sulla plastica.

Come per la contaminazione radioattiva, bisogna asciugare le superfici con materiale assorbente (tipo carta bibula) e lavare accuratamente la zona contaminata prestando attenzione a non estendere la contaminazione. In caso di contaminazione imprevista di una parte del locale o sospetta contaminazione delle persone presenti, nonché degli oggetti circostanti, il personale dovrà impedire che altre persone entrino nel locale ed evitare di compiere operazioni improprie che possano estendere la zona contaminata, infine limitare la contaminazione personale provvedendo nei limiti del possibile ad allontanarsi dalla zona.

A differenza della contaminazione radioattiva, il Covid non vedrà l'Esperto di Radioprotezione o il personale del Servizio di Fisica Sanitaria andare a verificare i livelli di contaminazione e l'efficacia della decontaminazione effettuata.

Classificazione delle aree

Sia con il Covid sia con le radiazioni bisogna saper gestire gli spazi comuni e prevedere accessi regolamentato con la previsione di una ventilazione continua dei locali, di un tempo ridotto di sosta all'interno di tali spazi e con il mantenimento di distanze di sicurezza.

Nelle aree classificate, va provveduto all'organizzazione degli spazi e alla sanificazione per lasciare nella disponibilità successiva i luoghi e garantire sempre le idonee condizioni igieniche sanitarie. La sanificazione e la pulizia periodica deve avvenire con appositi detergenti dovrà essere effettuata un'efficace organizzazione aziendale come turnazioni e trasferte. Limitatamente al periodo dell'emergenza si potrà disporre la chiusura di locali specifici non necessari alla prosecuzione delle attività. Va assicurato un piano di turnazione degli operatori con l'obiettivo di diminuire al massimo i contatti.

Percorsi d'ingresso ed uscita dei lavoratori

Le modalità di accesso ai locali a rischio di contaminazione radioattiva, la loro destinazione d'uso e i percorsi riservati ai lavoratori e ai pazienti devono essere differenziati, per assicurare sempre il confinamento del rischio di contaminazione.

Nella progettazione dei reparti Covid o di Radioterapia metabolica è necessario tenere presente tre requisiti fondamentali:

- Requisiti strutturali: progettazione delle schermature e predisposizione dei locali afferenti alle attività del reparto;
- Requisiti organizzativi: pianificazione delle attività e del personale, codifica delle procedure organizzative;
- Requisiti tecnologici cioè requisiti specifici di impianti e finiture.

Anche nei reparti "COVID" si favoriscono orari d'ingresso/uscita scaglionati, per evitare il più possibile contatti nelle zone comuni (ingressi, spogliatoi, sala mensa). Dove è possibile, occorre dedicare una porta di entrata e una porta di uscita da questi locali e garantire la presenza di detergenti segnalati da apposite indicazioni. Gli spostamenti devono essere limitati al minimo indispensabile e nel rispetto delle indicazioni aziendali. Non sono consentite le riunioni in presenza e comunque possibile, qualora l'organizzazione aziendale lo permetta, effettuare la formazione a distanza.

Quantificare il rischio

Per le radiazioni ionizzanti la quantificazione di dose assorbita è ottenuta dall'impiego di dosimetri personali che devono essere portati in corrispondenza del torace al di sopra del camice anti-X; eventuali dosimetri aggiuntivi devono essere utilizzati secondo le istruzioni dell'Esperto di Radioprotezione; in particolare quello a bracciale va indossato sul polso della mano più esposta.

Per quantificare la presenza del COVID 19 c'è il tampone.

Nel tempo la velocità di esecuzione del test è notevolmente aumentata e potrebbe ancora migliorare se nuovi test verranno approvati anche alternativi al tampone come quel test diagnostico in vitro per la determinazione qualitativa degli anticorpi presenti nel sangue umano.

Radiazioni - Covid 19 & maternità

Scorrendo le norme generali relative all'impiego di sorgenti radioattive non sigillate, oltre alle lavoratrici durante lo stato di gravidanza ed i 7 mesi post parto, il rischio di contaminazione si trascina dietro anche il periodo di allattamento per i trasferimenti di contaminazione al lattante.

Come per l'esposizione RX anche per il rischio biologico in generale e per l'esposizione al COVID 19, il personale femminile ha l'obbligo di comunicare al datore di lavoro il proprio stato di gravidanza appena ne venga a conoscenza. Durante la gestazione e per 7 mesi dopo il parto, non può svolgere attività in zone a rischio. (D.Lgs 151/2001 – D.Lgs 101/2020).

LA CLASSIFICAZIONE DEI MEDICI GUARDIANI

È stato necessario procedere alla classificazione dei medici coinvolti nell'assistenza ai pazienti sottoposti a radioterapia metabolica presso la degenza protetta nei locali di Curieterapia della Radioterapia del Presidio Ospedaliero di Mestre.

Le vie principali di esposizione sono:

1. Irraggiamento esterno in prossimità del paziente;
2. Contaminazione interna tramite inalazione di aerosol di iodio-131 espirati dal paziente;
3. Contaminazione interna da secrezioni del paziente contenenti iodio-131 per contatto diretto, inalazione o ingestione;

La via di contaminazione n. 1 può comportare dosi relativamente elevate.

La via n.2, potenzialmente può comportare dosi di considerevole entità ma può essere considerata trascurabile data la presenza nella stanza degenti di adeguata ventilazione, delle obbligatorie condizioni di depressione ed impiego obbligatorio di DPI "usa e getta" che impediscono il trasferimento della contaminazione radioattiva e la via n. 3, se il paziente non soffre di incontinenza, comporta dosi inferiori di circa due ordini di grandezza alla via n.1.

Ad ogni modo tutte queste vie di esposizione devono essere prevenute, ridotte e, per quanto possibile, controllate. Si evidenzia che le aree di Curieterapia sono classificate "zone controllate" con accesso regolamentato e la modalità di classificazione dei lavoratori dipende dalla intensità di frequentazione di tali aree così classificate.

Stima dell'esposizione del medico guardiano

Ratei di dose attorno al paziente trattato (mSv/h/GBq di attività somministrata)

Distanza	Primo giorno	Secondo giorno	Terzo giorno
10 cm	1.3	0.4	0.3
50 cm	0.2	0.1	0.1
100 cm	0.06	0.05	0.04

Tabella 1: l'esposizione del medico guardiano

Si è considerato in prima approssimazione che il Medico di Guardia possa eseguire le diverse procedure assistenziali alle seguenti distanze dal paziente per i tempi di fianco indicati:

- a 100 cm di distanza dal paziente per 30'
- a 50 cm di distanza dal paziente per 15'
- a 20 cm di distanza dal paziente per 10'
- a 10 cm di distanza dal paziente per 5'

Nella situazione peggiore, relativa a intervento effettuato il primo giorno di ricovero su un paziente al quale sono stati somministrati 5 GBq, visti i ratei di dose della tabella 1 e le tempistiche riportate sopra risulta che:

Distanza dal Paziente	Dose MAX al Medico Guardiano - mSv/Intervento
20 cm	0,15
50 cm	0,25
100 cm	0,15
TOTALE	0,6

Tabella 2: suscettibilità delle dosi al Medico Guardiano

Pertanto il Medico di Guardia potrà ricevere in un singolo intervento, un rateo di dose pari a 0.6 mSv, ma tenuto conto di un'incertezza sul calcolo di dose anche superiore al 50% e di un numero effettivo di Medici di Guardia pari a circa 12 unità con la conseguenza che il numero dei turni effettivi a cura del medesimo medico di guardia possono essere più di due nell'arco dell'anno.

A titolo cautelativo ho ritenuto di dover classificare in Categoria B tutti i Medici Guardiani in possesso di adeguata formazione in materia di radioprotezione e con questa classificazione, tale personale verrà avviato alla Medicina Preventiva Aziendale per essere sottoposto ad una visita medica per il rilascio dell'idoneità specifica a cura del Medico Autorizzato, ciò prima di essere coinvolti nella prossima sessione di pazienti sottoposti a radioterapia metabolica.

MA QUAL È LA PROBABILITÀ DI COINVOLGIMENTO IN EVENTI DI EMERGENZA?

Cominciamo con il definire come poco probabile il suo verificarsi in quanto richiederebbe circostanze non comuni e di poca probabilità, inoltre negli ultimi dieci anni di attività non si sono verificati fatti analoghi.

Per effettuare una stima sull'incidenza, ci siamo chiesti qual è l'andamento delle visite al pronto soccorso e dei tassi di ricovero tra gli ospedali per cure acute e ci siamo imbattuti in uno studio degli Stati Uniti, pubblicato relativo ai dati del National Emergency Department Survey.

Il numero dei ricoveri nei Dipartimenti di Emergenza in USA è di 18,6 milioni, essendo negli Stati Uniti 330 milioni di abitanti, la percentuale della popolazione che subisce un ricovero è pari a circa il 6%.

Applicando tale percentuale alla radioterapia metabolica del PO di Mestre - Venezia, essendo il numero dei pazienti per anno pari a 50, ed il numero dei giorni con presenza di pazienti ricoverati per anno circa 100, si ottiene circa il 2%. Applicando una distribuzione Poissoniana, in quanto trattasi di eventi di bassa probabilità, il calcolo delle probabilità sarà il seguente:

- per un solo evento $P(\geq 1) = 63 \%$
- per due eventi $P(\geq 2) = 26 \%$

Diversamente, osservando i dati del "Progetto CUORE" su tassi di incidenza e letalità per uomini e donne dai 35 ai 74 anni d'età; e prendiamo per gli eventi coronarici un tasso di incidenza pari a circa il 10% per anno per 1.000 abitanti e considerato che il tempo di ricovero è pari a 3 giorni, la probabilità di un infarto tra i pazienti ricoverati in radioterapia metabolica è: circa lo 0.08%. Essendo 50 il numero dei pazienti per anno, il numero di eventi atteso è di circa 4 eventi/anno. Applicando anche questa volta la distribuzione Poissoniana, il calcolo delle probabilità sarà il seguente:

- per un solo evento $P(\geq 1) = 7 \%$
- per due eventi $P(\geq 2) = 0.5 \%$

CONCLUSIONI

È utile ricordare che già nel documento della Commissione Europea (Protezione dalle Radiazioni n° 97), viene riportato che tutti i pazienti somministrati con radiofarmaci devono ricevere un livello di assistenza identico a quello che può ricevere un qualunque altro paziente, anche se l'attività (residua) è superiore al livello per cui sarebbe possibile dimetterlo dall'ospedale, e considerato come tale concetto venga recentemente ribadito anche nell'ICRP 140 del 2019 "Radiological protection in therapy with radiopharmaceuticals". Risulta che i medici debbano fornire tutte le cure mediche necessarie in modo coerente con la sicurezza del paziente e un'adeguata gestione medica.

Allora qual è il razionale di dover classificare ai fini della radioprotezione un gruppo di medici internisti? O forse diversamente qual è il razionale di coinvolgere un gruppo di medici internisti in attività in emergenza di guardia notturna su pazienti trattati con radiofarmaci e non ricorrere per l'emergenza notturna esclusivamente ai soli medici di radioterapia e medicina nucleare già peraltro classificati in categoria "A" per le attività svolte in periodo diurno? O forse l'informazione/formazione dovrebbe riguardare tutto il personale sanitario afferente a quei reparti più interessati in eventuali emergenze su un paziente radioattivo in pericolo di vita?.

Le considerazioni sulla protezione radiologica non devono mai impedire o ritardare il salvataggio di vite umane come interventi chirurgici in caso di necessità, ma dovrebbero essere patrimonio noto e condiviso, osservando specifiche precauzioni, come:

- Avvisare il personale di sala operatoria;
- Stesura di procedure operative sotto la supervisione di un esperto di radioprotezione, per ridurre al minimo l'esposizione e la diffusione della contaminazione;
- Disponibilità di dispositivi di protezione che possono essere utilizzati purché l'efficienza e la velocità non siano mai compromesse;
- Disporre la rotazione del personale se la procedura chirurgica è lunga;
- Monitoraggio degli operatori coinvolti valutazioni delle dosi ricevute;

Una proposta al vaglio della Direzione è quella di inserire tra i diversi PDTA (Percorsi Diagnostici Terapeutici Assistenziali) anche quello della "Gestione del Paziente trattato con Radiofarmaci in condizioni normali e di emergenza".

Il PDTA come strumento di governo clinico, faciliterà l'esecuzione di una formazione diffusa tra tutti gli operatori coinvolti nelle situazioni normali e di emergenza e di delineare il miglior percorso praticabile all'interno del Presidio Ospedaliero.

Il PDTA dovrà tener conto anche delle situazioni di emergenza come la necessità di eseguire interventi chirurgici su un paziente al quale è stato somministrato I-131, o nel caso in cui il paziente in questione abbia subito un attacco cardiaco.

Tali situazioni di emergenza potrebbero capitare anche se un paziente fosse ormai rientrato a casa dopo un trattamento ma necessiti di una cura di emergenza; in questo caso il paziente stesso o i suoi familiari dovranno sapere come e chi informare per intraprendere il trattamento di emergenza. Tale PDTA dovrà riguardare anche l'eventualità della morte del paziente avvenuta poco tempo dopo la somministrazione di I-131. Anche per questo caso, il percorso dovrà riguardare l'autopsia, la protezione di familiari, amici e terzi nella fase di visita al defunto, la veglia ed il servizio funebre, la sepoltura o la cremazione e le eventuali prescrizioni e restrizioni da applicare nell'ambito delle legislazioni nazionali.

Bibliografia

1. Protezione dalle Radiazioni n° 97, Commissione Europea, Direzione Generale Ambiente (1998): Protezione dalle radiazioni conseguenti a terapia con Iodio-131. Esposizioni dovute a pazienti esterni o a pazienti dimessi dal centro di cura.
2. ICRP 140 (2019): Radiological protection in therapy with radiopharmaceuticals
3. JAMA Intern Med. 2018 Dec; 178(12): 1708–1710 - National Emergency Department Survey. "Trends in Emergency Department Visits and Admission Rates Among US Acute Care Hospitals"
4. Ministero della Salute Direzione generale della prevenzione sanitaria – ufficio 8 Prevenzione delle malattie cardiovascolari lungo il corso della vita: https://www.salute.gov.it/imgs/C_17_pubblicazioni_3128_allegato.pdf
https://www.salute.gov.it/imgs/C_17_navigazioneSecondariaRelazione_1_listaCapitoli_capitolilitemName_1_scarica.pdf

Identificazione e sostituzione di un elemento di combustibile fessurato presso l'impianto TRIGA R.C.-1 del C.R. ENEA Casaccia, aspetti di radioprotezione.

Luciano Sperandio^{1*}, Luigi Lepore², Enrico Maria Borra¹, Luca Ciciani¹, Valentina Fabrizio², Luca Falconi², Davide Formenton², Maria Grazia Iorio², Valerio Puddu¹, Alessandro Rizzo¹, Andrea Roberti², Stefano Ruscitti¹, Luigi Scaramuzza¹, Ignazio Vilardi¹.

¹Istituto di Radioprotezione ENEA, C.R. Casaccia, Via Anguillarese 301, 00123 Roma - Italia

²Dipartimento fusione e tecnologie per la sicurezza nucleare ENEA, C.R. Casaccia, Via Anguillarese 301, 00123 Roma – Italia

* luciano.sperandio@enea.it

Riassunto

L'impianto nucleare di proprietà dell'ENEA denominato TRIGA RC-1, ubicato all'interno del Centro Ricerche Casaccia (Roma), è un reattore nucleare di ricerca a spettro termico, a piscina, con contenimento di tipo Mark III avente la potenza di 1 MW. La fessurazione degli elementi di combustibile del reattore a piscina del tipo General Atomic TRIGA è un fenomeno ben conosciuto in letteratura e normalmente atteso nel corso della vita di un reattore. La fessurazione degli elementi comporta, in relazione all'entità delle fessurazioni stesse, il trasferimento di radioattività dall'interno delle barre di combustibile verso l'acqua demineralizzata moderante e refrigerante del circuito primario. In particolare, ciò si verifica con maggiore rilevanza allo scaldarsi del combustibile poiché l'incremento della sua temperatura produce un aumento della pressione interna del gap di contenimento delle barre con il conseguente rilascio, attraverso le fessure, dei prodotti di fissione, in special modo delle specie gassose. Il protrarsi di questo fenomeno di rilascio nel tempo fa sì che le specie contaminanti a emivita più lunga (es. il Cs-137) si accumulino nel sistema di depurazione dell'acqua primaria e, particolarmente, nella bombola di resine a scambio ionico. La rivelazione di Cs-137 nelle resine a scambio ionico del sistema di depurazione dell'acqua primaria del reattore è, quindi, prova sufficientemente significativa dell'accadimento di tali fessurazioni. Il Cs-137, infatti, oltre che essere un diretto prodotto di fissione dell'U-235, è prodotto anche per decadimento dello Xe-137 (uno tra i maggiori gas nobili di fissione) che facilmente tende a fuoriuscire dalle fessurazioni a causa del suo stato fisico. Con il fine di assicurare la protezione dei lavoratori dalle radiazioni ionizzanti durante le attività di individuazione e sostituzione dell'elemento di combustibile fessurato è stato istituito un programma straordinario di sorveglianza fisica, ambientale e personale della radioprotezione. Il contributo, oltre a riportare una breve descrizione delle operazioni svolte, presenta le risultanze dei rilievi radiometrici e delle relative valutazioni di dose individuale effettuate prima, durante e dopo le attività di ricerca e sostituzione degli elementi fessurati.

INTRODUZIONE

IMPIANTO TRIGA RC-1

Il TRIGA RC-1 (Training Research Isotopes General Atomics – Reattore Casaccia 1) del Centro Ricerche (C.R.) Casaccia dell'ENEA è un reattore di ricerca a spettro termico, a piscina, con contenimento di tipo MARK III, avente potenza termica di 1 MW. Il combustibile, attualmente caricato nel nocciolo, è costituito da 111 elementi cilindrici ciascuno a diverso grado di bruciamento, formati da una lega ternaria di Zirconio (Zr), Idrogeno (H) e Uranio (U), arricchito al 20% in U-235 (circa 4 kg di U-235 caricati nel nocciolo). La superficie esterna (camicia) degli elementi di combustibile è costituita da acciaio inossidabile dello spessore uniforme di 0,5 mm. Il controllo del reattore è effettuato mediante tre barre caricate con materiale assorbente di neutroni, B₄C. All'interno del nocciolo sono presenti due elementi di combustibile denominati "strumentati" all'interno dei quali sono presenti delle termocoppie utilizzate per la misura della temperatura dell'elemento in una specifica posizione nel nocciolo. Una sorgente di Americio/Berillio (Am/Be) provvede all'innesco graduale e controllato della reazione a catena all'interno del reattore. La moderazione dei neutroni prodotti dalla reazione di fissione è affidata non soltanto all'acqua di refrigerazione ma anche all'idruro di zirconio della lega che costituisce gli elementi di

combustibile. L'asportazione della potenza termica prodotta dal nocciolo viene effettuata per circolazione naturale dell'acqua.

Il reattore nucleare TRIGA RC-1 viene utilizzato principalmente per attività di ricerca nel campo della fisica nucleare di base e per la preparazione di radioisotopi ad uso medicale. Esso ricopre un ruolo fondamentale, anche, nell'analisi per attivazione neutronica a supporto della ricerca nel campo della biologia e della chimica svolta presso i laboratori del C.R. Casaccia.

DESCRIZIONE DEGLI AMBIENTI

L'edificio ospitante il reattore TRIGA RC-1 si sviluppa su più piani (interrato, piano terra, piano ammezzato e primo piano). I locali utilizzati per lo svolgimento di questa attività sono:

- Sala Reattore, locale dove è fisicamente collocato il reattore. Sulla sommità del corpo reattore c'è una zona denominata TOP, accessibile tramite delle scale di servizio, composta da una passerella tramite la quale è possibile controllare alcune delle facilities di irraggiamento dei campioni. In questa zona è stato installato il sistema sperimentale utilizzato per questa attività;
- Sala Pompe, locale che ospita tutta la strumentazione necessaria per il funzionamento del circuito primario e secondario di raffreddamento del reattore;
- Sala Controllo, locale dove sono ubicati tutti gli strumenti di controllo e di monitoraggio del reattore;
- Spogliatoio, locale destinato al controllo radiometrico ed alla decontaminazione del personale.

In Tabella 1 sono riportati la classificazione ed il rischio radiologico associato a questi locali.

Tabella 1 - Classificazione delle zone oggetto delle lavorazioni

Piano	Locale	Classificazione Area	Rischio
Interrato	Sala Pompe	Zona Sorvegliata	Irraggiamento Contaminazione
Terra	Spogliatoio	Zona Sorvegliata	Contaminazione
Terra e Primo	Sala Reattore (TOP)	Zona Controllata	Irraggiamento Contaminazione
Primo	Sala Controllo	Zona Sorvegliata	Irraggiamento

SCOPERTA DEI PRODOTTI DI FISSIONE

La prima evidenza sperimentale della fessurazione di una o più barre di combustibile si è avuta durante la sostituzione delle resine a scambio ionico facenti parte del sistema di purificazione dell'acqua del circuito primario del reattore. Durante questa operazione è stata effettuata, come da procedura per lo smaltimento di rifiuti radioattivi, la caratterizzazione radiometrica delle resine, eseguita mediante spettrometria gamma. In Tabella 2 sono riportati i risultati ottenuti [11].

Tabella 2 - Attività dei radionuclidi misurati all'interno delle resine a scambio ionico facenti parte del circuito primario di raffreddamento del reattore. Il valore percentuale delle incertezze di misura (u) è espresso con un valore di copertura k=1.

Radionuclide	Attività (kBq) (u)(%)
Cs-137	2,75E+04 (20)
Co-60	5,65E+03 (22)
Mn-54	3,54E+02 (25)
Zn-65	1,43E+02 (20)

La presenza del Cs-137 in questa caratterizzazione ha suggerito l'esistenza di un possibile difetto del rivestimento in una o in più barre di combustibile, anche se da sola la presenza del Cs-137

non è una prova sufficiente. La certezza di un'avvenuta fessurazione può essere ottenuta spostando l'attenzione sulla ricerca, mediante spettrometria gamma, dei prodotti di fissione a corta vita nell'acqua del circuito primario del reattore. Essendo il combustibile la loro unica fonte di produzione, è evidente che identificare tali radionuclidi nell'acqua del circuito primario corrisponde ad aver dimostrato la non integrità delle guaine di contenimento del combustibile stesso. Per questo motivo è stata programmata un'accensione del reattore TRIGA RC-1 alla potenza di 100 kW per circa 4 ore. Al termine di questa accensione è stato effettuato il prelievo e la successiva caratterizzazione in spettrometria gamma di un campione d'acqua facente parte del sistema primario di raffreddamento del reattore. Il campione d'acqua è stato prelevato sulla sommità della colonna d'acqua (7 metri) presente sul nocciolo e denominata pozzo reattore ad una profondità di circa 50 cm dalla superficie. Sono state effettuate 3 ripetizioni di caratterizzazione in spettrometria gamma (in tempi diversi) dello stesso campione di un litro dell'acqua prelevata in geometria Marinelli con lo scopo di valutare esclusivamente la presenza dei prodotti di fissione all'interno dell'acqua. I risultati sono riportati in: Tabella 3, Tabella 4 ed in Tabella 5. Negli spettri acquisiti sono stati osservati diversi fotopicchi, identificati come prodotti di fissione e prodotti di decadimento con tempi brevi di dimezzamento. I radionuclidi osservati sono compatibili con la fessurazione di uno o più elementi di combustibile del reattore. Nella prima misura effettuata (Tabella 3) sono visibili solo il Kr-85m, lo I-133 e lo Xe-135 a causa della presenza dominante all'interno dello spettro dei prodotti di attivazione del Ar-41 e del Na-24. Nelle misure successive, oltre al Cs-137, è stato osservato anche lo I-131. Le tre misure a tempi diversi dello stesso campione d'acqua hanno mostrato delle attività dei prodotti di fissione gassosi coerenti con le emivite delle specie osservate. Tutte le attività misurate sono state riferite al momento del campionamento dell'acqua (data di riferimento: 18/05/2021 -09:00). Il valore percentuale delle incertezze di misura (u) è espresso con un valore di copertura $k=2$.

Tabella 3 - Misura di 3600 secondi effettuata 10 minuti dopo il prelievo dell'acqua del pozzo

Radionuclide	T1/2 [ore]	Attività [Bq/l] (u) [%]
Kr-85m	4,5E+00	1,6E+03 (23)
I-133	2,1E+01	4,6E+01 (21)
Xe-135	9,1E+00	4,7E+02 (28)

Tabella 4 - Misura di 8200 secondi effettuata 12 ore dopo il prelievo dell'acqua del pozzo reattore

Radionuclide	T1/2 [ore]	Attività [Bq/l] (u) [%]
I-131	1,9E+02	2,0E+00 (30)
I-133	2,1E+01	4,5E+01 (34)
Xe-135	9,1E+00	4,1E+02 (28)
Cs-137	2,6E+05	3,5E+00 (30)

Tabella 5 - Misura di 74000 secondi effettuata 3 giorni dopo il prelievo dell'acqua del pozzo reattore

Radionuclide	T1/2 [ore]	Attività [Bq/l] (u) [%]
I-131	1,9E+02	2,0E+00 (32)
I-133	2,1E+01	4,8E+01 (27)
Cs-137	2,6E+05	4,0E+00 (30)

SCOPO

Scopo del lavoro è stato quello di istituire un programma straordinario della sorveglianza fisica da attuare nelle fasi di ricerca degli elementi di combustibile fessurato.

MATERIALI E METODI

ATTIVITA' STRAORDINARIA PREVISTA

La ricerca degli elementi di combustibile responsabili del rilascio dei prodotti di fissione nell'acqua del circuito primario di raffreddamento del reattore TRIGA R.C.-1 è stata effettuata attraverso la

misura in spettrometria gamma di campioni d'acqua direttamente prelevati al di sopra di ciascuno degli elementi di combustibile durante il funzionamento a potenza del reattore. La potenza di 100 kW garantisce l'assenza di turbolenza dell'acqua nella posizione di prelievo dovuta al gradiente di temperatura all'interno del pozzo. Tale campionamento è stato effettuato con un opportuno circuito di prelievo. La misura diretta dell'acqua primaria in cui risultano disciolti i gas di fissione, oltre che essere la metodica più diretta e semplice dal punto di vista del circuito di campionamento da realizzare, rappresenta anche la soluzione potenzialmente più rapida ai fini dell'ottenimento della risposta ricercata. In Figura 1 si presenta una rappresentazione del sistema sperimentale di misura.

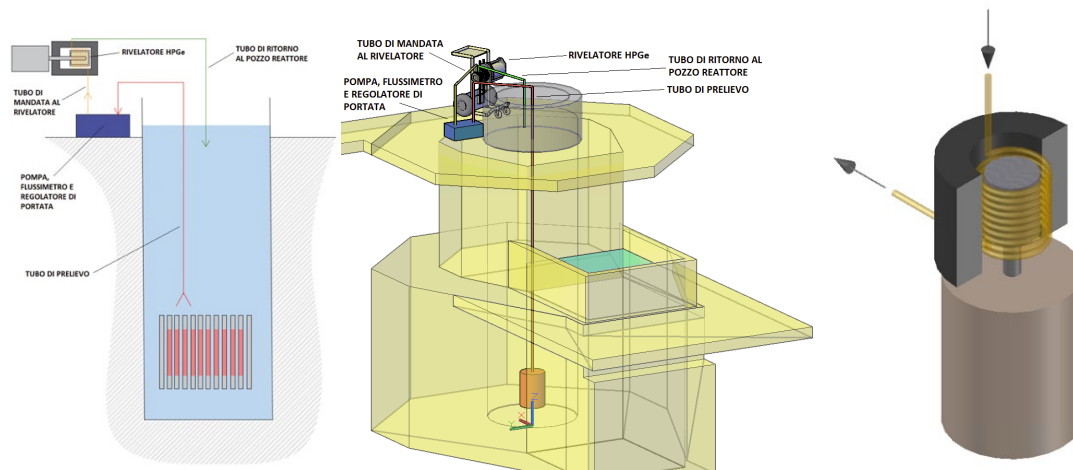


Figura 1 - Disegno concettuale del sistema di campionamento dell'acqua primaria per il sondaggio locale degli elementi di combustibile potenzialmente fessurati nel nocciolo del reattore TRIGA RC-1.

Con la circolazione del circuito primario non operativa, i gas di fissione fuoriuscenti dall'elemento di combustibile mediante la fessura salgono nella direzione assiale rispetto alla barra di combustibile, nell'acqua che lambisce l'elemento stesso. Con una tubazione di forma opportuna, svasata a imbuto nella parte direttamente posta al di sopra dell'elemento di combustibile e collegata in sommità a una pompa di prelievo, è stato possibile estrarre con continuità una prefissata portata d'acqua da inviare a una serpentina posta intorno al cristallo del rivelatore HPGe. L'acqua in uscita può, poi, esser ricondotta al pozzo reattore.

In particolare, il sistema sperimentale è costituito dalle seguenti strumentazioni:

- tubazione di alluminio lunga 6 metri, 21 mm diametro interno e 25 mm diametro esterno, con svasamento a imbuto a una estremità per accoppiamento con ciascun elemento del nocciolo;
- pompa KNF FP 400 KPDCB-4, a diaframma in politetrafluoroetilene (PTFE), con tenute in Ethylene-Propylene Diene Monomer (EPDM), autoadescente in aspirazione fino a 3 m d'acqua, con mandata fino 10 m d'acqua, portata regolabile da 0.3 a 4.6 litri al minuto, per liquidi fino a 80 °C;
- flussimetro Dwyer RSF022V, da 0 a 8 litri al minuto (acqua) per liquidi fino a 121 °C.
- raccordi e tubazioni in ottone, acciaio, PVC e silicone;
- rivelatore in situ per spettrometria gamma ISOCS della Canberra.

L'individuazione dell'elemento è stata effettuata attraverso la misura diretta dei prodotti di fissione a breve vita quali: Xe-138, Xe-137, Xe-135, Xe-135m, Kr-89, Kr-88 e Kr-87.

Una volta identificato un elemento significativamente responsabile è stato necessario:

- spegnere il reattore;
- rimuovere l'elemento incriminato, posizionandolo momentaneamente in una delle rastrelliere del pozzo reattore;

- attendere un certo tempo (al fine di far decadere tutti i radionuclidi a breve vita fuoriusciti e contaminanti l'acqua primaria);
- rimpiazzare, se ritenuto opportuno, l'elemento rimosso con uno certamente integro;
- ripetere tutta l'esperienza finché più nessuna perdita è stata rivelata.

Per effettuare questa attività, oltre al personale necessario al normale esercizio del reattore [1], sono stati impegnati altre tre unità di personale: uno in Sala Controllo posizionata al computer di controllo dello spettrometro e due unità di personale in Sala Reattore, più precisamente sul TOP della Sala Reattore per la movimentazione della tubazione necessaria al prelievo dell'acqua. La campagna di ricerca dell'elemento di combustibile ha avuto una durata di 5 giornate lavorative da 4 ore (20 ore totali) [2].

INDIVIDUAZIONE DEL RISCHIO RADIOLOGICO

Le attività lavorative straordinarie di ricerca degli elementi di combustibile fessurati hanno comportato il rischio di esposizione alle radiazioni ionizzanti, derivante principalmente dal normale funzionamento dell'impianto TRIGA RC-1 (durante le operazioni il reattore era in funzione alla potenza di 100 kW) e dalla presenza di prodotti di fissione disciolti all'interno dell'acqua del circuito refrigerante del reattore. Il rischio ha riguardato sia l'esposizione esterna, prevalentemente, di tipo X- γ e neutroni sia l'esposizione interna derivante dalla possibile incorporazione delle sostanze radioattive (prodotti di fissione disciolti nell'acqua del circuito di raffreddamento del reattore e dei prodotti di attivazione derivanti dal funzionamento del reattore). Le attività sono state effettuate nelle zone denominate: TOP della sala Reattore, Sala Pompe e Sala Controllo. Il locale Spogliatoio è stato utilizzato all'inizio ed alla fine di ogni giornata lavorativa per la preparazione ed il controllo radiometrico del personale. Al fine di effettuare una puntuale valutazione del rischio radiologico, i locali interessati dalle operazioni sono stati caratterizzati dal punto di vista radiologico effettuando un'accensione di prova con il reattore alla potenza di 100 kW per un'intera giornata lavorativa (4 ore) [2].

ESPOSIZIONE ESTERNA - Durante l'accensione del reattore in queste condizioni sono state effettuate delle misure di rateo di equivalente di dose ambientale $\dot{H}^*(10)$ della componente gamma e neutronica del campo di radiazioni. Le misure della componente gamma e neutronica sono state effettuate nelle posizioni tipiche utilizzate per i controlli di routine di sorveglianza fisica previsti periodicamente presso l'impianto [3] e nelle posizioni degli operatori impegnati nelle attività [2] utilizzando strumentazione fissa e portatile opportunamente tarata.

I risultati di queste misure sono compatibili con quelli storicamente riscontrati presso l'impianto a questi livelli di potenza. Il valor medio del rateo di equivalente di dose ambientale $\dot{H}^*(10)$ dovuta alla componente gamma misurato è stato di 3 $\mu\text{Sv/h}$ con punte di 13 $\mu\text{Sv/h}$ (nella posizione degli operatori) e con valore di fondo pari a 0,1 $\mu\text{Sv/h}$. Le misure di rateo di equivalente di dose ambientale $\dot{H}^*(10)$ dovuta alla componente neutronica ha restituito valori confrontabili con il fondo ambientale (0,06 $\mu\text{Sv/h}$). I valori massimi riscontrati durante la caratterizzazione radiologica degli ambienti di lavoro sono stati utilizzati nelle valutazioni delle dosi.

ESPOSIZIONE INTERNA - Al fine di valutare il rischio radiologico da esposizione interna sono state effettuate diverse misure di radioattività del particolato atmosferico raccolto su filtri di cellulosa e di carbone attivo (efficienza di ritenzione considerata pari a 99%). I campionamenti sono stati effettuati in due posizioni: la prima nella posizione tipica dell'operatore di impianto durante le attività sperimentali descritte [2], la seconda sulla superficie dell'acqua del pozzo reattore, questa posizione è stata scelta in quanto punto di massima concentrazione di esalazione dei prodotti di fissione gassosi dall'acqua del pozzo. I campionamenti sono stati effettuati utilizzando un sistema di aspirazione Nuvia NuRMS EGS e campionando 3 m³. Le misure in conteggio di alfa e beta totale, effettuate con un contatore Thermo Scientific RadEyeHEC, hanno fornito un valore di concentrazione di beta totale (sulla base dello Sr-90) pari a 1E-03 Bq/m³ e un

valore di concentrazione di alfa totale (sulla base del Am-241) pari a $6E-03$ Bq/m³ in termini di Limite di Rilevazione della strumentazione utilizzata [2]. Per confronto si indica che il livello notificabile per la concentrazione di beta totale in aria è pari a $5E-03$ Bq/m³ [4]. Inoltre, la misura in spettrometria gamma di questi campioni non ha evidenziato alcuna indicazione di attività nell'aria dovuta a nessuna delle specie identificate nel campione d'acqua o ad altri prodotti di fissione (valore di minima concentrazione rivelabile di Cs-137 pari a $4.2E-03$ Bq/m³ e di I-131 pari a $4.7E-03$ Bq/m³) [2].

VALUTAZIONI DELLE DOSI ATTESE

DOSE EFFICACE DA ESPOSIZIONE ESTERNA - Considerando che il tempo di esposizione totale dell'intervento è di 5 giornate lavoratore della durata di 4 h ognuna, si ottiene per la dose efficace da irraggiamento una stima pari a circa 260 μ Sv.

DOSE EFFICACE IMPEGNATA - La valutazione della dose efficace impegnata E(Sv) dovuta all'incorporazione di radionuclidi è stata effettuata nel caso degli operatori che si sono occupati della movimentazione della barra necessaria al prelievo dell'acqua sopra le barre di combustibile poiché, per le mansioni che svolgono, sono i lavoratori con il maggiore rischio. Per questa valutazione è stato utilizzato lo I-131 come radionuclide di riferimento in quanto radionuclide più rappresentativo dal punto di vista della valutazione di dose efficace impegnata e presente nell'acqua del circuito di raffreddamento. E' stato considerato cautelativamente che tutta la radioattività misurata nell'aria del TOP della Sala Reattore (in termini di Limite di Rivelazione della strumentazione utilizzata) fosse dovuta esclusivamente allo I-131.

Tutte le misure di radioattività dell'aria hanno restituito valori inferiori alla minima attività rivelabile (MAR). Tuttavia, questa valutazione è stata effettuata ponendo il valore della MAR pari al valore effettivamente misurato.

Tabella 6: valutazioni di dose efficace impegnata da inalazione

Radionuclide	C_{aria} (Bq m ⁻³)	Ore (h)	Intake (Bq)	Coeff. Dose (Sv Bq ⁻¹)	E_{ina} (nSv)
I-131	1,0E-03	20	0.2	1,1E-08	4,0E-01

Considerando un tempo di permanenza di 20 ore si ottiene la quantità massima di attività inalata, riportata in Tabella 6. Come detto il radionuclide preso in considerazione è lo I-131, il valore di dose impegnata per unità di introduzione corrisponde rispettivamente a $1.1E-08$ (AMAD 5 μ m, assorbimento F). Con questi valori si ottiene un valore di dose impegnata per inalazione E_{ina} (μ Sv), pari a $4,0E-01$ nSv per l'intera durata delle lavorazioni (20 ore). Visto l'utilizzo da parte degli operatori della maschera pieno facciale durante tutto il corso delle operazioni non si è valutata la componente dovuta all'ingestione della dose impegnata.

DOSE EFFICACE - La dose efficace E_{tot} (μ Sv) calcolata come somma della dose efficace dovuta all'irradiazione esterna e la dose efficace impegnata è stata stimata sempre in circa 260 μ Sv visto il contributo trascurabile della dose efficace impegnata.

MISURE DI PREVENZIONE E PROTEZIONE DAL RISCHIO RADIOLOGICO

Per garantire il rispetto delle misure di sicurezza, sono state identificate le necessarie misure di prevenzione e protezione da porre in atto. Per effettuare queste operazioni è stato impegnato personale classificato come lavoratore esposto di Categoria A specificatamente formato e di grande esperienza maturata in anni di lavoro su impianti nucleari.

Il personale operativo è stato dotato dei Dispositivi di Protezione Individuale (DPI) per la minimizzazione dell'inalazione di polveri radioattive: maschera pieno facciale con filtro combinato per polveri gas e vapori (MSA 93Reaktor B/St) con efficienza pari al 99,99%, tuta protettiva in

tyvek con cappuccio (elastico ai polsi ed alle caviglie) da indossare sopra la tuta di lavoro, doppio guanti in vinile/lattice usa e getta e sovra-scarpe in tyvek e lattice.

SORVEGLIANZA PERSONALE

La sorveglianza dell'esposizione individuale esterna è stata effettuata mediante dosimetri passivi a termoluminescenza relativi alla radiazione X- γ al corpo intero ed alle estremità (anello) ed alla componente neutronica sia termica che veloce al corpo intero. Durante le attività al personale sul TOP del reattore sono stati forniti anche dei dosimetri a lettura diretta sensibili alla radiazione X- γ e neutronica con lo scopo di avere una stima immediata della dose personale in termini di $H_p(10)$. La sorveglianza dell'esposizione individuale interna è stata effettuata all'inizio ed alla fine delle attività mediante tecniche di misure in vivo a corpo intero (WBC) ed alla tiroide (TC) per gamma di alta energia ed analisi radiotossicologiche (conteggio alfa beta totale e spettrometria gamma delle urine giornaliere e spettrometria di massa dei muchi alla fine di ogni giornata lavorativa) finalizzate alla ricerca dei prodotti di fissione (Cs-137 e I-131) disciolti nell'acqua.

SORVEGLIANZA AMBIENTALE

Contestualmente alle attività straordinarie è stata effettuata una sorveglianza ambientale attraverso idonei strumenti fissi e portatili opportunamente tarati. Nello specifico sono stati impegnati:

- un radiometro Automess 6150AD-t e Berthold LB-6411 per la mappatura dei ratei di equivalente di dose ambientale (componente gamma e neutronica) durante tutte le fasi di movimentazione dell'asta necessaria alla ricerca dell'elemento di combustibile fessurato;
- un sistema i-CAM di monitoraggio diretto dell'attività particolata dell'aria di alfa/beta totale in termini di $Bq \cdot h/m^3$ della Sala Reattore;
- 5 sistemi complessi di misura γ provvisti di allarme (Geiger Muller compensati per la misura del rateo di dose) per il controllo della intensità di esposizione. Questi rivelatori sono dislocati nei punti più significativi dell'Impianto, in particolare verrà impiegato l'apparato posizionato sulla virola del TOP della Sala Reattore;
- un monitore che acquisisce in continuo l'attività gassosa presente nell'aria della Sala Reattore ed in quella espulsa attraverso il camino. Il complesso di misura è costituito da uno spettrometro al NaI(Tl);
- due stazioni di prelievo su filtri in cellulosa ed al carbone attivo per la raccolta del particolato atmosferico del locale TOP della Sala Reattore (portata della pompa di aspirazione $3 m^3/h$);
- uno spettrometro Ortec HPGe per la misura dell'attività gamma del particolato atmosferico depositata su i filtri in cellulosa ed in fibra di vetro (ricerca dello I-131 come indicatore di dispersione dei prodotti di fissione gassosi in Sala Reattore);
- un contaminometro Berthold LB 124 per la misura diretta della contaminazione delle superfici in termini di Bq/cm^2 ;
- un contaminometro fisso mani/piedi Berthold LB 147 per la valutazione contaminazione superficiale sugli indumenti del personale in termini di Bq/cm^2 ;
- un contatore Thermo Scientific RadEyeHEC per la misura indiretta della contaminazione superficiale sulle superfici (smear test) in termini di Bq/cm^2 .

VINCOLI DI DOSE E SOGLIE DI ALLARME

Per una ottimizzazione della radioprotezione, sono stati stabiliti dei valori di vincolo di dose e delle soglie di allarme al superamento dei quali sarebbe stato necessario assumere specifiche decisioni o intraprendere azioni specifiche (turnazione obbligatoria del personale, sospensione delle attività, allontanamento). Sono stati stabiliti i seguenti valori di vincolo di dose:

- 2 mSv (1/10 del limite annuale [5]) il vincolo di dose individuale da esposizione esterna;

- 1 mSv/h il vincolo del rateo di equivalente di dose ambientale nel locale TOP della sala reattore

Sono state inoltre stabilite le seguenti soglie di allarme:

- 10 Bq•h/m³ la soglia di allarme per la misura diretta di concentrazione radioattiva aerosospesa di alfa totale nel locale Sala Reattore.
- 550 Bq•h/m³ la soglia di allarme per la misura diretta di concentrazione radioattiva aerosospesa di beta totale nel locale Sala Reattore.
- 0,8 mSv/h la soglia di allarme per la misura diretta dell'equivalente di dose ambientale del monitore gamma posizionato sulla virola (sommità pozzo reattore) della Sala Reattore.

Tali soglie di allarme sono state valutate sulla base delle seguenti considerazioni:

- Livello di intervento per alfa totale pari a 1 Bq/m³ (definito sulla base del limite annuale di dose efficace per lo U-234 e ipotizzando una permanenza di 2000 ore lavorative nel punto di misura);
- livello di intervento per beta totale pari a 55 Bq/m³ (definito sulla base del limite annuale di dose efficace per lo Sr-90 e ipotizzando una permanenza di 2000 ore lavorative nel punto di misura);
- efficienza del filtro della maschera pieno facciale pari a 99.99%;
- assorbimento di tipo S pari e particelle con AMAD pari a 1 µm;
- 100 µSv di dose efficace impegnata.

RISULTATI

SORVEGLIANZA FISICA PERSONALE

DOSE EFFICACE DA ESPOSIZIONE ESTERNA- I dosimetri a lettura diretta indossati dagli operatori hanno escluso esposizioni accidentali o di emergenza. Nella Tabella 7 sono riportate le valutazioni di dose da esposizione esterna del personale coinvolto nelle attività, derivanti dalle letture dei dosimetri passivi a termoluminescenza, da cui si evince che queste risultano essere trascurabili rispetto al vincolo di dose individuale da esposizione esterna (valutato in 2 mSv pari ad 1/10 del limite annuale [5]) precedentemente indicato.

Tabella 7: Valutazioni di dose da esposizione esterna al personale coinvolto nelle attività

Personale	Classificazione (Categoria)	Dose Efficace (mSv)	Dose equivalente estremità (mSv)	Dose equivalente alla pelle (mSv)
Operatore 1	A	0,1	0	0,1
Operatore 2	A	0,1	0	0,1
Operatore 3	A	0	0	0
Operatore 4	A	0	0	0
Operatore 5	A	0	0	0
Operatore 6	A	0	0	0
Operatore 7	A	0	0	0
Operatore 8	A	0	0	0

DOSE EFFICACE IMPEGNATA - Le analisi svolte sui muchi nasali, il cui prelievo è stato effettuato alla fine di ognuna delle 5 giornate lavorative hanno dato esito negativo (valori inferiori alla Minima Attività Rilevabile della metodica utilizzata - 0.5 Bq per alfa emettitori e 1 Bq per beta emettitori). Le indagini di contaminazione interna mediante WBC e TC hanno escluso la presenza di qualsiasi radionuclide antropogenico (valori inferiori a 30 Bq per il Cs-137 e di 10 Bq per lo I-131) anche la misura della spettrometria gamma delle urine ha escluso la presenza di radionuclidi antropogenici. Pertanto, si valuta nulla la dose efficace impegnata dal personale esposto coinvolto nelle attività.

SORVEGLIANZA AMBIENTALE

Le misure del rateo di equivalente di dose ambientale effettuate nel corso di tutta la durata dei lavori hanno restituito delle esposizioni confrontabili con quelle ottenute dalla normale attività del reattore a 100 kW potenza ($13 \mu\text{Sv/h}$ nella posizione dell'operatore e valori tipici nei punti fissi di misura). Oltretutto per tutta la durata delle lavorazioni nei pressi della postazione dell'operatore non si sono riscontrati dei valori superiori al vincolo di dose del rateo di equivalente di dose ambientale $\dot{H}^*(10)$ (2 mSv/h). La misura diretta di concentrazione radioattiva aerosospesa integrata nel locale Sala Reattore ha fornito un nullo di alfa totale (soglia di allarme impostata a $10 \text{ Bq}\cdot\text{h/m}^3$) ed un valore pari a $40 \text{ Bq}\cdot\text{h/m}^3$ di beta totale (soglia di allarme impostata a $550 \text{ Bq}\cdot\text{h/m}^3$). Le misure di spettrometria gamma del particolato atmosferico del locale Sala Reattore depositato sui filtri in cellulosa e carbone attivo hanno escluso la presenza di radionuclidi di origine antropogenica (per il Cs-137 valori inferiori al valore di Minima Concentrazione Rivelabile – $4,2\text{E}-03 \text{ Bq/m}^3$ e per il I-131 valori inferiori al valore di Minima Concentrazione Rivelabile – $4,7\text{E}-03 \text{ Bq/m}^3$). Conformemente al quadro descritto, è emerso che durante le operazioni tutti i valori delle misure effettuate hanno permesso di considerare ottimale la situazione radioprotezionistica.

INDIVIDUAZIONE DI UN ELEMENTO FESSURATO

L'attività sperimentale è stata svolta nei tempi previsti, riuscendo ad individuare un elemento fessurato responsabile del maggior contributo alla presenza dei prodotti di fissione gassosi all'interno dell'acqua del circuito di raffreddamento primario del reattore.

L'elemento di combustibile individuato è uno dei due elementi strumentati, situato nell'anello interno del nocciolo (posizione B03); questo elemento è stato estratto dal nocciolo e posizionato nelle rastrelliere del pozzo reattore con lo scopo di farlo raffreddare prima di spostarlo nel deposito temporaneo secondo le procedure di impianto. A valle della riconfigurazione del nocciolo è stata effettuata un'accensione del reattore a 100 kW con lo scopo di verificare la presenza di altri elementi fessurati. Le misure dirette, a reattore acceso, non hanno rilevato la presenza di prodotti di fissione gassosi disciolti nell'acqua. Per confermare questo risultato si è proceduto ad una seconda serie di misure in spettrometria gamma dell'acqua del circuito di raffreddamento del reattore, con le stesse modalità esposte precedentemente, alla ricerca prodotti di fissione gassosi. Per questo è stato effettuato un campionamento a reattore spento di acqua sulla sommità del TOP della Sala Reattore (50 cm di profondità). I risultati delle misure hanno riscontrato, anche in questo caso, l'assenza di prodotti di fissione gassosi all'interno dell'acqua con il reattore alla potenza di 100 kW. Visto che la potenza di esercizio del reattore è 1 MW e con lo scopo di confermare i risultati ottenuti è stata effettuata una ulteriore accensione del reattore ad una potenza maggiore (500 kW) per circa 4 ore. Anche in questo caso, le misure dirette, a reattore acceso, non hanno rilevato la presenza di prodotti di fissione gassosi disciolti nell'acqua. Alla fine dell'accensione è stato campionato, nuovamente, un litro d'acqua con le stesse modalità esposte precedentemente ripetendo le stesse misure di spettrometria gamma. I valori di concentrazione di attività misurati in questo caso non sono, tuttavia, direttamente confrontabili con quelli ottenuti nella campagna di ricerca poiché i due campioni d'acqua sono stati campionati dopo l'accensione del reattore a potenze diverse. La misura effettuata 10 minuti dopo il campionamento dell'acqua non ha evidenziato la presenza di prodotti di fissione gassosi. In questo caso lo spettro acquisito era dominato dalle strutture dei picchi del Na-24 e Ar-41. I risultati delle misure a 12 ore e 3 giorni dopo lo spegnimento del reattore sono riportati in Tabella 8 ed in Tabella 9. L'osservazione in queste misure dei prodotti di fissione gassosi è una prova della presenza di un ulteriore elemento fessurato. I valori di attività di questi radionuclidi nell'acqua suggeriscono che l'entità di questa fessura individuata sia significativamente inferiore rispetto a quella precedente (elemento B03). Le attività della Tabella 8 e della Tabella 9 sono riportate al momento del campionamento dell'acqua (data di riferimento: 15/02/2022 alle 09:00). Il valore percentuale delle incertezze di misura (u) è espresso con un valore di copertura $k=2$.

Tabella 8: Misura di 8200 secondi effettuata 12 ore dopo il prelievo dell'acqua del pozzo reattore

Radionuclide	T1/2 [ore]	Attività [Bq/l] (u) [%]
I-131	1,9E+02	1,1E-01 (31)
I-133	2,1E+01	2,5E-01 (27)
Xe-135	9,1E+00	1,3E+01 (25)
Cs-137	2,6E+05	4,2E+00 (30)

Tabella 9: Misura di 74000 secondi effettuata 3 giorni dopo il prelievo dell'acqua del pozzo reattore

Radionuclide	T1/2 [ore]	Attività [Bq/l] (u) [%]
I-131	1,9E+02	9,6E-03 (31)
I-133	2,1E+01	2,1E-01 (27)
Cs-137	2,6E+05	3,9E+00 (30)

CONCLUSIONI

La metodologia utilizzata per la predisposizione del programma straordinario di sorveglianza fisica ambientale e personale della radioprotezione è risultata adeguata ad assicurare la protezione dei lavoratori e della popolazione dalle radiazioni ionizzanti durante tutte le fasi di ricerca e di sostituzione dell'elemento di combustibile fessurato. In accordo con il quadro descritto si può affermare che durante le operazioni tutti i valori delle misure effettuate hanno permesso di escludere un superamento dei vincoli di dose per gli operatori ed un incremento della dose da irraggiamento esterno ed interno per la popolazione.

Il metodo sperimentale utilizzato ha permesso di individuare l'elemento di combustibile maggiormente responsabile della presenza dei prodotti di fissione gassosi all'interno dell'acqua. Tuttavia, le misure effettuate successivamente hanno mostrato la presenza di almeno un altro elemento non integro con una fessura di entità minore di quello già individuato. Attualmente, quindi, si sta procedendo all'organizzazione di una nuova campagna di ricerca per individuare gli elementi fessurati ancora presenti.

BIBLIOGRAFIA

- [1] Chiesa G. *Regolamento di esercizio per l'impianto nucleare TRIGA RC-1*. Doc. FSN- FISS(20)02;
- [2] Sperandio L. *Relazione riguardante le misure di prevenzione e protezione dai rischi da radiazioni ionizzanti da attuare nelle operazioni di ricerca e sostituzione degli elementi di combustibile fessurati dell'impianto Triga RC-1 del C.R. Casaccia dell'ENEA ENEA RTI IRP 2022 (02) del 14/02/2022*;
- [3] Sperandio L. *Programma della Sorveglianza fisica ed ambientale dell'impianto Triga RC-1 – anno 2022, Pro. ENEA/2022/45662/IRP del 28/06/2022*;
- [4] Unione Europea, *laying down basic safety standards for protection against the dangers arising from exposure to ionising radiation, and repealing Directives 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom and 2003/122/Euratom*, COUNCIL DIRECTIVE 2013/59/EURATOM of 5 December 2013.
- [5] Decreto Legislativo n. 101 del Governo, *Attuazione delle direttive 2013/59/Euratom, norme fondamentali relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti in materia di radiazioni ionizzanti*, 31 luglio 2020; ENEA, *Impianto Triga RC-1 - C.R. CASACCIA. Presupposti tecnici per il piano di emergenza esterna*, Documento TLE TRIGA 99/A del 15/03/1999;
- [6] Borio di Tigliole A. et al *Identification of a leaking TRIGA fuel element at the reactor facility of Pavia* Vienna University of Technology, Atomic Institute of the Austrian Universities (Austria); 207 p; 2004; p. 53-61; 2. world TRIGA users conference; Vienna (Austria); 15-18 Sep 2004
- [7] Lepore L. et al. *Valutazione di una procedura di individuazione i eventuali fessurazioni negli elementi di combustibile del nocciolo del reattore Triga RC-1* Prot. ENEA/2021/36511/FSN-FISS del 07/06/2021
- [8] ISO, *Radiological protection -- Monitoring and internal dosimetry for specific materials -- Part 1: Inhalation of uranium compounds*, ISO 16638: 2015;
- [9] *Progetto Definitivo e Rapporto di Sicurezza Reattore RC-1 ad 1 MW*. Aprile 1966;
- [10] Minasi R. *Problematiche di radioprotezione per l'impianto nucleare TRIGA RC-1*. Doc. THE 8500 1;
- [11] Falconi L., Sperandio L. et al. *Stato di Conservazione dell'impianto nucleare TRIGA RC-1 e Revisione Periodica della Sicurezza Nucleare (PSR)*. Doc. THE/IST/0056 (FSN-FISS20(03)) del 27 febbraio 2020;

Sosta nel porto a Trieste di navigli a propulsione nucleare: l'esperienza degli Enti coinvolti a seguito dell'arrivo della portaerei statunitense USS Truman

Massimo Garavaglia¹, Salvatore Amenta⁴, Filippo Bragato¹, Giuseppe Candolini¹, Paolo Di Marco¹,
Maria Rosa Fornasier³, Concettina Giovani¹, Michela Godeassi¹, Luca Piccini¹, Silvia Pividore¹,
Mara Severgnini³, Diego Tippi², Luca Torcigliani⁵, Lucia Tramontin¹, Andrea Zirafa³

¹Centro Regionale di Radioprotezione, ARPA FVG, via Colugna 42, Udine

²Nucleo NBCR/NR, Comando Provinciale VV.FF. Trieste, via D'Alviano 15/1, Trieste

³SC Fisica Sanitaria, Azienda Sanitaria Universitaria Giuliano Isontina ASUGI, via della Pietà 2/2, Trieste

⁴Sezione Tecnica, Sicurezza, Difesa Portuale, Piazza Duca degli Abruzzi 4, Trieste

⁵Servizio Sicurezza, Capitaneria di Porto di Trieste, Piazza Duca degli Abruzzi 4, Trieste

filippo.bragato@arpa.fvg.it

Riassunto

Nel mese di aprile 2022, il porto di Trieste è stato interessato dall'arrivo della portaerei a propulsione nucleare USS Truman. Il naviglio ha sostato in rada per cinque giorni all'ancora, lontano dalla costa, ad alcuni chilometri al largo del castello di Miramare. La sosta di tali navigli è consentita solo in un numero limitato di porti italiani e prevede in generale l'attivazione di un complesso di attività e controlli da parte degli enti preposti. Il "Piano di emergenza esterna per la sosta di unità militari a propulsione nucleare alla fonda in prossimità del Porto di Trieste" (Prefettura UTG Trieste, 2007) stabilisce, per quanto concerne la sorveglianza fisica, compiti e responsabilità per alcuni degli enti coinvolti: Prefettura, Capitaneria di Porto, VV.FF., ARPA e Azienda Sanitaria. Anche in assenza di incidente sono previste numerose azioni che devono essere intraprese al fine di assicurare un adeguato controllo ambientale considerata la presenza di un reattore nucleare in funzione. Nel presente lavoro viene riportata la descrizione delle attività svolte da CPT, VV.FF., ARPA e ASUGI con particolare riferimento alla predisposizione dei punti di monitoraggio più opportuni e ai risultati ottenuti. Gli Enti coinvolti hanno operato in un contesto straordinario ma non emergenziale impiegando personale e risorse h24. Quanto descritto si auspica possa fungere da ausilio per altri enti sul territorio nazionale che possano venir coinvolti sia in questa particolare tipologia di attività sia in altre, dove è fondamentale l'attivazione di una rete di monitoraggio ambientale temporanea con il coinvolgimento di più soggetti.

ATTIVITÀ PRELIMINARI DI COORDINAMENTO E PIANIFICAZIONE

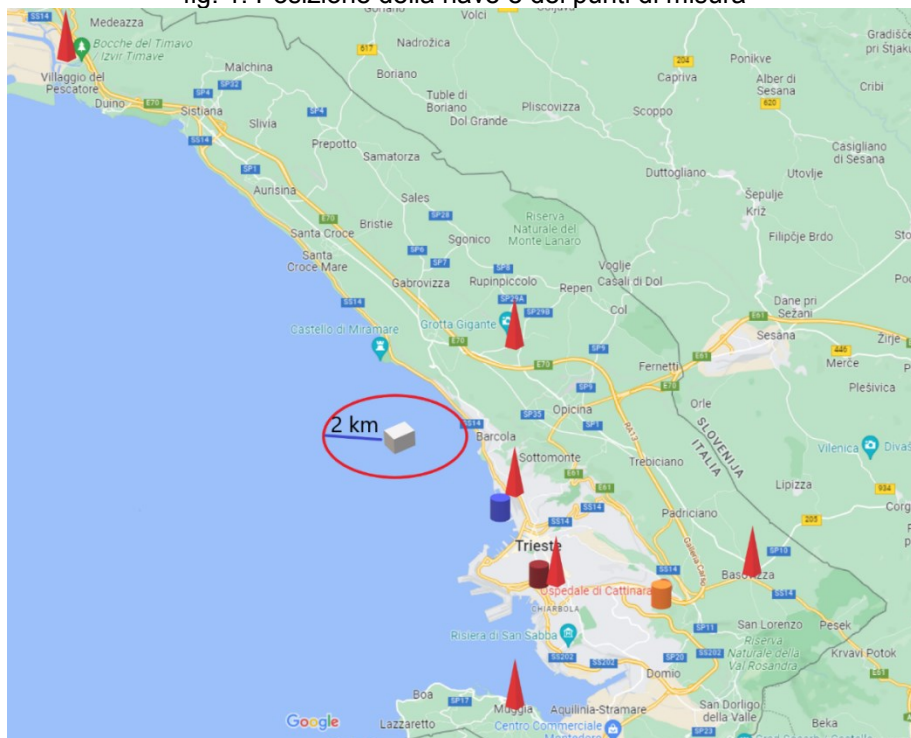
Le attività di coordinamento e pianificazione sono state coordinate dalla Prefettura di Trieste. Nelle riunioni preliminari sono state assegnate, sulla base delle prescrizioni del *Piano di emergenza esterna per la sosta di unità militari a propulsione nucleare alla fonda in prossimità del Porto di Trieste* (Prefettura UTG Trieste, 2017) e di accordi tra i vari attori, le attività di competenza agli Enti interessati. Tale piano è previsto dall'attuale normativa di radioprotezione nazionale (D.lgs. 101/2020, 2020). Complessivamente sono state svolte 3 riunioni tecniche nei 10 giorni prima dell'arrivo previsto della nave.

POSIZIONE DELLA NAVE E DEI PUNTI DI MISURAZIONE

Nella mappa in (fig. 1) sono riportate la posizione dei punti di campionamento o misura individuati dai vari Enti coinvolti nel piano e la posizione della nave con relativa area di rispetto ad accesso regolamentato.

Attorno alla nave è stata delimitata dalle autorità una zona di rispetto ad accesso limitato di raggio 2 km.

fig. 1: Posizione della nave e dei punti di misura



Sono indicate con le piramidi rosse le posizioni delle centraline di monitoraggio del rateo di dose gamma in aria del Comando dei VV.FF., con le icone cilindriche la postazione di ARPA FVG presso il Molo III (in blu) del comando dei VV.FF. (in bordeaux) ed infine del laboratorio di spettrometria gamma di ASUGI (in arancione). La posizione approssimativa della nave (e conseguentemente dei campioni ambientali raccolti) è indicata dall'icona grigia. Attorno alla nave è stata delimitata dalle autorità una zona di rispetto ad accesso limitato di raggio 2 km.

ATTIVITÀ, COMPETENZE E RESPONSABILITÀ DI ARPA FVG

Il piano coinvolge il Centro Regionale di Radioprotezione ed il servizio meteorologico OSMER; il primo si occupa delle attività radio-protezionistiche, il secondo di modellistica e previsione meteo in caso di incidente.

ATTIVITÀ SVOLTE DAL CRR DI ARPA FVG

1. Predisposizione di stazione mobile di monitoraggio

Il piano assegna ad ARPA le “misurazioni di irraggiamento in aria” intese come monitoraggio continuo del rateo di dose gamma in un punto prestabilito a terra. Tale attività è stata svolta predisponendo una stazione di monitoraggio con personale presente h24. La determinazione del punto più opportuno, tra quelli idonei da un punto di vista radio-protezionistico, comporta alcune considerazioni logistiche connesse alla presenza di servizi funzionali all’attività della stazione (come ad esempio la corrente elettrica) e del personale presente. La scelta è ricaduta sulla stazione dei Vigili del Fuoco sita al Molo III del Porto Vecchio di Trieste. L’area, oltre ad essere attrezzata con tutti i servizi necessari, è presidiata costantemente: ciò ha garantito la sicurezza degli operatori di ARPA FVG presenti all’interno della stazione.

La stazione era collocata a circa 4 km a sud-est rispetto al punto in cui la nave ha stazionato.

La stazione era costituita dal furgone in dotazione al CRR, posizionato tra la caserma e la banchina del molo come visibile in (fig. 2). All’interno è stata posizionata la strumentazione per la rilevazione del rateo di dose da fotoni gamma e da neutroni. Nel dettaglio:

- Dosimetro gamma Thermo FH40G con doppia sonda (GM e NaI);
- Sonda Atomtex BDKN-03.

Entrambi gli strumenti, mediante software di acquisizione, hanno consentito il salvataggio in continuo dei dati rilevati, in particolare ogni 5 secondi per il valore di $H^*(10)$ gamma e 60 secondi per $H^*(10)$ neutronico. I dati, salvati su file, sono presentati nel seguito in formato grafico.

Le misurazioni sono iniziate alcuni giorni prima dell'arrivo della nave per valutare il valore di background.

fig. 2: Posizione stazione mobile ARPA FVG e della pompa ad alto volume



Indicata dalla freccia la portaerei in lontananza

2. Installazione pompa ad alto volume per il monitoraggio del particolato atmosferico

A breve distanza dalla stazione di monitoraggio è stata posizionata una pompa ad alto volume per il campionamento del particolato atmosferico, visibile in (fig. 2) a destra. L'aspirazione è iniziata due giorni prima dell'arrivo della nave ed è stata condotta senza soluzione di continuità fino alla sua partenza. I filtri sono stati cambiati due volte al giorno, ogni 12 ore circa. La pompa ha operato al massimo delle proprie capacità di aspirazione ovvero 1200 l/min. Assieme alla pompa è stato predisposto un banco per la preparazione dei filtri nella geometria di misura come previsto dalla relativa procedura interna.

3. Misurazioni del rateo di dose gamma in mare

Come previsto dal piano di monitoraggio, tre volte al giorno (orari indicativi 10:00, 16:00 e 24:00) accompagnato dalla Capitaneria di Porto, il tecnico del CRR in turno ha effettuato il monitoraggio del rateo di dose gamma in mare mediante rateometro AUTOMESS mod. 6150 AD 6 con sonda AUTOMESS mod. 6150 AD-b. La motovedetta della CPT ha imbarcato il personale ARPA FVG presso la banchina del Molo III dirigendosi verso la portaerei e posizionandosi infine sottovento:

- dal momento dell'inizio dell'avvicinamento sottovento cominciava la registrazione del dato di irraggiamento medio e massimo;
- l'avvicinamento terminava ad una distanza compresa tra i 250 ed i 100 metri dallo scafo della nave e a quel punto i dati dello strumento di misura venivano resettati, iniziando una nuova valutazione del valore medio e massimo. Si effettuava un giro completo attorno alla portaerei ponendo attenzione ad eventuali punti di incremento del rateo di dose.

4. Coordinamento con il laboratorio di ASUGI

Un'attività di coordinamento, riguardante la definizione della modalità di misura in spettrometria gamma, è stata preventivamente effettuata con i fisici medici di ASUGI. Le misure sono state effettuate mediante strumentazione del laboratorio di ASUGI su campioni nelle geometrie di misura utilizzate da ARPA FVG. L'analisi condotta è stata di tipo qualitativo, limitandosi alla sola determinazione di presenza od assenza di radionuclidi artificiali di interesse ricavati dal documento tecnico di ISPRA (ISPRA, 2015). Dalla lista dei possibili nuclidi di rilascio sono stati

selezionati unicamente quelli rilevabili in spettrometria gamma (gamma emettitori) e ragionevolmente presenti nei campioni analizzati (sono stati esclusi i gas nobili in quanto le tecniche di campionamento non ne permettevano la ritenzione). I radionuclidi selezionati sono:

Br-84, Te-127, Te-129, Te-129M, I-131, Te-131, Te-131M, I-132, Te-132, I-133, Te-133M, Cs-134, I-134, Te-134, I-135 e Cs-137

Le rispettive righe di emissione sono state inserite in opportuna libreria del software di analisi impiegato.

ATTIVITÀ, COMPETENZE E RESPONSABILITÀ DEL SERVIZIO DI FISICA SANITARIA DI ASUGI

Il piano assegna alla Fisica Sanitaria il compito di effettuare misurazioni in spettrometria gamma sui campioni ambientali raccolti prima, durante e dopo la permanenza della nave. In particolare il laboratorio di spettrometria gamma dell'ospedale Cattinara ha effettuato misure su campioni prelevati da ARPA FVG e dalla CPT mediante la catena spettrometrica visibile in (fig. 3).

1. Misura dei filtri dell'aria della pompa alto volume di ARPA FVG

Tutti i filtri dell'aria campionati da ARPA FVG presso il Molo III sono stati recapitati (a cura dei VV.FF.) al laboratorio di spettrometria gamma dell'ospedale Cattinara. Il campione è stato fornito già nella corretta geometria di misura e dunque pronto all'analisi. Il filtro è stato misurato per un'ora e mezza e al termine dell'acquisizione, mediante una opportuna routine di analisi, è stata verificata la presenza o meno dei picchi dei radionuclidi artificiali di interesse. Al termine dell'analisi l'operatore ha annotato sul foglio di registrazione delle misure sinteticamente con un SI o un NO la presenza o meno di radionuclidi artificiali. Poiché in nessun campione è stata riscontrata la presenza di radionuclidi artificiali, i campioni sono stati conservati senza effettuare ulteriori misure. In caso contrario sarebbero stati messi a disposizione di ARPA FVG nel minor tempo possibile per le analisi quantitative da svolgersi presso il laboratorio del CRR di Udine.

fig. 3: Sistema spettrometrico HpGe del laboratorio di ASUGI



2. Misura dei campioni di acque e sedimenti prelevati da CPT

Tre campioni di sedimenti e tre campioni di acqua marina sono stati prelevati a cura della CPT mediante personale del Servizio Difesa Antimezzi Insidiosi della Marina Militare (SDAI). I campioni sono stati preparati in campo in becker di Marinelli da 950cc forniti da ARPA FVG. Il primo campione è stato prelevato prima dell'arrivo della nave (22/4/22), il secondo durante la sosta (26/4/22) ed il terzo dopo la sua partenza (28/4/22). La periodicità del campionamento è stata definita allo scopo di effettuare una valutazione di "zero" prima dell'arrivo del naviglio, un controllo durante la sosta ed infine una verifica finale a conclusione delle operazioni.

I risultati ottenuti dall'ASUGI, discussi più in dettaglio nel seguito, non hanno fatto rilevare la presenza di radionuclidi artificiali di interesse nelle acque, mentre nei sedimenti (come era logico attendersi) è stato rilevato il Cs-137 derivante dalla contaminazione ambientale a seguito degli eventi di Chernobyl e dei test nucleari del passato. Il segnale rilevato di Cs-137 nel campione di "zero" è stato considerato come valore di background per le analisi successive. Come ulteriore discriminare si è considerato come la presenza del Cs-137, qualora non accompagnata da altri artificiali, non indicasse un evento incidentale occorso alla nave in sosta.

ATTIVITÀ, COMPETENZE E RESPONSABILITÀ DEL COMANDO PROVINCIALE DEI VV.FF. DI TRIESTE – NUCLEO N.R.

Il piano coinvolge il personale del Comando in attività di monitoraggio e campionamento similmente a quanto effettuato da ARPA FVG.

1. Rilevazione del rateo di dose gamma in aria mediante centraline di monitoraggio fisse a terra

Diverse centraline della rete di monitoraggio del Corpo Nazionale Vigili del Fuoco sono installate nell'area della città di Trieste. Tali apparati sono controllati mediante un sistema informatico che monitora i valori di irraggiamento h24. Durante lo stazionamento della nave l'area della città è stata monitorata dal punto di vista dell'irraggiamento in aria senza soluzione di continuità.

2. Rilevazione del rateo di dose gamma presso la CPT e presso il comando dei VV.FF.

Uno strumento è stato posizionato negli uffici della CPT per la lettura dei dati da parte di operatori della capitaneria stessa. Un altro strumento è stato posizionato presso il comando dei VV.FF. e i valori da esso forniti sono stati registrati da operatori del Comando stesso.

3. Misurazioni del rateo di dose gamma in mare

Come previsto dal piano di monitoraggio, tre volte al giorno con imbarcazioni proprie, i Vigili del Fuoco hanno effettuato misurazioni del rateo di dose in mare similmente a quanto fatto da ARPA FVG (avvicinamento sottovento e perimetro della nave) partendo dal Molo III. Gli orari di intervento sono stati scelti in alternanza con ARPA FVG per evitare la duplicazione dei dati e coprire in modo più uniforme la giornata intera.

4. Campionamento e misura del particolato atmosferico

Come previsto dalla procedura interna di utilizzo della strumentazione denominata "catena beta" (Capobianco L., Corrao S., 2016), sono stati effettuati campionamenti del particolato atmosferico con pompa Radeco H810 alla ricerca di emettitori gamma/beta a lunga vita. La misura ha previsto campionamenti della durata di un'ora effettuati una o due volte al giorno. I filtri di raccolta del particolato sono stati misurati due volte con una sonda GM inserita in pozzetto schermante, la prima misura immediatamente al termine del campionamento, la seconda dopo due ore. I due valori ottenuti, in termini di conteggio totale, sono stati confrontati: se il conteggio dopo due ore risultava inferiore alla metà del primo si concludeva di non essere in presenza di radionuclidi a lunga vita beta/gamma emettitori, ovvero il segnale era dovuto unicamente ai radionuclidi a breve vita delle famiglie naturali di U-238 (Pb-214 e Bi-214) e del Th-232 (Pb-212 e Tl-208). In caso di mancata verifica della condizione, si sarebbe proceduto con l'aspirazione su filtro a carboni attivi alla ricerca di I-131 ed all'analisi in spettrometria gamma dei filtri.

ATTIVITÀ, COMPETENZE E RESPONSABILITÀ DELLA CAPITANERIA DI PORTO DI TRIESTE

1. Rilevazione del rateo di dose gamma presso la CPT

Con strumentazione predisposta dal comando dei VV.FF. è stato registrato il dato di irraggiamento gamma in aria presso la capitaneria stessa.

2. Coordinamento con il SDAI per il prelievo dei campioni di sedimenti e acqua marina dalla rada del porto

I campioni sono stati raccolti in contenitori tipo Marinelli e taniche da 10 litri forniti da ARPA FVG per le analisi in spettrometria gamma condotte da ASUGI e successivamente da ARPA FVG.

3. Raccolta dei dati giornalieri di tutte le stazioni e trasmissione del rapporto giornaliero alla Prefettura di Trieste

Quotidianamente tutti i dati rilevati da tutte le stazioni, trasmessi alla CPT, sono stati controllati e trasmessi alla Prefettura di Trieste. Tale attività è stata svolta con l'ausilio di personale del CRR.

RISULTATI DELLE MISURAZIONI

Nel seguito si presentano i risultati delle misure effettuate da ARPA FVG, VV.FF. e ASUGI durante l'attività di monitoraggio. ARPA FVG al termine della campagna ha eseguito ulteriori misure quantitative in spettrometria gamma sui sedimenti e sulle acque; tali misurazioni sono state confrontate con dati storici della medesima area e fungeranno da valori di fondo per eventuali future soste di navigli.

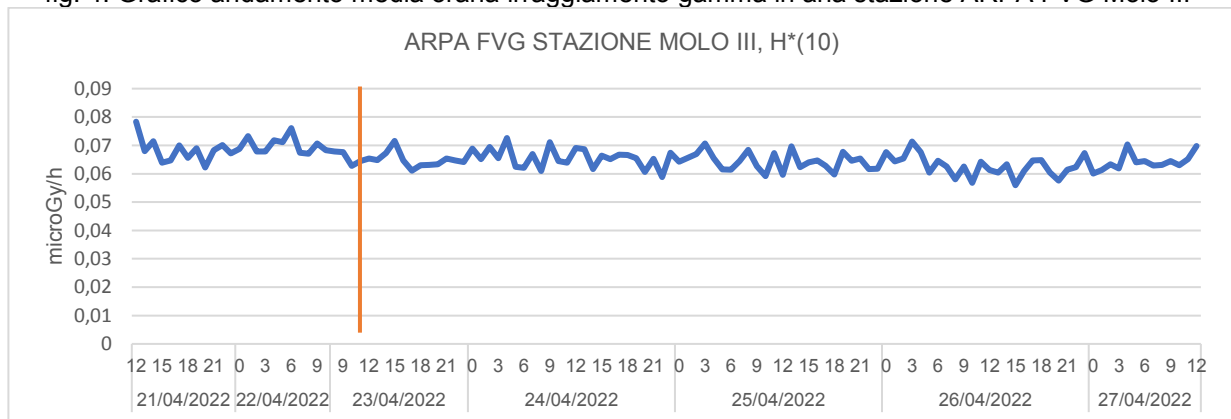
Il livello previsto nel piano per attivare una condizione di allarme era di 1 $\mu\text{Gy/h}$ per il rateo di dose gamma in qualunque punto di misurazione sia esso a mare o a terra.

MISURAZIONI EFFETTUATE DA ARPA FVG

1. Monitoraggio in continuo del rateo dell'equivalente di dose gamma in aria

Il monitoraggio è stato effettuato con campionamento ogni 5 secondi mediante un rateometro Thermo FH40GM dotato di sonda a GM. Nel grafico in (fig. 4) è riportato l'andamento della media oraria. Il valore massimo delle medie orarie, rilevate durante la sosta della nave, è stato pari a 0,073 $\mu\text{Sv/h}$. Risulta inoltre evidente dallo stesso grafico come nessun incremento rispetto ai valori di fondo si sia evidenziato a seguito dell'arrivo della portaerei avvenuto verso le 11 del giorno 23 aprile.

fig. 4: Grafico andamento media oraria irraggiamento gamma in aria stazione ARPA FVG Molo III



La linea arancione indica il momento di inizio dello stazionamento della portaerei

2. Monitoraggio del rateo dell'equivalente di dose in mare in prossimità della portaerei

Il monitoraggio è stato effettuato con il rateometro AUTOMESS con sonda a scintillazione. La misura è stata condotta come descritto in precedenza, acquisendo dunque massimo e media durante l'avvicinamento sottovento ed il percorso attorno alla nave. I risultati ottenuti non si sono discostati dai valori di fondo presenti in zona.

3. Misure quantitative in spettrometria gamma di attività sui filtri del PTS, sui sedimenti e sull'acqua marina

I sedimenti, i campioni d'acqua marina ed i filtri dell'aria campionati sono stati analizzati successivamente alle misure qualitative svolte da ASUGI. L'interesse, oltre ad una seconda verifica indipendente dei campioni, riguarda la presenza di Cs-137 nei sedimenti marini. Tale

radionuclide è relativo ai pregressi incidenti nucleari e costituisce oramai un fondo ambientale. Si è colta, dunque, l'occasione dei prelievi per valutare la concentrazione di Cs-137 nel sedimento. La misurazione è stata effettuata sul campione tal quale e il risultato è stato corretto per tener conto della densità maggiore di 1 del campione stesso (circa il 3%). Le misurazioni sono state effettuate con un rivelatore HpGe coassiale con 30% di efficienza relativa in campioni posti in geometria utilizzando becker di Marinelli da 950cc. I risultati ottenuti per i campioni di acque e sedimenti sono riassunti nella (tab. 1).

tab. 1: Risultati delle misure di spettrometria gamma sui campioni di acque e sedimenti

Campione	Tipologia	Data prelievo	Nuclide	Concentrazione Bq/kg	Inc. k=2 Bq/kg
ARPA-22-30	sedimento	22/04/22	Cs-137	1,69	0,15
			Cs-134	< 0,07	-
			I-131	< 0,4	-
ARPA-22-31	sedimento	26/04/22	Cs-137	1,64	0,15
			Cs-134	< 0,08	-
			I-131	< 0,3	-
ARPA-22-32	sedimento	28/04/22	Cs-137	1,59	0,14
			Cs-134	< 0,06	-
			I-131	< 0,2	-
ARPA-22-33	acqua marina	22/4/22	Cs-137	< 0,1	-
			Cs-134	< 0,08	-
			I-131	< 0,5	-
ARPA-22-34	acqua marina	26/4/22	Cs-137	< 0,07	-
			Cs-134	< 0,06	-
			I-131	< 0,2	-
ARPA-22-35	acqua marina	28/4/22	Cs-137	< 0,08	-
			Cs-134	< 0,07	-
			I-131	< 0,2	-

Come ulteriore approfondimento sulla matrice acqua marina, sono state effettuate misure di spettrometria gamma su campioni addensati. Circa 10 litri di acqua per campione sono stati evaporati e portati a volume di misura (450cc) impiegando il gel di silice. Ciò consente di aumentare la capacità di rilevazione e di conseguenza diminuire la MAR (Minima Attività Rilevabile). In nessuno dei campioni è stata rilevata la presenza di Cs-134 o Cs-137 superiore ad una minima attività rilevabile dell'ordine di 10^{-3} Bq/kg.

Per quanto riguarda i filtri dell'aria, è stata effettuata una misura di lunga durata con un HpGe con efficienza relativa del 60% inserendo tutti i filtri in un becker di Marinelli di volume tale da minimizzare gli spazi vuoti. Una componente di errore aggiuntiva pari al 10% viene tenuta in considerazione in tal senso. Sul campione così composto è stata rilevata una concentrazione media di Cs-137 pari a $3,7 \cdot 10^{-6} \pm 1,2 \cdot 10^{-6}$ Bq/m³ (inc. k=2). Tale concentrazione è paragonabile alla media mensile rilevata presso la stazione di Udine nell'anno 2021 ($4,9 \cdot 10^{-6} \pm 1,1 \cdot 10^{-6}$ Bq/m³).

MISURAZIONI EFFETTUATE DAL COMANDO PROVINCIALE DEI VV.FF. DI TRIESTE – NUCLEO N.R.

1. Monitoraggio in continua del rateo dell'equivalente di dose gamma in aria

Il monitoraggio è effettuato in continua sul sistema informatico del Corpo Nazionale Vigili del Fuoco. Alcuni valori di irraggiamento vengono inoltre registrati su apposito modulo interno. I risultati ottenuti nelle varie centraline sono risultati paragonabili col fondo tipico rilevato. Le misure evidenziano dunque l'assenza di criticità durante tutto il periodo di stazionamento della nave.

2. Monitoraggio del rateo dell'equivalente di dose in mare in prossimità della portaerei ed a terra presso il litorale di Barcola

Il monitoraggio è stato effettuato con un rateometro Canberra/Mirion HDS 101 dotato di sonda Csl(Tl), i risultati delle misurazioni effettuate con le modalità descritte in precedenza sono paragonabili al fondo ambientale presente in zona (0,03 $\mu\text{Gy/h}$).

3. Misure qualitative sui filtri del PTS

I risultati delle misurazioni sui filtri del particolato, effettuate secondo quanto descritto in precedenza, sono riportati in (tab. 2).

tab. 2: Risultati misurazioni CPS totale sui filtri del PTS

Data e ora inizio campionamento	CPS ₁ termine aspirazione	CPS ₂ dt =2h	Riduzione CPS ₂ /CPS ₁ criterio <0,5
23/4/22 20:00	5,89	1,16	0,20
24/4/22 12:00	2,50	0,67	0,27
24/4/22 22:00	3,40	0,75	0,22
25/4/22 12:00	4,90	1,06	0,22
26/4/22 07:00	9,15	1,80	0,20

In nessuno dei campioni analizzati è stato superato il valore di 0,5 per il rapporto tra i due valori del CPS totale, per cui non è stato necessario procedere all'aspirazione con il filtro ai carboni attivi.

MISURAZIONI EFFETTUATE DALLA FISICA SANITARIA DI ASUGI

1. Misure qualitative in spettrometria gamma di attività sui filtri del PTS, sedimenti e acqua marina

Alcuni giorni prima dell'arrivo della nave e durante lo stazionamento, il laboratorio di ASUGI ha effettuato misure qualitative in spettrometria gamma dei filtri del PTS forniti dalla stazione ARPA FVG presso il Molo III e dei campioni di acque e sedimenti marini forniti dalla CPT.

Le misure sono state condotte con un HpGe con efficienza relativa del 26%. L'analisi ha previsto l'acquisizione dello spettro e la verifica dell'assenza di picchi nelle ROI definite sulla base dei radionuclidi d'interesse. In nessun filtro analizzato è stata rilevata la presenza di radionuclidi artificiali¹. Per quanto riguarda invece i campioni di sedimento e acqua marina, i risultati qualitativi evidenziano la presenza unicamente di Cs-137 nei sedimenti, mentre il Cs-134 e lo I-131 risultano non rilevabili. Nei campioni di acqua non si evidenzia la presenza di radionuclidi artificiali. I risultati qualitativi sono riassunti in (tab. 3).

tab. 3: Risultati delle misura qualitative sui campioni di sedimento e acqua marina campionati dal SDAI

Tipologia	Data prelievo	Nuclide	Presenza/Assenza radionuclide
sedimento	22/04/22	Cs-137	PRESENZA
		Cs-134	ASSENZA
		I-131	ASSENZA
sedimento	26/04/22	Cs-137	PRESENZA
		Cs-134	ASSENZA
		I-131	ASSENZA
sedimento	28/04/22	Cs-137	PRESENZA
		Cs-134	ASSENZA
		I-131	ASSENZA
Acqua marina	22/4/22	Cs-137	ASSENZA
		Cs-134	ASSENZA
		I-131	ASSENZA

¹ L'MDA, nella condizione di misura di screening effettuata, è superiore all'MDA raggiunta durante la misura di lunga durata effettuata da ARPA FVG. Da ciò consegue che il Cs-137 non risulta rilevato.

Tipologia	Data prelievo	Nuclide	Presenza/Assenza radionuclide
Acqua marina	26/4/22	Cs-137	ASSENZA
		Cs-134	ASSENZA
		I-131	ASSENZA
Acqua marina	28/4/22	Cs-137	ASSENZA
		Cs-134	ASSENZA
		I-131	ASSENZA

ANALISI DEI RISULTATI

Come già espresso in precedenza, la rilevazione del solo Cs-137 nelle matrici ambientali campionate non è indice di incidente in corso, bensì di una situazione preesistente dovuta alla diffusa presenza di tale radionuclide in ambiente. Nel 2012 ARPA FVG aveva effettuato dei campionamenti di sedimenti marini nel Golfo di Trieste (ARPA-FVG, 2013), in particolare in prossimità del Molo VII del porto. I valori rilevati variavano da un minimo di 1,9 Bq/kg ad un massimo di 8,7 Bq/kg. La differenza nei valori di concentrazione è spiegabile tenuto conto delle differenze tra l'area di prelievo dei campioni del 2012 e quelli della rada. I campioni del 2012 sono stati prelevati in un bacino chiuso vicino alla costa, ciò comporta sia un maggior apporto di Cs-137 dovuto all'erosione che un minor effetto di diluizione dovuto alle correnti marine. La zona della rada del porto è, al contrario, un tratto di mare aperto lontano qualche chilometro dal litorale. Dalle misure effettuate risulta, dunque, evidente come i valori di concentrazione rilevati nei sedimenti prima, durante e dopo lo stazionamento della portaerei siano compatibili con il fondo ambientale. I valori rilevati in questa occasione possono essere inseriti nella statistica di fondo locale.

CONSIDERAZIONI FINALI

Dal punto di vista delle misure, si possono trarre le seguenti conclusioni:

- le misure di irraggiamento in aria in continuo effettuate presso la stazione sita presso sul Molo III non hanno evidenziato alcun incremento del fondo naturale gamma presente in sito durante tutto lo stazionamento del naviglio;
- similmente le misure di irraggiamento in aria non hanno evidenziato alcun incremento del fondo naturale dovuto ai neutroni presente in sito durante tutto il periodo di sorveglianza. Tali dati non sono riportati nel presente documento in quanto la misura è stata effettuata a puro scopo conoscitivo e non era prevista dalle attività del piano della Prefettura;
- le misure effettuate in prossimità della portaerei, sia in fase di avvicinamento che durante la circumnavigazione, sono compatibili con il fondo ambientale rilevato in mare in prossimità del Molo III;
- i risultati delle misure sui filtri non hanno evidenziato la presenza di radionuclidi di origine artificiale, eccezione fatta per il Cs-137, il cui valore di concentrazione in aria è compatibile con quanto normalmente si riscontra nelle misure di routine;
- le misure sui sedimenti confermano la presenza ormai ubiquitaria del Cs-137 nei fondali del golfo di Trieste, in particolare i risultati sono del tutto compatibili con i precedenti campionamenti;
- nelle acque marine il Cs-137 è risultato al di sotto della minima attività rilevabile. Il valore della MAR ottenuto garantisce il pieno rispetto di qualsiasi vincolo di radioprotezione. A soli fini conoscitivi si pianificheranno ulteriori analisi in condizioni di maggiore capacità analitica.

Di seguito si riportano alcune considerazioni di carattere generale sull'organizzazione e la gestione dell'attività svolta:

- il lavoro di coordinamento tra i vari enti coinvolti direttamente (Prefettura UTG, Capitaneria di Porto, ASUGI, VVFF e ARPA), sia in fase di pianificazione che di svolgimento, ha permesso

di rispondere adeguatamente alla situazione presentatasi. Tale attività ha ulteriormente chiarito le risorse e le competenze di ciascuno che sono risultate essere fra di esse complementari. Il sistema così venutosi a creare potrà essere proficuamente utilizzato, sia in fase di pianificazione che di svolgimento, in altri eventi analoghi;

- in questa occasione diverse strutture dell’Agenzia, sia tecniche che amministrative, sono state chiamate a dare il loro contributo che si è rivelato fondamentale per lo svolgimento dell’attività. Innanzitutto va segnalata la completa e pronta disponibilità della Direzione e della SOC Stato dell’ambiente. Nonostante il breve preavviso, la SOC Affari Generali e Risorse Umane ha risolto i problemi amministrativi di una attività “anomala” in modo da permettere al personale del CRR di operare con serenità. La SOC OSMER ha dimostrato la consueta disponibilità fornendo tutte le informazioni necessarie e rimanendo a disposizione in caso di incidente. Le attività sono state inoltre coordinate con il servizio di Pronto disponibilità dell’Agenzia che ha offerto tutto il proprio supporto restando, anche in questo caso, a disposizione per interventi in caso di eventuali incidenti. Analoghe considerazioni relative sia agli aspetti amministrativi che tecnici possono essere estese agli altri Enti coinvolti;
- gli Enti coinvolti nel piano potranno fare tesoro di questa esperienza per affrontare tutte quelle situazioni che, pur non essendo di emergenza vera e propria, risultano attività fuori dall’ordinario, spesso coinvolgendo diverse strutture;
- quanto effettuato in questa evenienza ha costituito una utile e necessaria esercitazione per tutto il personale coinvolto per poter affrontare le emergenze vere e proprie.

Bibliografia

- Prefettura UTG Trieste, *Piano di Emergenza Esterna per la Sosta di Navi Militari a Propulsione Nucleare*, 2007
- DECRETO LEGISLATIVO 31 luglio 2020, n. 101: *attuazione della direttiva 2013/59/Euratom, che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti, e che abroga le direttive 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom e 2003/122/Euratom e riordino della normativa di settore in attuazione dell'articolo 20, comma 1, lettera a), della legge 4 ottobre 2019, n. 117, (GU Serie Generale n.201 del 12-08-2020 - Suppl. Ordinario n. 29)*, 2020
- ISPRA, *ISPRA/RIS/RT/01/2015: rapporto tecnico per la pianificazione di emergenza nelle aree portuali interessate dalla presenza di unità navali militari a propulsione nucleare*, 2015
- Capobianco L., Corrao S., *Sperimentazione di nuovi sistemi per il cnvfv per il campionamento atmosferico e la misura di contaminazione radioattiva per il contrasto del rischio nr*, atti convegno: valutazione e Gestione del Rischio negli Insediamenti Civili ed Industriali - Istituto Superiore Antincendi, Roma, 13-15 Settembre 2016
- ARPA FVG: *RAM 13/02 - Monitoraggio Ambientale effettuato in occasione del trasporto di 10 lamine di combustibile nucleare MTR irraggiato dal deposito Avogadro di Saluggia (Vc) al porto di Trieste e relativo imbarco su nave*, 2013

Il futuro dell'energia nucleare

Celso Osimani

Celso Osimani S.r.l.s., Via Firenze 12, 21100 Varese

osimace@libero.it

Riassunto

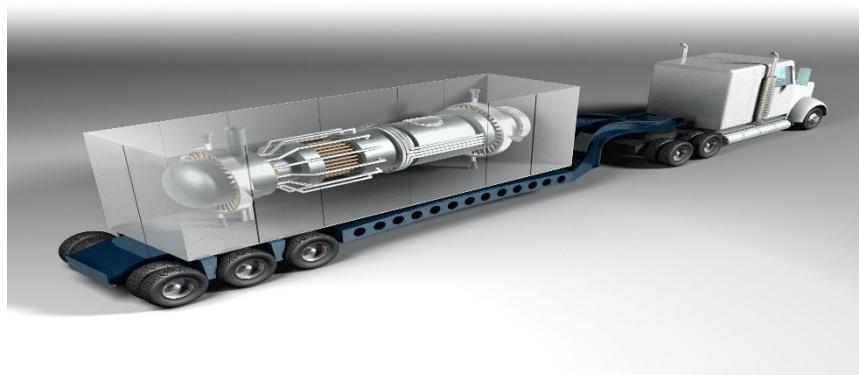
L'energia nucleare, o meglio la produzione di energia elettrica generata dal calore della fissione nucleare, viene data spesso per morta o moribonda da molti osservatori e da parte del pubblico poco informato.

Le questioni ambientali, i cambiamenti climatici, la ridotta disponibilità di alcuni combustibili fossili, la volatilità dei loro costi e la prospettiva di un significativo aumento del consumo di energia elettrica anche per la mobilità, devono portare a considerare non solo bene accetto, ma indispensabile il contributo dell'energia nucleare.

In questa presentazione si vuole offrire una visione panoramica sull'evoluzione di una tecnologia che non solo vuole restare al passo dei tempi, ma che si vuole proporre sempre più come uno degli strumenti per ridurre l'inquinamento ambientale in modo sicuro ed economicamente competitivo.

Tantissimi progetti di reattori innovativi sono in corso in tutto il mondo, molti dei quali in fase avanzata e pronti per essere realizzati. Questo non dimenticando che i reattori attualmente disponibili sul mercato e in fase di costruzione sono impianti che forniscono enormi quantità di energia elettrica in modo sicuro ed economicamente competitivo (anche se sui costi del KWh prodotto molto occorrerebbe dire per confutare valutazioni diverse e molte sono le variabili, in parte soggettive per valutare i costi)

Verrà presentata una panoramica dei reattori attualmente in costruzione, di quelli completamente innovativi, che permettono la riduzione dei rifiuti nucleari a lunga vita, nonché dei reattori a fusione e delle loro prospettive di commercializzazione non trascurando le differenti implicazioni radioprotezionistiche.



Dalla vigilanza all'autovalutazione: modelli operativi a supporto di una scelta “obbligata”

Francesco Campanella

¹Istituto Nazionale per l'Assicurazione contro gli Infortuni sul Lavoro

Riassunto

Molte sono le spiegazioni che gli operatori di settore e l'opinione pubblica propongono per spiegare il dilagante fenomeno degli infortuni sul lavoro. Al di là di alcuni luoghi comuni, non sempre facili da smontare, nell'esperienza dell'Inail una delle chiavi di lettura più indicate per comprendere la realtà di questo fenomeno è quella di soffermarsi sugli aspetti più strettamente culturali. In particolare, concentrando l'attenzione sui rapporti fra organi di vigilanza e figure giuridiche di prevenzione codificate dal d.lgs.81/08 (in primis, gli esercenti), la mancanza di un linguaggio comune, di una metodologia di lavoro condivisa, o ancora di una concordanza sugli indicatori utili a valutare il livello dei fattori di rischio, impediscono di creare quelle strategie di sistema che rappresenterebbe una svolta culturale definitiva; tale criticità viene ulteriormente amplificata dal fatto che lo stesso problema mina di sovente anche i rapporti fra figure prevenzionali tecnico-specialistiche diverse (si pensi, per esempio, ai responsabili dei servizi di prevenzione e protezione ed agli esperti di radioprotezione). Chi fa vigilanza storicamente si è sempre posto con insufficiente significatività l'obiettivo di definire strumenti metodologici ed operativi univoci ed oggettivamente definiti, da condividere con i vigilati, non solo per obiettivi di trasparenza comunicativa, ma anche per finalità educative. In particolare, l'utilizzo sistematico di liste di controllo e la divulgazione delle medesime, consentirebbe infatti la creazione di modelli autovalutativi che le strutture potrebbero adottare mutuandole dalle liste di controllo medesime, di fatto ciò consentendo a vigilante e vigilato di essere permeati da un medesimo approccio operativo e da uno stesso linguaggio. I dati acquisiti da Inail nei suoi 25 anni di esperienza operativa condotta in questo modo quale autorità competente e di vigilanza in risonanza magnetica, nonché quella maturata con la pubblicazione di specifiche liste di controllo in radioprotezione, sembrano acclarare la bontà di tale ragionamento, anche in termini prospettici, ed è auspicabile quindi che, parlando di vigilanza, in futuro sempre più sovente si voglia intendere “fare assistenza” piuttosto che “fare repressione”.

INTRODUZIONE

Le problematiche di sicurezza sul lavoro sono estremamente dibattute da ormai troppo tempo in relazione a quella che si è dimostrata l'incapacità del sistema di sviluppare una strategia prevenzionale capace di porre un freno a statistiche di morti ed infortuni sul lavoro che si sono mantenute su livelli a dir poco sconcertanti. Le chiavi di lettura che si sono date a questo fenomeno si reiterano periodicamente, spesso puntando su argomenti un po' populistici e financo banali, che peraltro hanno una quota parte di giustezza e giustificazione: la mancanza di investimenti economici sufficienti, la mancanza di controlli ispettivi in numero congruo, la farraginosità della norma, un eccesso di oneri sulle spalle delle imprese.

In realtà, è convinzione dello scrivente che, oltre a tutto ciò, ci sia un motivo culturale più profondo e sottile, ovvero l'incapacità di comunicare con lo stesso linguaggio e di fissare obiettivi condivisi fra coloro che vigilano – le autorità competenti in materia di salute e sicurezza sul lavoro – e coloro che sono vigilati, ovvero le imprese nei diversi settori di attività.

DISCUSSIONE

Avere chiavi di interpretazione differente della realtà non consente a vigilanti e vigilati di intendersi sulla identificazione delle criticità, sulla priorità degli interventi, sulla valutazione delle azioni di rimedio, ingenerando molto spesso il dubbio che in realtà la lacunosità della strategia di prevenzione e protezione negli ambienti di lavoro sia il frutto di un grande e preoccupante equivoco più che il risultato di un comportamento volutamente malevolo. Una grande responsabilità per realizzare l'obiettivo della condivisione di un linguaggio e di una chiave di lettura della realtà è degli organi di vigilanza, che dovrebbero auspicabilmente interpretare il loro ruolo:

- sentendosi parte integrante del sistema da porre sotto l'azione della vigilanza;
- garantendo assistenza alle imprese in materia di sicurezza;
- accompagnandole lungo il percorso del continuo miglioramento della qualità e della sicurezza;
- credendo in un metodo di lavoro comprensibile, tracciabile, riproducibile.

L'utilizzo in vigilanza delle «liste di controllo» consente di realizzare obiettivi di uniformità, tracciabilità ed omogeneità nell'applicazione del metodo di valutazione ispettiva di colui che vigila, ma anche di rendere comprensibile al vigilato i propri criteri metodologico: pubblicarle – spiegandole – significa poi incoraggiare lo sviluppo di un linguaggio condiviso, accettare il confronto con i vigilati e, auspicabilmente, riuscire ad interpretare al meglio il ruolo di riferimento primario che ogni autorità competente dovrebbe essere in grado di assolvere. Il passo finale che bisogna cercare di compiere per il miglioramento del sistema nel suo complesso è quindi quello di avere una utenza che si riconosca nel sistema ispettivo al quale è sottoposta, e che lo prenda convintamente a modello di riferimento, esportando le check list di controllo su modelli di autovalutazione da utilizzare periodicamente, e che testimonino la condivisione di un approccio metodologico sistematico e ben riconoscibile.

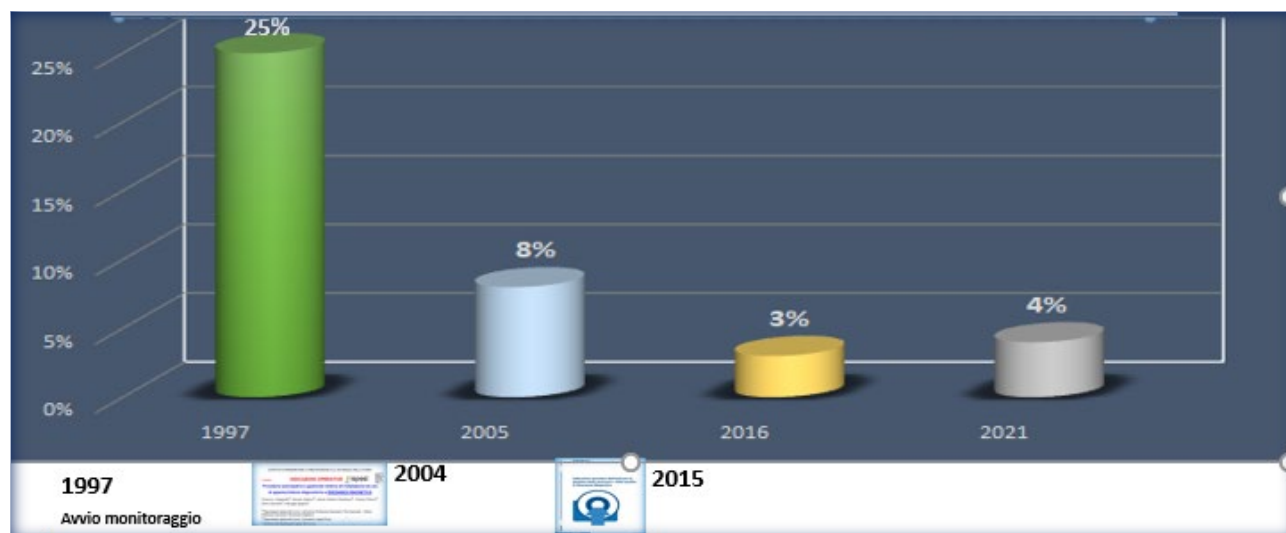
L'Inail, anche in virtù dell'eredità del 2010 che ha consentito la salvaguardia dell'esperienza maturata dall'Ispesl, si è sempre mossa, specialmente in radioprotezione, secondo questa logica. In particolare, la Sezione di supporto al ssn in materia di radiazioni del Dipartimento di medicina epidemiologia igiene del lavoro ed ambientale utilizza sistematicamente da circa un ventennio delle specifiche liste di controllo sia nelle radiazioni ionizzanti e sia nelle radiazioni non ionizzanti, cercando in questo modo di interpretare la meglio i propri compiti autorizzativi ed ispettivi fissati "ope legis". In particolare, nelle radiazioni ionizzanti l'Istituto svolge un ruolo autorizzativo in quanto partecipa, quale organo di consulenza tecnica del Ministero della Salute, all'iter previsto per il rilascio del nulla osta di categoria A (di cui il Ministero della Transizione Ecologica è il dicastero procedente, mentre il Ministero della Salute rientra fra i dicasteri concertanti) La lista di controllo più famosa in questo senso è però certamente quella relativa ai compiti ispettivi nel settore della risonanza magnetica, fissati dal DPR 542/94 e s.m.i., e circostanziati ulteriormente dal DM 14/01/2021: la prima delle due fonti legittimanti testè enunciate ha fissato per l'Istituto la possibilità di svolgere accertamenti ispettivi su tutte le installazioni in ogni tempo e anche su libera iniziativa, mentre la seconda ha determinato che le indicazioni operative dell'Istituto in materia di sicurezza hanno forza di legge.

In tal senso, la pubblicazione della prima lista di controllo di Istituto è del 2004, mentre la seconda – aggiornamento della prima – è del 2015: se si va verificare nella figura 1 l'andamento della campagne ispettive di questi ultimi 25 anni da parte dell' Ispesl prima e dell' Inail poi in materia di verifica sull'applicazione degli standard di sicurezza nelle installazioni di risonanza magnetica

presenti sul territorio nazionale, si può utilmente cogliere come gli anni che corrispondono ad un significativo crollo degli esiti di non conformità, ovvero a una drastica riduzione del numero di installazioni non allineate agli standard di sicurezza vigenti, siano proprio quelli che hanno fatto seguito alla pubblicazione delle liste di controllo dell'Istituto.

Fermo restando che una percentuale di insuccesso fra il 3% ed il 4% deve essere intesa come fisiologica e quindi ineludibile, è evidente come i dati in possesso di Inail dimostrano come l'utenza riesca a dimostrarsi tanto più virtuosamente attenta al rispetto delle regole di prevenzione e protezione quanto più ci sia un sistema di autorità competenti capace di spiegarle quale sia il modo migliore per fare sicurezza, e quali debbano essere le chiavi del successo che consentano una drastica riduzione dei fattori di rischio: spesso le imprese non fanno sicurezza in modo congruo, semplicemente perché non capiscono quali siano i problemi e come affrontare in modo ottimale le criticità

Figura 1 – Esiti delle campagne ispettive in risonanza magnetica: percentuale di apparecchiature di risonanza magnetica risultate “non conformi”, INAIL 1997-2021



CONCLUSIONE

È fortemente auspicabile che nel nostro Paese possa svilupparsi, in relazione alla problematica concernente la sicurezza dei lavoratori, una sinergia nuova fra autorità competenti ed imprese, in base alla quale le prime possano dimostrarsi più aperte alla condivisione ed al confronto con le seconde.

Appare ormai indifferibile l'attuazione di un salto culturale che deve portare coloro che fanno vigilanza per la salute e la sicurezza nei luoghi di lavoro a sentirsi parte integrante di un sistema nel quale è opportuno procedere sinergicamente con le imprese vigilate, assistendole con sistematicità lungo il percorso di un miglioramento continuo dei propri standard. Le autorità competenti possono incidere fortemente sulla crescita della consapevolezza di quali debbano essere gli obiettivi prevenzionali delle imprese in termini di riduzione dei fattori di rischio nei luoghi di lavoro, ma per fare ciò devono essere e pronte a condividere con le imprese medesime il proprio metodo di lavoro, rendendo manifesti gli obiettivi che ritengano irrinunciabile, accettando il confronto sui propri approcci metodologici, e spingendo i vigilati all'adozione di sistemi di autovalutazione che possano essere mutuati dalle proprie liste di controllo sulla base delle quali adottare una azione ispettiva moderna, efficace, standardizzata, e quindi esportabile.

Radioattività: a spasso nel Museo

F. Cioce¹, V. Ciriello¹, G. Guarino¹, F. Romano¹, F. Silvani¹

¹Museo della radioattività, www.museodellaradioattivita.it

info@museodellaradioattivita.it

Riassunto

Per gli addetti ai lavori, la Radioattività è un concetto chiaro, ne conoscono i pericoli e ne apprezzano le incredibili applicazioni.

Ma al di fuori del mondo tecnico, spesso la Radioattività è qualcosa di sconosciuto e, si sa, ciò che non si conosce spaventa; inoltre, l'informazione su questo tema, non sempre rigorosa e scientifica, non fa altro che alimentare paure e fobie.

Scopo del progetto è quello di far scoprire il fascino della Radioattività a chiunque, attraverso un metodo che esiste da secoli: una visita ad un museo, virtuale, della radioattività.

IL PROGETTO: WWW.MUSEODELLARADIOATTIVITA.IT

L'idea di un "Museo della radioattività" nasce nel 2020, in pieno lockdown dalla passione e dall'impegno di un piccolo gruppo di Esperti di Radioprotezione che decide di trovare un modo per mettere a disposizione le conoscenze, le informazioni e le curiosità che caratterizzano la loro vita professionale.

L'International Council of Museum (ICOM - Organizzazione Internazionale che rappresenta tutti i musei), definisce un museo come "un'istituzione permanente, senza scopo di lucro, al servizio della società e del suo sviluppo; è aperto al pubblico e compie ricerche che riguardano le testimonianze materiali e immateriali dell'umanità e del suo ambiente; le acquisisce, le conserva, le comunica e, soprattutto, le espone a fini di studio, educazione e diletto. "

Il codice dei beni culturali e del paesaggio (Decreto Legislativo 42/2004), lo spiega all'art. 101 come una «struttura permanente che acquisisce, cataloga, conserva, ordina ed espone beni culturali per finalità di educazione e di studio».

Il Museo della radioattività è dunque il "luogo" che raccoglie tutte quelle icone, informazioni e curiosità che ruotano attorno al mondo della radioattività.

Non è un luogo fisico ma esclusivamente virtuale realizzato con lo scopo appunto di mettere in mostra la cultura, ma anche la conoscenza e la storia, la recente storia che ha riguardato questa disciplina troppe volte osteggiata è contrastata per partito preso, con liberi pregiudizi che nulla hanno a che vedere con la scienza e la tecnica.

Le tappe fondamentali del progetto sono riassunte di seguito:

- Maggio 2020: nasce il sito www.ilmuseodellaradioattivita.it a cura di Franco Cioce, Gabriella Guarino, Filippo Silvani
- Marzo 2021: la pagina del Museo relativa alle lampade al torio è utilizzata dall'IAEA come riferimento nell'ambito del corso "Nuclear Trade: export control"
- Novembre 2021: il team del Museo cresce e si aggiungono nuove risorse, si decide di implementarne i contenuti e di aggiornarne la grafica;
- Agosto 2022: il sito ha una nuova veste grafica ed è realizzato in modo da essere un sito dinamico e "responsive" in modo da migliorare la navigazione su dispositivi mobili.

LE SEZIONI DEL MUSEO

L'intenzione dei creatori è di rendere il Museo fruibile e visitabile come si farebbe in un museo fisico. Ad accogliere il visitatore in *homepage*, l'invito ad entrare da parte del Curatore del Museo in un video che spiega il progetto e cosa aspettarsi nel corso della visita. Il sito presenta diverse sezioni tutte accessibili dalla home.

Figura 1- Homepage



CHI SIAMO

La sezione *Chi Siamo* oltre alla presentazione dei creatori del Museo contiene:

- il Manifesto del progetto,
- Gli Amici del Museo: l'elenco delle le associazioni e le organizzazioni impegnate in ambito divulgativo che hanno stretto un "patto di amicizia" non impegnativo con il Museo e condiviso le sue finalità;
- le Metriche che permettono di dare un'idea delle dimensioni dell'iniziativa (numero di Sale, di Articoli, di Blog, e di Visitatori del Museo).

LE SALE

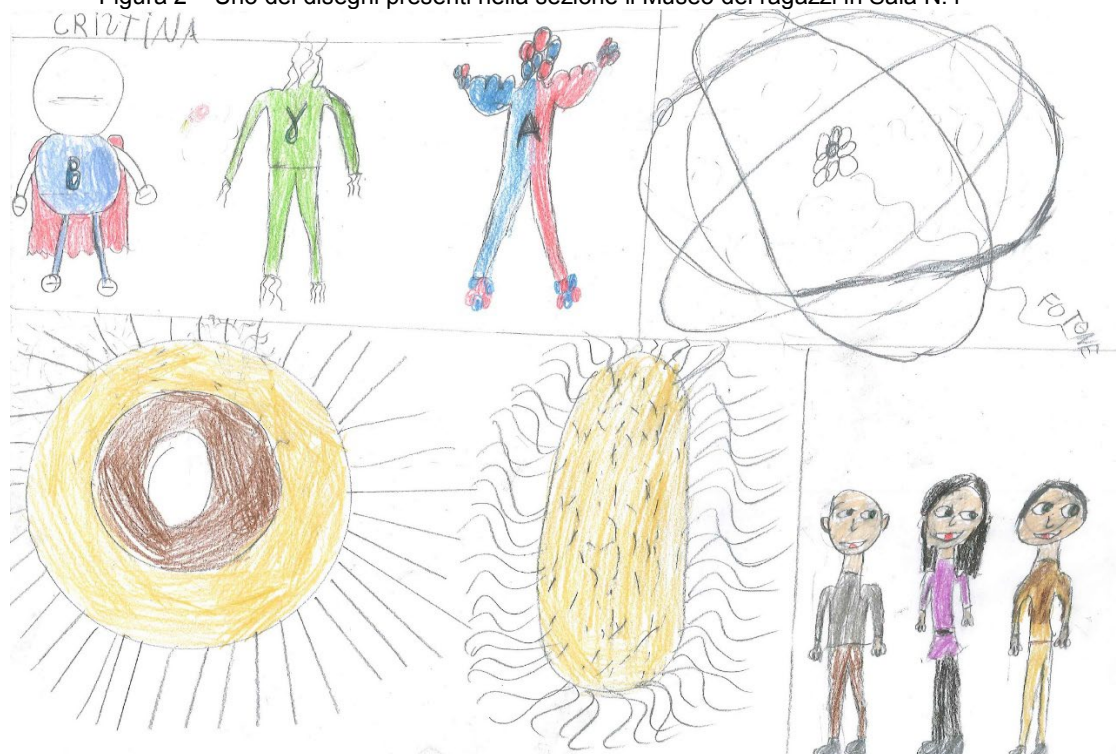
Come in un museo fisico, il visitatore potrà aggirarsi tra diverse sale: nove sale tematiche di libera consultazione e nelle quali sono presenti molte immagini, video, notizie e curiosità, news ed esempi di disinformazione:

- Sala N.1: Oggetti e prodotti di consumo
Molti oggetti che nel passato (ma anche nel presente) hanno fatto parte della nostra quotidianità, contenevano "radioattività", nella sala è possibile scoprire quali.
- Sala N.2 - Materiali con radioattività naturale
Acqua, alimenti, minerali e tutte le sorgenti naturali di radioattività. Per capire che la radioattività è stata scoperta e non inventata e che da sempre elementi radioattivi ci circondano.
- Sala N.3 - Pubblicità, locandine, manifesti
C'è stato un tempo nel quale la radioattività era considerata buona, utile, eterna e medicamentosa e quindi commercialmente importante e per questo pubblicizzata in varie forme per moltissimi prodotti.
- Sala N.4 - Biblioteca

Tanti spunti per approfondire con letture tematiche e libri divulgativi letti e commentati dal team del museo. Anche i fumetti trovano uno spazio in questa sala perché spesso si occupano di radioattività anche se a modo loro.

La Biblioteca ospita inoltre la “collezione” denominata *Il Museo dei ragazzi*, una sezione dedicata ai giovani visitatori del Museo, dove questi potranno trovare argomenti alla loro portata, ma soprattutto, potranno esporre le loro "opere" sul tema della Radioattività.

Figura 2 – Uno dei disegni presenti nella sezione il Museo dei ragazzi in Sala N.4










- Sala N.5 - Prodotti che subiscono irraggiamento.
Strumenti sanitari, alimenti e anche tantissimi insospettabili oggetti di uso comune subiscono trattamenti con irraggiamento.
- Sala N.6 - Personaggi
Galleria di ritratti dei protagonisti delle principali scoperte scientifiche, con curiosità e aneddoti della loro vita privata.
- Sala N.7 - DISinformazione
L'informazione è alla base delle scelte e a volte delle paure che attanagliano la vita delle persone. Purtroppo, tante fake-news, tempestano i nostri mezzi di informazione e principalmente internet e i social che lo utilizzano.
In questa sezione del museo sono riportati e commentati gli articoli che volontariamente o meno, contribuiscono alla disinformazione erogata attraverso "titoloni" che attirano l'attenzione ma che non definiscono nulla.
- Sala N.8 - Oggetti di culto
Molti oggetti legati al mondo della radioattività, sono comparsi sui mercati e immediatamente scomparsi per le più svariate ragioni. Altri oggetti hanno resistito al tempo e alle mode e hanno esaurito la loro presenza secondo dinamiche di consumo. Quegli stessi oggetti diventano poi motivo di ricerca che grazie a internet, si estende a livello globale. Bisogna solo saper cercare. In questa sala sono mostrati alcuni di questi oggetti e la loro storia.
- Sala N.9 - Curiosità

In questa sala è possibile trovare le curiosità che caratterizzano il mondo delle radiazioni, non solo storie vere ma anche alcune leggende che lo circondano.

Figura 3 – Le sale del Museo

Esplora le sale alla scoperta del mondo della radioattività tra informazioni scientifiche, notizie, personaggi e curiosità... che non avresti immaginato!

 <p>Sala N.1 - Oggetti e prodotti di consumo</p> <p>Molti oggetti che nel passato (ma anche nel presente) hanno fatto parte della nostra quotidianità, contenevano "radioattività": entrate a scoprire quali...</p>	 <p>Sala N.2 - Materiali con radioattività naturale</p> <p>A volte, camminate in un bosco o su una montagna e trovate una bellissima pietra con affascinanti colori e la raccogliete per portarla a casa; se aveste con voi un piccolo contatore Geiger, scoprireste che la pietra è leggermente radioattiva. Come tante altre cose nella nostra vita di tutti i giorni. Entrate a scoprire quali...</p>	 <p>Sala N.3 - Pubblicità, locandine, manifesti</p> <p>C'è stato un tempo nel quale la "radioattività" era considerata buona, utile, eterna e medicamentosa e quindi commercialmente importante. E per questo pubblicizzata in varie forme per moltissimi prodotti. Andiamo a scoprirli assieme...</p>
 <p>Sala N.4 - Biblioteca</p> <p>Tanti spunti per approfondire con letture tematiche. Ma anche i fumetti si occupano di radioattività: a modo loro!</p>	 <p>Sala N.5 - Prodotti che subiscono irraggiamento</p> <p>Strumenti sanitari, alimenti e anche tantissimi insospettabili oggetti di uso comune subiscono trattamenti con irraggiamento</p>	 <p>Sala N.6 - Personaggi</p> <p>Galleria di ritratti dei protagonisti delle principali scoperte scientifiche, con curiosità e aneddoti della loro vita privata</p>
 <p>Sala N.7 - DISinformazione</p> <p>La DISinformazione alla base delle scelte e delle paure che attanagliano la vita delle persone. Disinformazione gestita ad arte a volte proprio con lo scopo di orientare nelle scelte. Ma questo non concilia con la libertà: la libertà di scelta</p>	 <p>Sala N.8 - Oggetti di culto</p> <p>Oggetti che non possono mancare nelle collezioni dei "radioattivi".</p>	 <p>Sala N.9 - Curiosità</p> <p>curiosità nel mondo della radioattività</p>

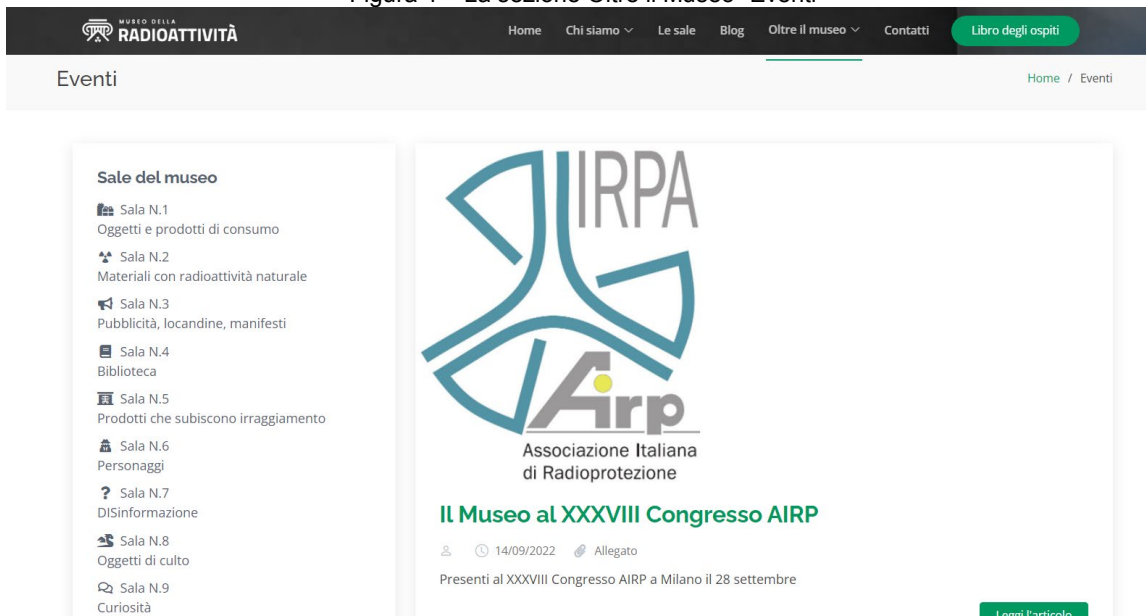
IL BLOG

Alcune notizie, articoli e informazioni richiedono un approfondimento ulteriore. Il Blog del Museo raccoglie gli articoli e i commenti preparati dal team e da altri esperti del settore per aiutare i visitatori a rimanere aggiornati e sempre informati.

OLTRE IL MUSEO

La sezione Oltre il Museo è pensata per raccontare le iniziative che si affiancheranno all'attività del Museo, in particolare gli eventi a cui il Museo parteciperà e le iniziative divulgative che saranno organizzate.

Figura 4 – La sezione Oltre il Museo- Eventi



Nella sezione Oltre il museo, è prevista una pagina dedicata alle FAQ - Frequently Asked Questions, dove raccogliere le domande più comuni che riguardano il mondo della radioattività e creare in futuro anche un breviario di riferimento sulla terminologia usata e da usare.

IL LIBRO DEGLI OSPITI

Non si può uscire da un museo senza lasciare una frase che racconti la propria esperienza durante la visita.

Ecco alcuni dei primi commenti ricevuti:

- *“Conservare la memoria, ricordare e trasferire è cosa importante in tutti i campi. Ci siete riusciti e sperando sia un work in progress...grazie”*
- *“Splendida iniziativa! È importante sapere qual è il percepito dei nostri bambini e ragazzi su questi temi. e per chi non mastica l'argomento, è anche istruttivo!”*
- *“Bellissima e interessantissima proposta, non poteva che nascere dalla mente di Franco Cioce e dalle persone che con passione e competenza hanno collaborato alla realizzazione. Complimenti.”*
- *“Una bellissima scoperta per chi, come me, conosceva poco o niente del mondo della radioattività!”*
- *“Un museo è uno scrigno di cultura. Un museo on line è uno scrigno aperto a tutti e a tutte le ore. Circa il nucleare e la radioattività la conoscenza, la cultura è il migliore antidoto al diffondersi di leggende e paure. Nessuna delle quali è innocente. Complimenti per quel che c'è e per quel che crescerà.”*
- *“Un viaggio nel mondo della "radioattività"...molto bello, stimolante e pieno di curiosità e spunti.*
- *Continuate così!”*

CONCLUSIONI

Il Museo della radioattività vuole rappresentare una piccola finestra su un mondo spesso sconosciuto e riservato solo agli addetti ai lavori. Popolarne le sale ha rappresentato solo il primo passo, mantenerlo sempre aggiornato e portare sempre più persone a visitarlo resta la vera sfida per il futuro.

Nuova formula di scarico per le installazioni del Joint Research Centre (JRC-Ispra)

M. Cecchini², G. Iurlaro¹, L. Codispoti², F. Mazzone², G. Magrotti¹, F. Gueli¹, L. Di Cesare¹, A. Ravazzani¹, J. Saracho Tortajada¹

¹Commissione Europea, DG JRC, sito di Ispra (VA)

²ONET TECHNOLOGIES ND, Stab. Italia DDA

Riassunto

Il Joint Research Centre (JRC-Ispra) esercisce impianti ed installazioni nucleari nell'ambito delle attività di ricerca e di decommissioning attuati dalla Commissione Europea. In tale ambito, nel 2022, è stato completato l'aggiornamento della formula di scarico per gli effluenti liquidi ed aeriformi, in accordo con il vigente regime legislativo in materia di radioprotezione, D. Lgs. n. 101/2020.

La metodologia utilizzata per la definizione della nuova formula di scarico si basa sull'identificazione dei punti di scarico autorizzati, dei radionuclidi coinvolti e delle vie di esposizione all'individuo rappresentativo della popolazione, vincolando la dose efficace al valore di 10 μ Sv/anno, nel rispetto del criterio di non rilevanza radiologica.

Sulla base della stessa metodologia, sono state inoltre effettuate valutazioni preventive di impatto radiologico e di dose efficace per lavoratori all'interno dell'area del JRC-Ispra.

Il risultato di tale studio ha permesso la definizione dei limiti di attività scaricabile per ogni tipologia di effluente e per ogni radionuclide considerato, in funzione dei diversi impianti ed installazioni presenti sul sito. In aggiunta, sono state implementate specifiche formule applicabili per periodi di tempo inferiori all'anno solare allo scopo di monitorare l'evoluzione temporale degli scarichi registrati durante l'anno.

Il presente lavoro riporta il confronto tra la nuova formula di scarico e quella precedentemente in vigore, risultato di un modello di dispersione ed esposizione in costante evoluzione, sempre finalizzato alla protezione dell'ambiente, della popolazione e dei lavoratori.

Si presenta inoltre il sistema di monitoraggio predisposto a garantire il rispetto della formula di scarico.

INTRODUZIONE

Il Joint Research Centre sito di Ispra (JRC-Ispra) è situato ai piedi delle Prealpi lombarde, in provincia di Varese, sulla sponda orientale del Lago Maggiore. Il sito copre un'area di circa 167 ettari, ha una rete stradale di 36 km ed ospita circa 300 edifici con oltre 2000 lavoratori. All'interno del sito le installazioni nucleari sono concentrate nell'area centrale e orientale. Gli impianti, i laboratori e le installazioni principali sono: Reattore di ricerca ESSOR, Reattore di ricerca Ispra-1, Laboratorio celle calde (LCSR), Edificio 42 (esperienza FARO), Ex-area di gestione dei rifiuti radioattivi liquidi (Area 52, STRRL), Area di gestione dei rifiuti radioattivi (Area 40, SGRR).

EVOLUZIONE DELLO STATO AUTORIZZATIVO DELLA FORMULA DI SCARICO

La Comunità Europea dell'Energia Atomica (EURATOM) è stata istituita con il trattato EURATOM firmato a Roma il 25 marzo 1957. Uno dei presupposti alla base del trattato fu l'istituzione di un Centro Comune di Ricerca (Joint Research Centre) con sedi diverse nei vari Stati membri al fine di svolgere ricerca di alto livello e di condividerne i risultati.

Il Centro di Ispra fu inizialmente realizzato dal Comitato Nazionale per l'Energia Nucleare (CNEN) per ospitare il primo reattore di ricerca italiano, "Ispra-1", che è diventato operativo nel marzo 1959 ed è poi passato alla Comunità Europea il primo marzo 1961. Negli anni successivi furono realizzati nuovi impianti sperimentali e nuovi laboratori. Nel 1962 è stata avviata la costruzione del reattore sperimentale ESSOR (ESSais ORgel) diventato operativo nel 1968 e negli stessi anni sono stati realizzati altri laboratori di ricerca (Laboratorio di radiochimica, Laboratorio celle calde, ecc..) e le installazioni dedicate alla gestione dei rifiuti radioattivi. Tali impianti ed installazioni, nell'ambito delle attività di esercizio e conservazione in sicurezza, effettuano scarichi di effluenti radioattivi nei limiti imposti dai provvedimenti autorizzativi. Detti limiti (Formule di scarico) sono stati più volte aggiornati in funzione delle condizioni operative degli impianti e dell'evoluzione degli orientamenti normativi, l'ultima definizione della Formula di scarico era riportata nelle Prescrizioni

Pur essendo sempre possibile simulare la correlazione tra radioattività nell'ambiente, catena alimentare e dose alla popolazione, essa perde ovviamente di significato se la popolazione non vive nell'ambiente in esame ovvero se la popolazione stessa non è il punto terminale della catena alimentare. Le abitudini di vita e alimentari dell'individuo rappresentativo della popolazione sono state conservativamente trattate come se ancora oggi perdurasse l'autoconsumo dei prodotti locali della zona intorno al JRC-Ispra, anche se questo è drasticamente diminuito in concomitanza con l'aumento massiccio della grande distribuzione di prodotti alimentari.

I radionuclidi considerati sono quelli individuati come maggiormente presenti nelle installazioni del JRC-Ispra come risultato delle campagne di caratterizzazione radiometrica e che potrebbero essere rilasciati in forma liquida o aeriforme durante le operazioni di smantellamento e gestione dei rifiuti.

L'Ispezzorato ISIN, a seguito dell'esame della proposta di nuova formula di scarico, pur confermando la validità del modello di calcolo, ha evidenziato la necessità di considerare come gruppo equiparabile alla popolazione i lavoratori non esposti del JRC-Ispra che, pur essendo presenti sul sito solo nell'orario lavorativo e pur non essendo esposti a tutte le vie di esposizione della popolazione residente, possono trovarsi a distanze inferiori dai punti di scarico autorizzati. Ha inoltre richiesto di valutare l'impatto radiologico nei punti di massima ricaduta degli scarichi degli effluenti liquidi e gassosi indipendentemente dalla presenza di popolazione, ciò per tenere conto che lo sviluppo urbanistico e delle attività produttive potrebbero comportare l'insediamento di gruppi della popolazione in aree attualmente libere nel periodo di tempo necessario per completare il programma di disattivazione e gestione dei rifiuti del JRC-Ispra.

Tenuto conto di tali osservazioni, nel novembre 2021, è stata inoltrata una revisione della "Proposta di modifica della formula di scarico dell'Impianto Nucleare ESSOR" tale da garantire il rispetto del limite di dose individuale di non rilevanza radiologica nei punti ricettori identificati con il codice di calcolo FRAMES-GENII [2] e [3] in tutti i settori e gli anelli in cui è stata suddivisa l'area circostante i punti di rilascio del JRC-Ispra, compresi quelli all'interno al sito dove vi sono lavoratori non addetti a pratiche con radiazioni ionizzanti (lavoratori non classificati ai sensi del D. Lgs. 101/20 [1]) e quindi equiparabili ai membri della popolazione.

Tale proposta è stata approvata con parere ISIN del 20.04.2022 e ha portato alla modifica definitiva della formula di scarico di ESSOR, ricomprendente anche le altre installazioni del sito di Ispra compreso il reattore Ispra-1 la cui titolarità della licenza, ai sensi del comma 538, dell'articolo 1 della Legge 27 dicembre 2017, n. 205 [4], è di competenza SO.G.I.N. S.p.A..

Il rispetto dei limiti previsti per gli scarichi avviene tramite il sistema di monitoraggio predisposto secondo il Programma di sorveglianza ambientale del JRC-Ispra.

IMPOSTAZIONE GENERALE DELLA FORMULA DI SCARICO

Allo scopo di assicurare il rispetto degli obblighi derivanti dalla normativa vigente D. Lgs. n. 101/2020 [1] per il rilascio in ambiente di effluenti radioattivi aeriformi e liquidi dagli impianti e installazioni nucleari del JRC-Ispra, è stato predisposto un modello di calcolo che permette di valutare preventivamente l'impatto radiologico e la dose efficace all'individuo rappresentativo della popolazione all'esterno del JRC-Ispra e anche ai lavoratori all'interno dell'area del JRC in relazione al fatto che non tutto il personale risulta classificato ai sensi del D. Lgs. n. 101/2020 [1]. Il risultato di tale valutazione ha permesso la definizione di una formula di scarico con i relativi limiti di attività scaricabile per ciascun isotopo "i", per ogni tipologia di effluente (aeriforme o liquido) e per ogni installazione del JRC-Ispra.

In accordo agli orientamenti legislativi attuali è stato opportuno ridefinire la formula di scarico secondo un approccio che permetta di stabilire la massima attività scaricabile nell'ambiente per ogni radionuclide, in un determinato intervallo di tempo, in modo da rispettare gli obiettivi di dose prefissati per l'individuo rappresentativo della popolazione. In conformità con tale approccio la formula di scarico può essere espressa secondo la seguente formulazione generale:

$$\sum_{i=1}^n \frac{A_i}{L_i} < 1 \text{ (per anno solare)}$$

dove:

A_i = attività (Bq) dell' i -esimo radionuclide presente nella miscela scaricata in ambiente come effluente aeriforme o liquido;

L_i = limite (Bq) di attività per uno scarico aeriforme o liquido corrispondente a una dose efficace pari a 10 μ Sv/anno all'individuo rappresentativo della popolazione (criterio di non rilevanza radiologica) relativo al radionuclide i -esimo;

n = numero di radionuclidi della miscela scaricabile in ambiente come effluente aeriforme o liquido.

All'espressione sopra riportata per la formula di scarico, riferita a rilasci che avvengono nell'arco di un anno solare, sono state affiancate analoghe formule per periodi di tempo intermedi (giornalieri e trimestrali) al fine di monitorare l'andamento degli scarichi in modo continuativo durante l'anno.

I radionuclidi esplicitamente considerati come rappresentativi sono stati quelli predominanti negli inventari radiologici, o quelli più rilevanti ai fini dell'impatto radiologico, delle installazioni del JRC-Ispra, così come risultano dagli esiti delle attività di pre-caratterizzazione o caratterizzazione delle installazioni condotte fino ad oggi. Per tener conto della possibile presenza di altri radionuclidi sono stati considerati anche due ulteriori categorie, "Altri alfa emettitori" e "Altri beta-gamma emettitori", alle quali sono stati associati conservativamente i limiti L_i più cautelativi tra quelli calcolati per la stessa tipologia di emettitori.

METODOLOGIA DI CALCOLO

Per l'implementazione della formula di scarico è stato utilizzato il codice GENII implementato nella piattaforma software FRAMES [2] e [3] che permette la modellizzazione del trasporto e diffusione degli effluenti radioattivi nell'ambiente e il calcolo dell'impatto radiologico per la popolazione e per i lavoratori del JRC-Ispra.

Il codice GENII permette di costruire un modello concettuale del territorio intorno alle installazioni del JRC-Ispra tramite moduli, tra essi connessi tramite linee indicanti l'ipotetico flusso del contaminante, che rappresentano i sistemi ambientali.

Per tutti i moduli utilizzati si è provveduto ad una parametrizzazione *site specific* laddove possibile e mantenendo i valori di *default* per i rimanenti parametri.

Per stimare i contaminanti nell'ambiente interno e circostante il sito del JRC-Ispra sono stati considerati i settori della griglia radiale usata dal modello di trasporto dell'aria, centrata sulla sorgente di rilascio, suddivisa in 16 settori (ciascuno di ampiezza 22,5°) e 10 anelli (di raggio crescente con passo variabile). Per le valutazioni dosimetriche sono stati considerati i coefficienti di dose efficace impegnata e i tipi di assorbimento polmonare in conformità a quanto previsto dal legislatore [1].

Lo scenario di rilascio è stato definito, sia per gli effluenti aeriformi sia per i liquidi, tramite la sequenza dei moduli di seguito elencati:

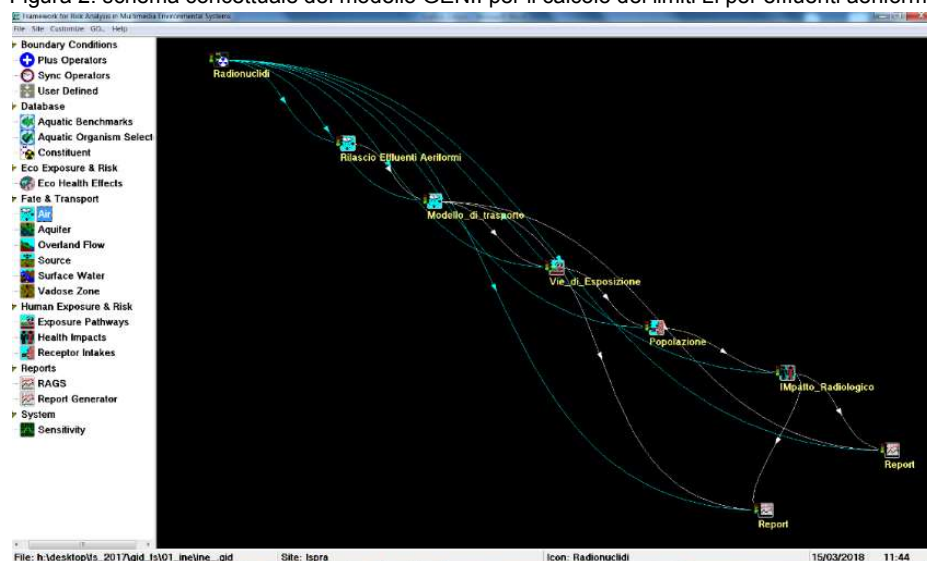
- **Radionuclidi:** nel primo modulo sono stati selezionati dal database i radionuclidi che compongono l'inventario di rilascio;
- **Rilascio:** in tale modulo è stata inserita l'attività rilasciata per i radionuclidi selezionati e modellizzata la sorgente di rilascio;
- **Modello di Trasporto:** in tale modulo è stato modellizzato il trasporto e la diffusione in ambiente degli effluenti radioattivi sia aeriformi che liquidi;
- **Vie di Esposizione:** nel presente modulo sono state selezionate le vie di esposizione;
- **Popolazione:** sono state definite le abitudini di vita e alimentari per gli individui della popolazione o per i lavoratori del JRC-Ispra (quest'ultimi per i soli rilasci aeriformi);

- **Impatto Radiologico:** nel presente modulo sono stati scelti i coefficienti di dose e i tipi di assorbimento polmonare ai fini del calcolo di dose per i diversi individui rappresentativi della popolazione o per i lavoratori (quest'ultimi per i soli rilasci aeriformi).

RILASCI AERIFORMI

Di seguito sono descritti per ogni modulo i principali parametri *site specific* utilizzati in GENII [2] e [3] per la valutazione dell'impatto radiologico per i rilasci di effluenti aeriformi. In Figura 2 è rappresentato lo schema dello scenario impostato con i moduli previsti e le relative connessioni tra gli stessi.

Figura 2: schema concettuale del modello GENII per il calcolo dei limiti L_i per effluenti aeriformi.



I valori dei limiti L_i sono stati ricavati in relazione ai rilasci aeriformi di INE. Da questi, al fine di ottenere una formula di scarico generalizzata per il sito, sono stati ricavati dei coefficienti di equivalenza ($f_{1,i}$, $f_{2,i}$) per le altre installazioni che tengano conto delle differenti sorgenti di rilascio previsti al JRC-Ispra: Ispra-1 ($f_{1,i}$), Altre installazioni: SGRR, LCSR, STRRL, Ciclotrone, ecc. ($f_{2,i}$);

Modulo-Radionuclidi

Per gli effluenti aeriformi, i radionuclidi rappresentativi del sito del JRC-Ispra nel corso delle attività di disattivazione ed esercizio e che sono stati inseriti nello scenario di rilascio sono: H-3, Co-60, Sr-90, Cs-137, U-235, U-238, Pu-239, Am-241, Ni-59, Ni-63, Fe-55 e Kr-85.

Modulo-Rilascio Effluenti Aeriformi

È stato previsto uno scenario specifico per ogni installazione creando un file per ogni sorgente di rilascio ("file.gid" tipico del codice GENII) al fine di valutare l'impatto radiologico per ogni singola installazione.

Le sorgenti sono state modellizzate prevedendo un rilascio da sorgente puntiforme da:

- un'altezza di 80 m per il camino di INE e di 40 m per il camino di Ispra-1;
- suolo per le altre installazioni (SGRR, LCSR, STRRL, Ciclotrone, ecc..).

Al fine di trascurare, conservativamente, la risalita del pennacchio sono stati inseriti valori uguali per la temperatura dei fumi e per la temperatura ambiente (ipotesi fumi freddi). Per ogni radionuclide scaricabile è stato considerato un rilascio pari a 1 Bq/anno in modo da poter valutare l'impatto radiologico normalizzato per diverse distanze entro 6000 m dalla sorgente di rilascio (in particolare sono stati definiti 160 punti di calcolo, intersezione dei 16 settori considerati, ciascuno di ampiezza pari a 22.5°, per i 10 anelli entro i 6 km).

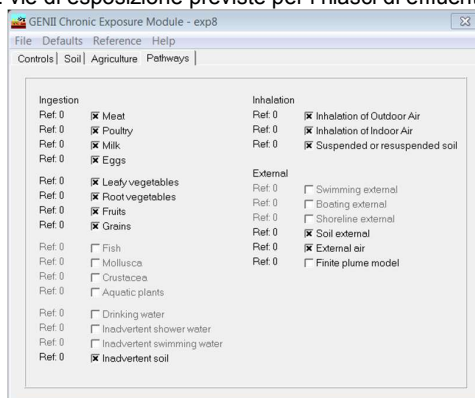
Modulo-Modello di Trasporto

In tale modulo è stato utilizzato un modello di diffusione a pennacchio adatto ai rilasci cronici che assume, per la dispersione del materiale, una distribuzione gaussiana caratterizzata dalle deviazioni standard (o coefficienti di diffusione atmosferica) σ_y e σ_z , rispettivamente nelle direzioni orizzontali e verticali. Per tali coefficienti si è scelto di utilizzare le relazioni di Pasquill-Gifford [2]. Il file meteo è stato impostato per l'intero anno su base oraria (input necessario al processore meteorologico del codice GENII) rispecchiando l'andamento previsto negli studi condotti di caratterizzazione climatica e idrologica del territorio circostante il sito.

Modulo-Vie di Esposizione

Nel presente modulo sono state considerate tutte le vie di esposizione previste dal codice per gli effluenti aeriformi (rappresentate nel dettaglio in Figura 3):

Figura 3: vie di esposizione previste per i rilasci di effluenti aeriformi.



In particolare per la valutazione dell'individuo rappresentativo della popolazione sono state considerate le vie di esposizione di ingestione, inalazione e esposizione esterna (selezionate come in Figura 3), mentre per il lavoratore rappresentativo del JRC-Ispra sono state considerate le vie di esposizione per inalazione e esposizione esterna (selezionate come nella parte destra in Figura 3), escludendo la via di ingestione (parte sinistra in Figura 3 non selezionata).

Modulo-Popolazione e lavoratore

La popolazione è stata suddivisa in tre individui rappresentativi: lattante (≤ 1 anno), bambino (7 - 12 anni) e Adulto (17 – 70 anni).

Per ogni individuo sono state inserite le abitudini alimentari riprese da "L'indagine nazionale sui consumi alimentari in Italia INRAN" [5]. Per l'ingestione di pesce è stato conservativamente preso a riferimento quello pescato nel ruscello Novellino, unico ricettore degli scarichi liquidi.

Per gli individui rappresentativi della popolazione sono stati inoltre inseriti i tassi di respirazione (2.88 m³/giorno per lattante, 15.36 m³/giorno per bambino, 22.32 m³/giorno per adulto) ripresi dall'ICRP 89 [6] e validati in ICRP 119 [7].

Il lavoratore non esposto rappresentativo del JRC-Ispra è stato assimilato all'adulto della popolazione con le caratteristiche di cui sopra con la differenza di essere esposto per un totale di 2000 ore all'anno ed escludendo la via di ingestione.

Modulo-Impatto Radiologico

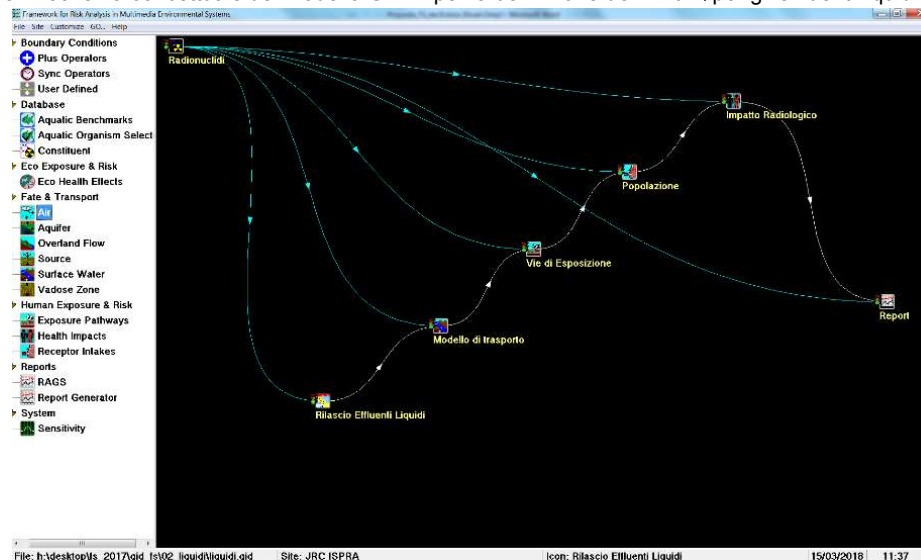
Per la valutazione di dose efficace per inalazione per ciascun individuo rappresentativo della popolazione (lattante, bambino e adulto) e per il lavoratore non esposto rappresentativo del JRC-Ispra, sono stati scelti i coefficienti di dose e i tipi di assorbimento polmonare come previsto dall'Allegato XXIV del D. Lgs. n. 101/20 [1] e riportati in ICRP 119 (appendice G di [7]) e secondo le raccomandazioni della ICRP 72 (Tab. 2 di [8]).

Per la valutazione di dose efficace per ingestione per ciascun individuo rappresentativo della popolazione, sono stati scelti i coefficienti di dose come previsto dall'Allegato XXIV del D. Lgs. n. 101/20 [1] e riportati in ICRP 119 (appendice F di [7]).

RILASCI LIQUIDI

Di seguito sono descritti i principali aspetti riguardanti la modellizzazione effettuata con il codice GENII [2] e [3] per definire i limiti L_i per i rilasci liquidi in ambiente (Figura 4).

Figura 4: schema concettuale del modello GENII per la definizione dei limiti L_i per gli effluenti liquidi.



Modulo-Radionuclidi

Per gli effluenti liquidi i radionuclidi rappresentativi del JRC-Ispra e inseriti nello scenario di rilascio sono: H-3, Co-60, Sr-90, Cs-137, Pu-239, Am-241, Ni-59, Ni-63 e Fe-55.

Modulo-Rilascio

Come nel caso dei rilasci aeriformi, per la valutazione con il codice GENII nel presente modulo è stato considerato un rilascio di 1 Bq/anno per ogni radionuclide. Per quanto riguarda la modellizzazione della sorgente, nel caso di rilasci liquidi è stato considerato un unico punto ubicato nel solo impianto di rilascio autorizzato del sito per tale tipo di rilascio: la Stazione di Trattamento dei Effluenti radioattivi Liquidi (STEL) in Area 40.

Modulo-Modello di Trasporto

Il corpo recettore individuato per i rilasci di effluenti liquidi è il ruscello Novellino. Nel modulo del codice GENII utilizzato per modellizzare il trasporto dei radionuclidi è stata utilizzata la seguente parametrizzazione del Novellino:

- larghezza pari a 2.5 m;
- profondità media pari a 0.5 m;
- velocità della corrente pari a 0.11 m/s;
- portata¹ annua pari a 4361000 m³/anno;
- distanza di un ipotetico individuo rappresentativo pari a 1500 m dal punto di scarico.

¹ La portata è stata scelta conservativamente pari al valore minimo storicamente registrato per il ruscello Novellino.

Modulo-Vie di Esposizione

Nel presente modulo sono state inserite le diverse vie di esposizione previste dal codice per gli effluenti liquidi (analoga a quanto riportato per gli aeriformi in Figura 3, con l'esclusione della via di inalazione).

Modulo-Popolazione

La popolazione per i rilasci liquidi è stata suddivisa anche in questo caso in tre individui rappresentativi (lattante, bambino e adulto). I valori utilizzati per le vie di esposizione più significative sono gli stessi riportati in "L'indagine nazionale sui consumi alimentari in Italia INRAN" [5]. Poiché gli effluenti liquidi possono avere impatto sull'ipotetico individuo rappresentativo della popolazione che è posto all'esterno del sito, si ha l'assenza di impatto degli effluenti liquidi sul lavoratore non esposto rappresentativo del JRC-Ispra.

Modulo-Impatto Radiologico

Per la valutazione di dose efficace per inalazione non vi è alcun contributo per gli scarichi liquidi (il contributo di dose è dato esclusivamente per ingestione). Poiché comunque il codice richiede la scelta dei coefficienti, per ciascun individuo rappresentativo della popolazione (lattante, bambino e adulto), sono stati scelti i coefficienti di dose e i tipi di assorbimento polmonare come previsto dall'Allegato XXIV del D. Lgs. n. 101/20 [1] e riportati in ICRP 119 (appendice G di [7]) e secondo le raccomandazioni della ICRP 72 (Tab. 2 di [7]). Per la valutazione di dose efficace per ingestione per ciascun individuo rappresentativo della popolazione, sono stati scelti i coefficienti di dose come previsto all'Allegato XXIV del D. Lgs. n. 101/20 [1] e riportati in ICRP 119 (appendice F di [7]).

FORMULA DI SCARICO

Lo scarico in atmosfera degli effluenti radioattivi aeriformi provenienti da qualsiasi installazione del sito e lo scarico degli effluenti liquidi dall'impianto STEL, dopo preventiva filtrazione e controllo radiometrico, deve avvenire nel rispetto globale delle limitazioni espresse dalla seguente formula di scarico del JRC-Ispra:

$$\sum_{i=1}^n \left(\frac{A_{i,INE}}{L_{i,aer}} + \frac{A_{i,Ispra1}}{f_{1,i} L_{i,aer}} + \frac{A_{i,Altre\ Installazioni}}{f_{2,i} L_{i,aer}} + \frac{A_{i,liq}}{L_{i,liq}} \right) < \begin{cases} 1 \text{ in un anno solare} \\ 0,25 \text{ in 13 settimane} \\ 0,05 \text{ in 24 ore consecutive} \end{cases}$$

dove:

- $A_{i,INE}$ = attività (Bq) dell'i-esimo radionuclide presente negli effluenti aeriformi immessi in atmosfera dall'INE;
- $A_{i,Ispra1}$ = attività (Bq) dell'i-esimo radionuclide presente negli effluenti aeriformi immessi in atmosfera dal reattore Ispra-1;
- $A_{i,Altre\ installazioni}$ = attività (Bq) dell'i-esimo radionuclide presente negli effluenti aeriformi immessi in atmosfera dalle rimanenti installazioni del JRC-Ispra;
- $A_{i,liq}$ = attività (Bq) dell'i-esimo radionuclide presente negli effluenti liquidi;
- $L_{i,aer}$ = limite (Bq) annuo dell'attività immessa in atmosfera corrispondente a una dose efficace pari a 10 μ Sv/anno a qualsiasi persona del pubblico relativo al radionuclide i-esimo rilasciabile singolarmente da INE come riportato in Tabella 1;
- $f_{1,i}, f_{2,i}$ = coefficienti, per ciascun radionuclide i-esimo, rispetto ad INE del reattore Ispra-1 e delle altre installazioni del JRC-Ispra come riportati in Tabella 1.
- $L_{i,liq}$ = limite (Bq) dell'attività per uno scarico liquido corrispondente a una dose efficace pari a 10 μ Sv/anno a qualsiasi persona del pubblico relativo al radionuclide i-esimo rilasciabile singolarmente come riportati in Tabella 2;
- n = numero di radionuclidi della miscela scaricabile in ambiente come effluente aeriforme o liquido.

Tabella 1: valori dei limiti $L_{i,aer}$ e dei coefficienti $f_{1,i}$ e $f_{2,i}$ per gli effluenti aeriformi.

Radionuclide	$L_{i, Aeriformi}$ (Bq)	$f_{1,i}$ – Ispra-1	$f_{2,i}$ – Altre installazioni
Am-241	5.49E+08	0.3	0.004
Co-60	1.03E+10	0.4	0.024
Cs-137	8.55E+09	0.4	0.024
H-3	8.65E+14	0.1	0.002
Ni-59	3.24E+11	0.4	0.023
Ni-63	1.33E+11	0.4	0.022
Pu-239	4.90E+08	0.3	0.004
Sr-90	2.24E+09	0.4	0.023
U-235	4.45E+09	0.3	0.007
U-238	4.43E+09	0.3	0.007
Fe-55	9.71E+10	0.4	0.024
Kr-85	1.11E+17	0.1	0.001
Altri alfa emettitori	4.90E+08	0.3	0.004
Altri beta-gamma emettitori	2.24E+09	0.4	0.022

Tabella 2: valori dei limiti $L_{i,liq}$ per gli effluenti liquidi.

Radionuclide	$L_{i, Liquidi}$ (Bq)
Am-241	2.48E+08
Co-60	1.38E+08
Cs-137	4.07E+08
H-3	1.54E+13
Ni-59	3.29E+11
Ni-63	1.35E+11
Pu-239	2.25E+08
Sr-90	1.22E+09
Fe-55	5.26E+10
Altri alfa emettitori	2.25E+08
Altri beta-gamma emettitori	1.38E+08

SISTEMA DI MONITORAGGIO

Il rispetto della suddetta formula di scarico è verificato attraverso la misura e successiva contabilizzazione degli effluenti aeriformi per i valori imposti su 13 settimane e anno solare, mentre il monitoraggio dei limiti definiti su 24 h è affidato alla strumentazione fissa di impianto.

La verifica e contabilizzazione per gli effluenti liquidi è effettuata per ogni partita di liquido destinata allo scarico con misure radiometriche di laboratorio su campioni di liquido preventivamente all'effettuazione dello scarico.

La verifica dei limiti per gli effluenti aeriformi su 13 settimane e anno solare è realizzata misurando settimanalmente: l'attività di trizio nell'acqua dei gorgogliatori installati al punto di rilascio, degli impianti nei quali è possibile riscontrare tale radionuclide (INE, Ispra-1, Area 40); l'attività dei radionuclidi beta/gamma emettitori e alfa emettitori tramite misure non distruttive di particolato sui filtri posizionati al punto di scarico autorizzato di ciascun impianto.

Conoscendo i volumi di aria scaricata settimanalmente è possibile verificare l'impegno della formula di scarico utilizzando proiezioni lineari. I valori dei parametri delle formule sono poi consolidati trimestralmente (13 settimane) e annualmente considerando la somma dei contributi puntuali degli scarichi liquidi, del trizio misurato da gorgogliatori per gli scarichi aeriformi, degli altri radionuclidi per gli scarichi aeriformi tramite misure non distruttive e distruttive sui filtri cumulati nel periodo di 13 settimane.

Nel caso dei limiti imposti sugli scarichi nelle 24 h, per la componente aeriforme sono verificati tramite soglie di allarme (L1, L2 ed L3) definite per i monitori installati ai punti di scarico degli effluenti aeriformi delle varie installazioni e impianti del JRC-Ispra. La strumentazione di monitoraggio in continuo dell'aria comprende rivelatori in grado di monitorare alfa e beta emettitori in forma di aerosol e particolato (RAM), trizio (ATM) e gas nobili radioattivi (NGM). Il livello di allarme è calcolato a partire da radionuclidi guida tra quelli in Tabella 1. Si è definita l'attività massima scaricabile in 24 h, e poi è stata calcolata la concentrazione massima di attività, tenendo conto della portata dell'impianto Γ [m^3/h], utilizzando la seguente formula:

$$C_{max} = \frac{A_{i,max}[Bq]}{\Gamma [m^3/h] * 24[h]}$$

Le soglie, L1 e L2 sono legate a più lunghi tempi di integrazione delle misure e sono impostate rispettivamente al 50% e al 100% delle concentrazioni massime calcolate. La soglia L3 è associata ad un "Quick Alarm", con tempi di integrazione molto brevi, ed è posta pari a 10 volte la concentrazione massima calcolata.

Si riportano i risultati ottenuti per la strumentazione a monitoraggio dell'INE. Valutazioni analoghe sono state effettuate anche per gli altri impianti e installazioni.

Monitore	Soglia L1 [Bq/m^3]	Soglia L2 [Bq/m^3]	Quick alarm - Soglia L3 [Bq/m^3]
RAM γ/β	1.7E+01	3.4E+01	3.4E+02
RAM α	3.7E+00	7.5E+00	7.5E+01
ATM	6.5E+06	1.3E+07	1.3E+08
NGM	8.5E+08	1.7E+09	1.7E+10

Bibliografia

- [1] D. Lgs. n. 101/20 - *Attuazione della direttiva 2013/59/Euratom, che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti, e che abroga le direttive 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom e 2003/122/Euratom e riordina della normativa di settore in attuazione dell'articolo 20, comma 1, lettera a), della legge 4 ottobre 2019, n. 117.*
- [2] GENII Version 2 - B. A. Napier. User's Guide. October 2004.
- [3] FRAMES - Framework for Risk Analysis in Multimedia Environmental Systems – U.S. EPA.
- [4] Legge 27 dicembre 2017, n. 205 – *"Bilancio di previsione dello Stato per l'anno finanziario 2018 e bilancio pluriennale per il triennio 2018-2020"*.
- [5] Piccinelli R., Arcella D., Buonocore P., Capriotti M., D'Addezio L., Le Donne C., Mistura L., Pettinelli A., Sette ., Turrini A., Leclercq C. - *L'indagine nazionale sui consumi alimentari in Italia INRAN-SCAI 2005-06. Parte B: I risultati dei consumi alimentari.* Osservatorio Consumi Alimentari, INRAN. Roma, 2011.
- [6] ICRP 89 - *Basic Anatomical Physiological Data for Use in Radiological Protection: Reference Values.*
- [7] ICRP 119 – *Compendium of dose coefficients based on ICRP 60.*
- [8] ICRP 72 – *Age-dependent doses to members of the public from intake of radionuclides: Part 5 Compilation of ingestion and inhalation dose coefficients.*



Gestione della radioprotezione dell'impianto LECO (Latina, Estrazione e COndizionamento)

Gabriele Deodato¹, Andrea De Valeri¹, Alfonso Maria Esposito¹,

Valentina Mannella¹, Giovanni Sorrentino¹

¹Sogin Centrale Nucleare di Latina via Macchia Grande 6, 04100 – LATINA

sorrentino@sogin.it

Riassunto

Presso la Centrale Elettronucleare di Latina è presente un serbatoio interrato in acciaio inox. Tale serbatoio è stato utilizzato durante l'esercizio per lo stoccaggio dei fanghi radioattivi derivanti dalle operazioni di gestione del combustibile nucleare. Al fine di gestire i fanghi radioattivi è stato progettato e realizzato l'impianto denominato LECO (Latina, Estrazione e COndizionamento).

L'impianto LECO ha permesso le operazioni di estrazione e condizionamento, in matrice cementizia, dei circa 15 m³ di fanghi radioattivi stoccati nel serbatoio fanghi.

L'attività dell'impianto LECO, iniziata a novembre 2021 e terminata il 15 aprile 2022, ha prodotto circa 73 manufatti costituiti da overpack da 440 litri, dotati di girante a perdere.

I manufatti prodotti presentano un rateo di dose massimo a contatto di circa 1 mSv/ora e sono stati trasferiti nel deposito temporaneo della centrale.

Al fine di garantire la protezione dei lavoratori e della popolazione, l'impianto LECO è dotato di un sistema di monitoraggio dell'irraggiamento esterno e della contaminazione in aria.

Il sistema di monitoraggio dell'impianto LECO e le procedure di radioprotezione applicate hanno permesso di limitare la dose ai lavoratori a livelli molto bassi.

INTRODUZIONE

La Centrale Elettronucleare di Latina era costituita da un reattore di tipo MAGNOX, della filiera a gas grafite e della potenza elettrica di 200 MWe. La prima criticità nucleare del reattore si è avuta il 27 dicembre 1962.

Dall'inizio dell'esercizio la centrale ha regolarmente funzionato con un fattore di disponibilità medio del 76 % e massimo del 96 %, producendo complessivamente circa 26 miliardi di kWh, fino al 26 novembre 1986 data in cui è stata fermata definitivamente.

Al termine dell'esercizio nella Centrale erano presenti dei fanghi radioattivi in varie strutture, in particolare sul fondo al recipiente cilindrico di acciaio inox della capacità di circa 150 m³, sistemato in una struttura interrata denominata "Fossa Fanghi", sul fondo della piscina del combustibile irraggiato della Centrale e nei serbatoi dell'impianto Radwaste per il trattamento degli effluenti liquidi.

I fanghi sono stati condizionati in matrice cementizia attraverso l'impianto LECO (Latina, Estrazione e COndizionamento).

CARATTERISTICHE DEI FANGHI RADIOATTIVI

I fanghi radioattivi erano composti da:

- fanghi radioattivi prodotti durante l'esercizio dell'impianto e costituiti dalle soluzioni rigeneranti delle resine, concentrate dall'evaporatore del sistema di trattamento degli effluenti liquidi;
- fanghi originati dalle pulizie del fondo della piscina;
- piccole quantità di altri fanghi provenienti dal fondo dei serbatoi dell'impianto di trattamento degli effluenti liquidi e piccole quantità di inerti (ghiaia, sabbia, ecc.).

Prima di effettuare le attività di condizionamento si è provveduto a trasferire tutti i fanghi presenti in piscina e sul fondo dei serbatoi nel recipiente presente in Fossa Fanghi.

Al termine delle attività di trasferimento il quantitativo stimato di fanghi nella Fossa Fanghi era di circa 15 m³, le cui caratteristiche radiologiche, utilizzate per la progettazione dell'impianto di condizionamento, sono riportate in tabella (tab. 1).

Tabella 1: Caratteristiche radiologiche Fanghi Radioattivi.

Radionuclide	Bq/g
⁵⁹⁺⁶³ Ni	5,68E+02
⁶⁰ Co	1,35E+03
⁹⁰ Sr	8,31E+03
¹³⁷ Cs	4,90E+04
²³⁸ Pu	8,22E+02
²³⁹⁺²⁴⁰ Pu	1,54E+03
²⁴¹ Pu	3,97E+04
²⁴¹ Am	2,77E+03
Alfa totale	5,31E+03

L'IMPIANTO LECO

L'impianto LECO è costituito da due edifici, l'edificio "Estrazione", realizzato a ridosso della Fossa Fanghi, e l'edificio "Condizionamento", posto a circa 40 m dall'edificio "Estrazione". I due edifici sono collegati da un tunnel schermato, utilizzato per il trasferimento dei fanghi dall'edificio "Estrazione" all'edificio "Condizionamento".

Al fine di garantire la protezione dei lavoratori e della popolazione, l'impianto LECO è dotato di un sistema di monitoraggio dell'irraggiamento esterno e della contaminazione in aria. Tale sistema è progettato per:

- Misurare l'intensità di dose gamma nelle zone dell'impianto;
- Misurare l'attività a valle del sistema di filtrazione aria;
- Rilevare l'insorgenza di anomalie ed il superamento delle soglie programmate;
- Attivare allarmi locali e remoti;
- Acquisire, visualizzare e trasmettere al centro di archiviazione i dati di misura.

Nell'edificio Estrazione è posizionato il sistema denominato "Lancia" (fig 1) per aspirare i fanghi dal serbatoio sotterraneo. La Lancia è dotata di motori che assistono l'operatore nelle operazioni manuali di movimentazione (fig. 2). Muovendo la lancia sul fondo del serbatoio l'operatore estrae i fanghi radioattivi, tali fanghi vengono immessi nel serbatoio di estrazione fino al raggiungimento del quantitativo necessario al trattamento.

L'estrazione dei fanghi è stata l'operazione più delicata di tutto il processo, in particolare i fanghi erano aspirati dal fondo insieme all'acqua surnatante. La miscela fanghi/surnatante era inviata al serbatoio di estrazione, dove avveniva il processo di sedimentazione. L'estrazione era ripetuta fino al raggiungimento del quantitativo dei fanghi previsto dalla ricetta di cementazione. Inizialmente, come da progetto, il raggiungimento della quantità di fanghi era verificata otticamente, attraverso un oblò posizionato sul serbatoio. La sedimentazione necessitava di un

tempo prolungato e comportava un rallentamento di tutte le fasi del processo. Il motivo del tempo prolungato per la sedimentazione era dovuto alla frazione fine dei fanghi che rendeva la miscela fanghi/surnatante torbida e non permetteva di individuare otticamente il livello dei fanghi. Di conseguenza vi era un aumento dei tempi di estrazione e la presenza prolungata del personale nell'impianto.

Al fine di ottimizzare le operazioni e la radioprotezione dei lavoratori, è stata installata, in adiacenza del serbatoio di estrazione, una sonda per la misura in tempo reale del rateo di dose. Il rateo è stato un valido indicatore della quantità di fanghi, riducendo notevolmente i tempi di attesa ed indicando l'eventuale necessità di proseguire con ulteriori aspirazioni dei fanghi. Al raggiungimento di un valore di rateo di dose valutato attraverso le caratteristiche radiologiche dei fanghi, la miscela veniva lasciata sedimentare fino a quando non era ben definita la separazione fango/surnatante.

Figura 1: Posizionamento Lancia estrazione



Figura 2: Lancia in funzione



Tale espediente ha permesso di ottimizzare il processo di estrazione e sedimentazione, di limitare la presenza del personale operativo in aree classificate e di ridurre l'esposizione dei lavoratori. Terminato il processo di estrazione, i fanghi erano inviati all'edificio condizionamento attraverso il tunnel di collegamento. L'intero processo di condizionamento dei fanghi era effettuato per mezzo di una linea di processo automatizzata in cui la sequenza delle operazioni era controllata dalla sala controllo dell'impianto.

L'operatore doveva solo caricare i fusti vuoti all'ingresso della linea di processo e si accertava dell'accoppiamento dello stesso con la testa di cementazione (fig. 3).

Figura 3: Testa di Cementazione



Il fusto è dotato di una girante a perdere. Riempiti i serbatoi di processo (fig. 4) con il quantitativo corretto di fanghi/cemento/acqua inizia la procedura di condizionamento con l'inserimento degli "ingredienti" nel fusto e la miscelazione per mezzo della girante del fusto.

Figura 4: Serbatoi di processo Edificio Condizionamento



Trascorsi almeno 20 minuti il fusto con i fanghi condizionati era pronto per lo stoccaggio nell'area di maturazione dove permaneva per 48 ore. Trascorso questo tempo veniva aggiunto nel manufatto uno strato di cemento inerte non contenente materiale radioattivo. Il manufatto rimaneva ulteriori 24 ore a maturare. In ultimo, il manufatto veniva chiuso con il proprio coperchio dotato di una corona di bulloni, controllato radiologicamente e inviato all'area operativa del Nuovo Deposito di Stoccaggio Temporaneo della centrale (fig. 5).

La procedura di caricamento nel Deposito prevedeva nell'ordine di esecuzione:

- 1) Trasporto del manufatto nell'area operativa del deposito;
- 2) Inserimento del manufatto in un guscio di cemento;
- 3) Posizionamento del guscio con il suo contenuto in una gabbia con 4 posizioni (fig. 6);
- 4) Movimentazione della gabbia all'interno dell'area di stoccaggio del deposito con il sistema automatizzato di gestione dei rifiuti radioattivi.

Figura 5: Manufatto contenente i Fanghi Condizionati



Figura 6: Operazioni di Caricamento al Deposito Temporaneo



CONCLUSIONI

L'impianto LECO ha permesso le operazioni di estrazione e condizionamento, in matrice cementizia, dei circa 15 m³ di fanghi radioattivi stoccati nel serbatoio fanghi della ex Centrale elettronucleare di Latina.

L'attività dell'impianto LECO, iniziate a novembre 2021 e terminate il 15 aprile 2022, hanno prodotto circa 73 manufatti costituiti da overpack da 440 litri, dotati di girante a perdere.

I manufatti prodotti presentano un rateo di dose massimo a contatto di circa 1 mSv/ora e sono stati trasferiti nel deposito temporaneo della centrale.

Le attività di gestione dell'impianto sono state condotte da personale interno Sogin, mentre le attività operative sono state condotte da operatori Nucleco.

Al termine delle attività risultano i seguenti consuntivi dosimetrici:

- Dose collettiva ai lavoratori inferiore a 750 $\mu\text{Sv} \cdot \text{uomo}$;
- Dose efficace massima al singolo lavoratore inferiore a 100 μSv ;
- Dose efficace impegnata zero.

Il sistema di monitoraggio dell'impianto LECO e le procedure di radioprotezione applicate hanno permesso di limitare la dose ai lavoratori a livelli molto bassi.

Stima dell'attenuazione di una miscela di cemento baritico per campi di radiazione fotonica e neutronica

Paolo Ferrari¹, Alessandro Calamida², Davide Flammini³, Roberto Bedogni², Aixeen Fontanilla²
Alessandro Lega², Antonino Pietropaolo³, D. Cottone⁴& The SRF Collaboration*

¹ENEA-Istituto di Radioprotezione – Via Martiri di Monte Sole 4, I-40129 Bologna (BO) Italia

²INFN- LNF - Via E. Fermi 54, I-00044 Frascati (Roma) Italia

³ENEA-Dipartimento FSN - Via E. Fermi 45, I-00044 Frascati (Roma) Italia

⁴SVA s.r.l - Via A. Meucci 26, 30020 Noventa di Piave (VE) Italia

paolo.ferrari@enea.it

Riassunto

Il progetto Sorgentina-RF prevede di impiegare una sorgente di neutroni da fusione per la produzione di ⁹⁹Mo da reazioni di tipo ¹⁰⁰Mo(n,2n)⁹⁹Mo su molibdeno metallico. La schermatura di questo impianto dovrà garantire un rateo massimo di dose a contatto di 10 μSv/h.

Nel campo della radioprotezione, manufatti in cemento baritico sono impiegati efficacemente nel caso di sorgenti gamma. La più elevata densità del baritico consente infatti di ottenere la stessa attenuazione del cemento "standard" ma con spessori più sottili, seppur con costi di produzione più elevati. Per tale motivo si è deciso di verificare l'efficacia di un possibile strato esterno di cemento baritico anche per la schermatura di Sorgentina-RF. A tale scopo sono state eseguite misure di attenuazione di neutroni mediante rivelatori attivi, di elevate prestazioni, presso l'impianto FNG del centro ENEA di Frascati, in grado di generare neutroni da 14 MeV, su alcuni manufatti di cemento baritico e di cemento standard. Analoghe misure, ma di attenuazione fotonica, sono state eseguite con la sorgente di cobalto per teleterapia, adattata per usi metrologici, del centro ENEA di Bologna. L'emissione gamma del cobalto ha infatti un'energia che si avvicina a quella dei fotoni prodotti per assorbimento dei neutroni primari all'interno della schermatura stessa. Le misure sono state inoltre accompagnate da simulazioni Monte Carlo con il codice MCNP6.

Il buon accordo tra i risultati delle misure e delle simulazioni ha permesso di stabilire che l'impiego di uno strato di cemento baritico nella schermatura di Sorgentina-RF non appare essere così vantaggioso in termini di attenuazione del campo di radiazione presente e non conveniente da un punto di vista economico. Questi risultati portano a suggerire il solo impiego di cemento standard per la schermatura di Sorgentina-RF.

INTRODUZIONE

La produzione di radionuclidi per la medicina nucleare è uno degli importanti impieghi degli impianti nucleari di ricerca [IAEA-2003, NAP 2018, OECD-NEA 2013], ciononostante il crescente aumento delle richieste di radioisotopi per uso medico sta inducendo la comunità scientifica a sperimentare percorsi alternativi di produzione che prevedano l'utilizzo, ad esempio, di acceleratori o ciclotroni [IAEA-2021, Jang 2022]. In tale ambito si inserisce anche il progetto, denominato Sorgentina-RF [Pietropaolo 2021], sorto all'interno di una convenzione tra ENEA e la regione Emilia Romagna per lo sviluppo di tecnologie innovative presso il Centro di Ricerca del Brasimone (Camugnano-BO), che utilizzerà un acceleratore lineare da 250 kW, energia compresa tra 250 e 300 keV, e corrente di circa 1 A, per generare un fascio di ioni deuterio/trizio per produrre reazioni di fusione su di un bersaglio di alluminio. I neutroni di fusione prodotti potranno quindi essere utilizzati per irraggiare un campione di ¹⁰⁰Mo e generare,

per mezzo della reazione $^{100}\text{Mo}(n,2n)^{99}\text{Mo}$, ^{99}Mo , il precursore del $^{99\text{m}}\text{Tc}$, radioisotopo largamente utilizzato nella diagnostica medica nucleare [OECD-NEA 2019].

Sorgentina-RF sarà caratterizzata da un rateo di emissione di neutroni dell'ordine di $5\text{-}7 \times 10^{13} \text{ s}^{-1}$ in tutto l'angolo solido. L'impianto, che troverà posto in una delle hall del Centro Ricerche ENEA del Brasimone, dovrà quindi essere opportunamente schermato da una struttura, costituita da blocchi di cemento prefabbricati, atta a garantire un valore massimo di equivalente di rateo di dose ambientale di $10 \mu\text{Sv/h}$ totali, a contatto con la sua superficie esterna.

Considerata l'intensità e l'energia della sorgente, in assenza di schermi, a 1 metro dal target si è calcolato un equivalente di dose ambientale da neutroni dell'ordine di 400 Sv/h . Allo scopo di rispettare il vincolo di dose posto a progetto, la schermatura dovrà perciò garantire un abbattimento di sette ordini di grandezza del rateo di dose e ciò è ottenibile edificando pareti di cemento di spessore superiore ai due metri [Ferrari et al 2022].

Nel dimensionamento di tale schermatura si deve inoltre tener conto anche del campo fotonico secondario, prodotto dall'assorbimento dei neutroni nella schermatura, che contribuisce al rateo di dose ambientale al suo esterno. Per questo motivo si è considerato anche il possibile impiego di cemento baritico. La più elevata densità del baritico rispetto al cemento "standard" (in genere $3,35 \text{ g/cm}^3$ contro $2,35 \text{ g/cm}^3$) consente infatti di ottenere la stessa riduzione della fluenza fotonica per spessori più sottili di materiale, seppur con costi di produzione più elevati.

Di conseguenza, nel progetto preliminare della schermatura di Sorgentina-RF, ai 2 metri di cemento ordinario è stato aggiunto un ulteriore strato di 1 metro di cemento baritico e si è potuto verificare con le simulazioni Monte Carlo che questa configurazione è conservativa dal punto di vista della radioprotezione.

Tuttavia, nella successiva fase progettuale, si sono fatte ulteriori considerazioni: il volume che dovrà essere schermato dalla struttura in cemento è dell'ordine di 70 m^3 e il cemento baritico, per essere efficace, deve costituire lo strato più esterno della schermatura. Questo comporta un egual volume di cemento "standard" e di baritico, con un considerevole aumento dei costi se si tiene conto che il baritico ha un costo superiore al cemento standard (circa un fattore 1,3 – 1,5, nella quotazione di maggio 2022).

Al fine di valutare la necessità dell'impiego di questo tipo di materiale, si è deciso quindi di valutarne l'efficacia di attenuazione in campi di radiazione simili a quelli che saranno prodotti nell'impianto Sorgentina-RF.

Per tale motivo sono state eseguite misure su alcuni manufatti di cemento baritico, BARIBLOCK[®], e di cemento standard, prodotti dalla ditta S.V.A. Le prove sono state eseguite presso l'impianto FNG del centro ENEA di Frascati, in grado di generare neutroni da 14 MeV e presso il centro ENEA di Bologna, con una sorgente di cobalto di teleterapia, adattata per usi metrologici. L'emissione gamma del cobalto (1,25 MeV) ha infatti un'energia che si avvicina a quella dei fotoni prodotti dall'assorbimento dei neutroni primari all'interno della schermatura stessa (circa 2 MeV).

Le misure di attenuazione della radiazione sono state eseguite utilizzando rivelatori attivi e sono state accompagnate da simulazioni Monte Carlo con il codice MCNP5 [X-5 Monte Carlo Team] e MCNP6 [Pelowitz 2013].

Nel presente lavoro è riportata una sintesi dei risultati ottenuti nel corso delle misure e delle simulazioni Monte Carlo.

MATERIALI E METODI

SISTEMI DI MISURA

Il sistema di misura utilizzato per le misure con i neutroni (Figura 1) è costituito da:

- un diodo al silicio di 1 cm² della Hamamatsu sensibile ai neutroni veloci di energie superiori a 8 MeV, grazie alla reazione $^{29}\text{Si}(n,\alpha)^{26}\text{Mg}$;
- un diodo al silicio di 1 cm² della Hamamatsu, ricoperto di uno strato di polietilene ad alta densità (HDPE), di circa 1 mm di spessore, utilizzato per rivelare i neutroni di energie “intermedie” attraverso le reazioni di rinculo (n,p);
- un diodo al silicio di 1 cm² della Hamamatsu ricoperto da uno strato di circa 30 μm di ^6LiF , che sfrutta l'interazione $^6\text{Li}(n,\alpha)^3\text{H}$, per ottimizzare la risposta del rivelatore nella regione dei neutroni termici.

Il segnale dei tre rivelatori viene acquisito ed amplificato tramite una scheda analogica multicanale e digitalizzato da un digitalizzatore a 1024 canali NI-6366 della National Instruments da 2 MS/s. Il sistema è controllato da un programma LabView dedicato, che permette la visualizzazione dei dati in tempo reale. Ai diodi è stata fornita una tensione di *bias* di -58 V che porta la zona di svuotamento della giunzione, necessaria alla rivelazione della radiazione, a uno spessore di circa 170 μm.

Il sistema di misura utilizzato per le misure di fotoni (Figura 2) è costituito invece da uno scintillatore CdZnTe (CZT) di volume attivo 65 mm³ e spessore 2,5 mm, prodotto dalla ditta Eurorad, accoppiato a un preamplificatore della ditta RITEC. Il segnale è digitalizzato con un sistema identico al precedente ma al rivelatore è fornita una tensione di bias di 350 V.

Figura 1 – Uno dei diodi usati per le misure con i neutroni.



Figura 2 – Il rivelatore CZT impiegato nelle misure con i fotoni.



MISURE E SIMULAZIONI PER LA STIMA DELL'ATTENUAZIONE NEUTRONICA

Tre campioni cubici di 15 cm di lato di cemento standard e tre di cemento baritico rispettivamente di densità media (ricavata sperimentalmente) 2,32 g/cm³ e 2,89 g/cm³ sono stati irraggiati con neutroni da 14 MeV presso l'impianto ENEA FNG (Frascati Neutron

Generator) [Pietropaolo 2018] che produce i neutroni attraverso la reazione di fusione $T(d,n)\alpha$ con un'intensità massima di 10^{11} n/s.

I campioni sono stati posizionati all'uscita del fascio, formando spessori decrescenti di 45 cm, 30 cm e 15 cm di cemento.

Il sistema di misura è stato posizionato ad un angolo di 90° rispetto all'uscita di FNG, in modo da selezionare neutroni di 14,1 MeV (Figura 3).

Per distinguere la radiazione diretta dal contributo generato dalla diffusione dei neutroni dall'ambiente circostante, è stato utilizzato il metodo del cono d'ombra [ISO 8529].

Le misure sono state quindi effettuate per entrambi i tipi di cemento (standard e baritico).

Le simulazioni per il trasporto di neutroni e fotoni secondari attraverso i blocchi di cemento sono state effettuate con il codice Monte Carlo N-Particle (MCNP5). La geometria dell'esperimento è stata riprodotta fedelmente nel modello MCNP che comprende anche il bunker di FNG e la parte finale dell'acceleratore di deuteroni fino al bersaglio di Titanio triziato. La sorgente di neutroni di FNG è riprodotta nella simulazione con una subroutine del codice che calcola l'emissione di neutroni in base alla cinematica dell'urto dei deuteroni sul trizio stazionario. La subroutine è stata validata ed utilizzata in diversi esperimenti di comparazione di grandezze nucleari calcolate e misurate sperimentalmente, come ad esempio in [Angelone et al. 2016]. Nelle simulazioni sono state utilizzate le librerie nucleari FENDL-3.1 [FENDL-3.1] e mcplib84 [Photoatomic] per determinare rispettivamente le interazioni dei neutroni e dei fotoni con i nuclidi utilizzati nel modello. Sono state eseguite diverse simulazioni, assegnando ai blocchi il materiale ordinario o baritico diversi valori di densità (Tabella 1): l'intervallo di densità utilizzato per il cemento standard varia da $2,2 \text{ g/cm}^3$ a $2,6 \text{ g/cm}^3$, mentre quello utilizzato per il cemento baritico varia da $2,7 \text{ g/cm}^3$ a $3,5 \text{ g/cm}^3$. Per simulare la risposta dei rivelatori utilizzati nell'esperimento è stato calcolato il rateo di reazione (RR) (n,α) nel silicio di fronte al primo blocco (valore utilizzato come riferimento per calcolare l'attenuazione), tra i blocchi e dopo l'ultimo blocco, rispetto alla sorgente.

Figura 3 – Setup sperimentale per le misure con i neutroni ad FNG (con cono d'ombra inserito).



MISURE E SIMULAZIONI PER LA STIMA DELL'ATTENUAZIONE FOTONICA

Le misure di attenuazione dei fotoni sono state eseguite presso il laboratorio di taratura del Centro ENEA di Bologna impiegando una sorgente di ^{60}Co da 0.3TBq (al 01/01/2022). I campioni sono stati posizionati su di un banco posto all'uscita del collimatore della sorgente, a 12 cm di distanza, mentre il rivelatore è stato posto su di un sostegno solidale con il banco ottico a 190 cm di distanza dalla sorgente (Figura 4).

Per ridurre l'elevato flusso fotonico in ingresso al rivelatore e il possibile effetto di *pile-up* sui conteggi, lo scintillatore è stato schermato inserendolo all'interno di un contenitore cilindrico di piombo dello spessore di 1,5 cm.

Le misure sono state fatte ponendo successivamente uno, due e tre cubi di cemento, ottenendo rispettivamente uno schermo di 15 cm, 30 cm e 45 cm.

Le prove di attenuazione fotonica sono state simulate con il codice MCNP6.1 in uno scenario semplificato: la sorgente di ^{60}Co è stata considerata puntiforme ed emettente un cono di radiazione (alle due energie di 1,121 MeV e 1,332 MeV) avente un'apertura angolare in grado di produrre un campo di dimensioni consistenti con il campo della sorgente reale.

Una sfera di 15 cm di raggio, riempita di aria, posta a 190 cm dalla sorgente è stata utilizzata come volume di scoring e la fluenza fotonica è stata valutata al suo interno considerando due intervalli di ampiezza 4 keV attorno ai due picchi di emissione della sorgente.

L'attenuazione prodotta dagli spessori di cemento standard e baritico è stata valutata come rapporto tra la fluenza in presenza dei blocchi di cemento e la fluenza in assenza di schermatura.

I blocchi di cemento sono stati simulati come semplici cubi di 15 cm di lato, della densità valutata sperimentalmente, impiegando la composizione chimica fornita dal costruttore.

Figura 4 – Misure di attenuazione (45 cm totali di cemento) con la sorgente di ^{60}Co del laboratorio ENEA di Bologna. Il rivelatore (a destra) è inserito in uno schermo cilindrico di piombo.



RISULTATI

ATTENUAZIONE DEI NEUTRONI

In figura 5 sono mostrati i risultati di attenuazione di neutroni di 14 MeV ottenuti nelle misure presso l'impianto FNG di Frascati. I risultati mostrano come la capacità di assorbimento dei neutroni a 14 MeV da parte dei due tipi di cemento sia molto simile, con valori leggermente migliori per il cemento standard. I valori degli strati decivalenti (*TVL*, *Tenth Value Layer*) sono infatti pari a 26 cm per il cemento standard e 27 cm per quello baritico.

Nelle simulazioni il TVL è stato calcolato con una interpolazione lineare della quantità $\log(RR)$ e risulta pari $23,3 \pm 0,4$ per il cemento ordinario e $24,9 \pm 0,4$ cm per quello baritico. In figura 6 sono riportate le curve di attenuazione ottenute dalle simulazioni Monte Carlo. Nelle simulazioni è stato anche possibile valutare la variazione dello spessore decivalente in funzione della densità del cemento. I risultati di quest'analisi sono riportati in Tabella 1.

Per quanto riguarda l'attenuazione dei fotoni generati per interazione dei neutroni nei campioni di cemento, il cemento baritico produce il 12% in più di fotoni rispetto a quello ordinario nel primo blocco. Tuttavia, la differenza a valle del terzo blocco risulta pari a solo il 2%, valore che è confrontabile con l'incertezza statistica, stimata al 1%.

ATTENUAZIONE DEI FOTONI

In figura 7 è riportato lo spettro della sorgente di cobalto in assenza di schermatura. A causa dell'elevato numero di conteggi che si ottengono alle più basse energie, il grafico mostra solo la parte corrispondente ai due picchi a 1,121 MeV e 1,332 MeV, che sono ben distinguibili e che corrispondono, sulla scala delle ascisse, ai picchi a 4,3 V e 4,9 V.

Utilizzando solo i conteggi rilevati nel picco a più alta energia della sorgente gamma, si sono ricavati i valori di attenuazione delle curve riportate in figura 8.

Dal fitting dei dati del grafico dell'attenuazione per fotoni è possibile calcolare un TVL pari a 14,6 cm per il cemento baritico e di 16,2 cm per il cemento standard.

In figura 9 sono riportate le curve di attenuazione ricavate dalle simulazioni Monte Carlo della sorgente di cobalto per i due picchi energetici. In questo caso il TVL calcolato risulta pari a 14,2 cm e 15,5, rispettivamente per il picco a 1,121 MeV e 1,332 MeV, per il cemento baritico e 16,1 cm e 17,5 cm per il cemento di composizione standard.

Figura 5 – Curve di attenuazione per i neutroni per i due differenti tipi di cementi ottenute sperimentalmente..

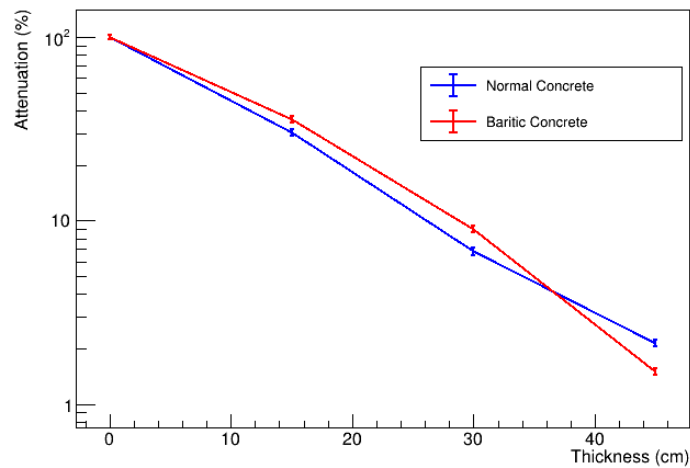


Figura 6 – Curve di attenuazione per i neutroni per i due differenti tipi di cementi ottenute con le simulazioni MC.

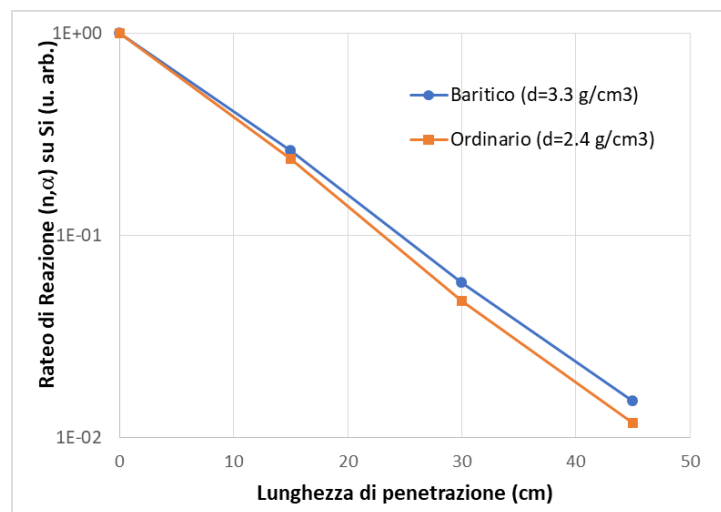


Tabella 1 – Variazione del TVL per neutroni in funzione della densità dei cementi (simulazioni MC)

Cemento Ordinario		Cemento Baritico	
Densità (g/cm ³)	TVL (cm)	Densità (g/cm ³)	TVL (cm)
2.2	24.8 ± 0.5	2.7	28.5 ± 0.4
2.3	24.0 ± 0.4	2.9	27.2 ± 0.4
2.4	23.3 ± 0.4	3.1	25.9 ± 0.4
2.5	22.7 ± 0.4	3.3	24.9 ± 0.4
2.6	22.1 ± 0.4	3.5	23.9 ± 0.4

Figura 7 – Spettro sperimentale dei due picchi a 1,121 MeV e 1,332 MeV prodotti dal ^{60}Co .

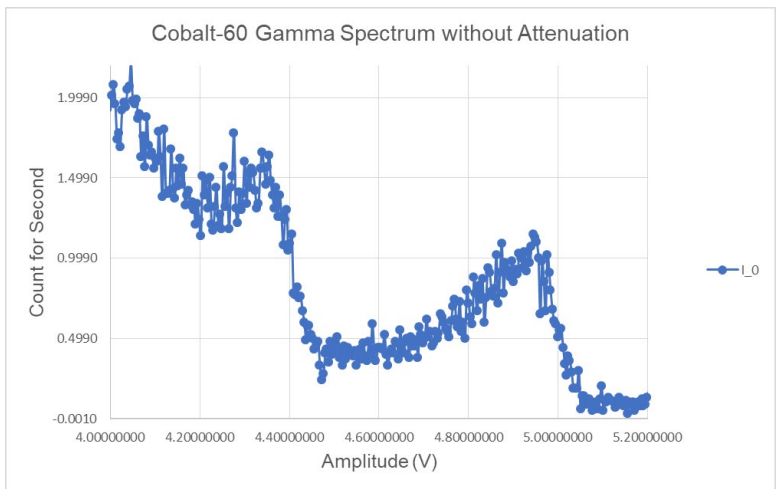


Figura 8 – Curve di attenuazione per fotoni di ^{60}Co per i campioni di cemento standard e baritico (MISURE).

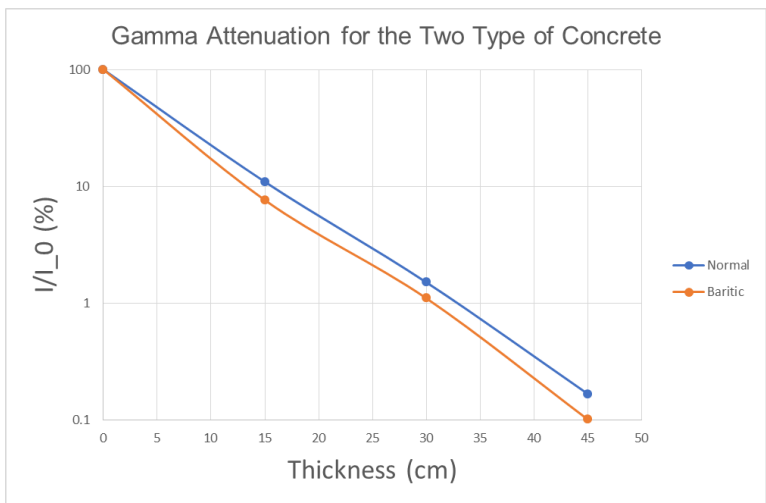
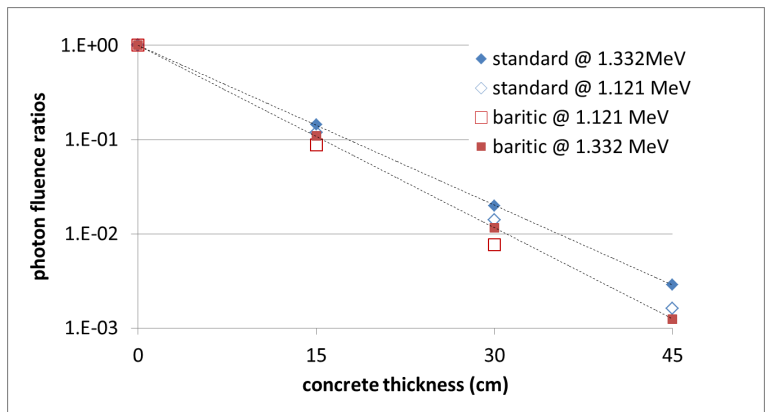


Figura 9 – Curve di attenuazione per fotoni di ^{60}Co per i campioni di cemento standard e baritico (SIMULAZIONI)



CONCLUSIONI

Le misure presso l'impianto FNG di Frascati e le simulazioni Monte Carlo con MCNP5 dimostrano che i due cementi hanno proprietà di attenuazione molto simili per i neutroni da 14 MeV e un TVL corrispondente dell'ordine di 26 cm - 27 cm.

Una differenza più rilevante si riscontra invece nelle stime di attenuazione di fotoni prodotti da una sorgente di ^{60}Co . In questo caso i risultati mostrano la miglior efficacia dei campioni di cemento baritico, rispetto ai campioni di cemento standard. Il TVL del cemento baritico per i fotoni del ^{60}Co è stato valutato essere dell'ordine di 14,6 cm contro i 16,2 cm ottenuti per il cemento standard, stime in accordo anche con quanto riportato in letteratura [Akkurt 2010].

Al fine delle valutazioni necessarie al dimensionamento della schermatura dell'impianto Sorgentina-RF, considerati i volumi necessari di cemento baritico che si dovrebbero impiegare, dai risultati di questa indagine si evince che il guadagno ottenibile in termini di TVL, impiegando cemento baritico, al posto di cemento standard, non è sufficiente a giustificare l'aumento dei costi. Per tale motivo è prevedibile che nel progetto finale di ottimizzazione della schermatura si opererà per l'impiego del solo cemento ordinario.

The SRF Collaboration*

ENEA – FSN: Pietro Agostini, Massimo Angiolini, Marco Capogni, Mauro Capone, Sebastiano Cataldo, Gian Marco Contessa, Alessio Del Dotto, Dario Diamanti, Danilo Nicola Dongiovanni, Angela Fiore, Davide Flammini, Nicola Fonnesu, Manuela Frisoni, Gianni Gadani, Giacomo Grasso, Marco Lamberti, Luigi Lepore, Andrea Mancini, Ranieri Marinari, Giuseppe A. Marzo, Fabio Moro, Agostina Orefice, Valerio Orsetti, Antonino Pietropaolo, Tonino Pinna, Antonietta Rizzo, Alexander Rydzy, Stefano Salvi, Demis Santoli, Alessia Santucci, Camillo Sartorio, Valerio Sermenghi, Andrea Simonetti, Ivan Panov Spassovsky, Nicholas Terranova, Silvano Tosti, Alberto Ubaldini, Marco Utili, Konstantina Voukelatou, Pietro Zito

ENEA – IRP: Paolo Ferrari, Manuela Guardati

ENEA – ISER: Mirko Farini, David Guidoni, Bruno Mastroianni

ENEA – SSPT: Emanuele Serra

ENEA – TERIN: Andrea Mariani, Luca Saraceno, Salvatore Scaglione, Danilo Zola, Giuseppe Zummo

POLITECNICO di TORINO: Ciro Alberghi, Luigi Candido

ASL Roma 6: Marco D'Arienzo

BIBLIOGRAFIA

- Angelone, M., Flammini, D., Loreti, S., Moro, F., Pillon, M., Villari, R. Copper benchmark experiment at the Frascati Neutron Generator for nuclear data validation (2016) Fusion Engineering and Design, 109-111, pp. 843-847. DOI: 10.1016/j.fusengdes.2016.01.065
- Akkurt et al., 2010 "Photon attenuation coefficients of concrete includes barite in different rate", Ann. Of Nucl. En. 37 910-914.
- FENDL-3.1d: Fusion Evaluated Nuclear Data Library Ver.3.1d, <https://www-nds.iaea.org/fendl/>.
- Ferrari et al. 2022 SORAGENTINA-RF fusion reactor plant: preliminary design of the bioshielding ion compliance with dose constraints for workers exposure. In pubblicazione su Radiation Protection Dosimetry
- IAEA 2003 TECDOC-1340 Manual for reactor produced radioisotopes - IAEA, Vienna
- IAEA 2021 IAEA Radioisotopes and radiopharmaceuticals reports No. 4 alternative radionuclide production with cyclotron, IAEA, Vienna
- ISO 8529 ISO Reference Neutron Radiation – Calibration fundamentals of radiation protection devices related to the basic quantities characterizing the radiation field
- Jiang J. et al. 2022 A preliminary biodistribution study of [99mTc]sodium pertechnetate prepared from an electron linear accelerator and activated carbon-based 99mTc generator Nuclear Medicine and Biology Volumes 110–111, July–August 2022, Pages 1-9
- NAP 2018, National Academies of Sciences, Engineering, and Medicine. 2018. Opportunities and Approaches for Supplying Molybdenum-99 and Associated Medical Isotopes to Global Markets: Proceedings of a Symposium. Washington, DC: The National Academies Press.
- OECD-NEA 2013, Provision of Outage Reserve Capacity for Molybdenum-99 Irradiation Services: Methodology and Economic Analysis, NEA/SEN/HLGMR(2013)2 January 2013 www.oecd-nea.org
- OECD-NEA 2019, The Supply of Medical Isotopes: An Economic Diagnosis and Possible Solutions, OECD Publishing, Paris, <https://doi.org/10.1787/9b326195-en>
- Pelowitz DB (editor) 2013 MCNP6 USER'S MANUAL Version 1.0 (LANL Los Alamos LA-CP-13-00634).
- "Photoatomic Data Library MCPLIB04: A New Photoatomic Library Based On Data from ENDF/B-VI Release 8," White, W.C, (2003), LA-UR-03-1019A.
- Pietropaolo et al. 2021 SORAGENTINA-RF project: fusion neutrons for 99Mo medical radioisotope Eur. Phys. J. Plus (2021) 136:1140 <https://doi.org/10.1140/epjp/s13360-021-02111-6>
- Pietropaolo A. et al. 2018 The Frascati Neutron Generator: A multipurpose facility for physics and engineering J. Phys.: Conf. Ser. 1021 012004
- Pietropaolo A. et al. 2021 SORAGENTINA-RF project: fusion neutrons for 99Mo medical radioisotope Eur. Phys. J. Plus (2021) 136:1140 <https://doi.org/10.1140/epjp/s13360-021-02111-6>
- X-5 Monte Carlo Team: MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, LANL report LACP-03-0245 (2005).

Valutazioni di dosi impegnate lavorative su impianti nucleari o extralavorative in conseguenza di positività ai controlli di Cs137 al WBC

R. Falcone¹, F. Mancini², M.S. Scognamiglio²,

¹Sogin - Casaccia, Via Anguillarese 00123 Roma

²Sogin - Via Marsala 51/c 00185 Roma

falcone@sogin.it

Riassunto

L'articolo riporta metodologie e relative problematiche per il monitoraggio della contaminazione interna per prodotti di fissione presenti sugli impianti nucleari di manipolazione del combustibile irraggiato, essenzialmente Cs137 e Sr90. Le caratteristiche del monitoraggio sono riviste tenendo conto che l'attuale normativa italiana fa riferimento alle pubblicazioni ICRP che forniscono un maggiore spettro di opzioni per le caratteristiche chimico fisiche del contaminante. Conseguentemente vengo riviste le implicazioni sulle positività ai controlli WBC per il Cs137 dovute alla dieta, in particolare si riportano esempi correlabili a cibi consumati in altri paesi con differenti livelli di contaminazione post-Cernobyl. Si riportano casi di recidività individuali non correlabili ad attività lavorative. Infine si verificano anche le modalità per tener conto dello Sr90, emettitore beta puro, non rivelabile al WBC e della eventuale presenza di attinidi.

INTRODUZIONE

Il sito di Sogin in Casaccia comprende l'impianto OPEC 1 (OPERazioni Calde) a suo tempo adibito allo studio di combustibile irraggiato. Nelle celle calde dell'impianto venivano sezionate e studiate barrette di uranio a basso burnup e quindi con bassissimo contenuto di transuranici. In vicinanza dell'impianto è situata un'area serbatoi di raccolta dei reflui attivi prodotti da OPEC 1, in via di smantellamento. Pertanto il personale che opera o che potrebbe operare in queste aree viene sottoposto a controllo della contaminazione interna tramite WBC (Whole Body Counter) essenzialmente per la ricerca del Cs137 in quanto maggiormente visibile rispetto agli altri radionuclidi, come già riportato in una pubblicazione precedente. La nuova normativa nazionale italiana, in linea con le direttive europee, per la valutazione delle dosi impegnate dai lavoratori fa riferimento esplicito all'utilizzo delle pubblicazioni ICRP, che forniscono maggiori informazioni su materiali, loro fattori di assorbimento, ritenzione e velocità di dissoluzione e anche sulle differenze fisiologiche e di genere. I rapporti tra intake, ritenzione ed uptake cambiano a seconda del materiale e/o della forma chimica. Nella vecchia normativa il Cs137 veniva sempre considerato come materiale di tipo F per l'inalazione e con fattori di assorbimento intestinale pari a 1, mentre nelle nuove guide ICRP, a molti materiali industriali, e in particolare anche quelli di origine nucleare, vengono esplicitamente attribuiti comportamenti di tipo M o anche S per l'inalazione e assorbimento alimentare più basso; di ciò si può tenere conto nella verifica della congruità tra misure al WBC (introduzione e ritenzione) e rilevamenti ambientali (indicativi delle possibili intake).

RADIONUCLIDI DI INTERESSE E FORME CHIMICO FISICHE

Nelle celle calde dell'impianto OPEC 1 le barrette di combustibile erano studiate sezionandole e sottoponendole anche a prove distruttive. I contaminanti prodotti nelle lavorazioni riguardavano sia il materiale nucleare irraggiato che le guaine. Visto il fermo delle attività negli anni '80 e l'età ancora maggiore del combustibile, i radionuclidi a vita relativamente breve (come il Co60, con emivita di cinque anni) sono drasticamente decaduti. Benché lo spettro dei radionuclidi che

potrebbero essere presenti sull'impianto sia più esteso, dal punto di vista radioprotezionistico rimangono di interesse essenzialmente il Cs137 e lo Sr 90 grazie alla loro emivita e fission yield. Ciò è confermato dalle analisi anche distruttive su vari campioni ambientali, da cui si è evinto che il rapporto Sr90/Cs137 in attività è inferiore o uguale a $2,6E-01$ [1].

Le attività dei transuranici, specialmente nei campioni di contaminazione superficiale asportabile, sono generalmente risultate assenti con MDA di tre ordini di grandezza inferiori rispetto al valore misurato del Cs137, mentre in alcuni campioni solidi specifici il rapporto tra transuranici e Cs137 è dell'ordine di 10^{-2} [1].

Determinati i radionuclidi, è necessario verificare quali siano le forme chimico-fisiche plausibili al fine dell'assorbimento nel corpo umano in base alla tipologia di materiale ed ai processi svolti.

In tab. 1 Tabella 1 sono riassunte le tipologie di materiali previste nell'ICRP137 [2] in considerazione della via di intake con relativi coefficienti di dose $e(50)$ e fattori di assorbimento alimentare f_A . Per l'inalazione si considera una distribuzione granulometrica AMAD $5 \mu m$, come raccomandato per le contaminazioni sul posto di lavoro. Il coefficiente f_A viene indicato anche per l'inalazione, in quanto contribuisce al coefficiente di dose, essendo responsabile dell'assorbimento della frazione inalata che poi viene ingerita.

Tabella 1: tipologie di Cs137 considerate nell'ICRP137 e relativi coefficienti di dose

Route of Intake	Material	f_A	$e(50)$ Sv/Bq
Inhalation	Aerosols Type F- Caesium chloride, nitrate, sulphate,	0,09	9,30E-09
Inhalation	Aerosols Type M - Irradiated fuel fragments, all unspecified	0,2	5,60E-09
Inhalation	Aerosols Type S	1E-2	5,10E-08
Ingestion	Caesium chloride, nitrate, sulphate; all unspecified compounds	0,99	1,49E-08
Ingestion	Relatively insoluble forms, irradiated fuel fragments	0,1	1,60E-09

Riassumendo, le forme incontrate considerate sono sali inorganici solubili, cloruri e nitrati e, meno solubili, solfati. Può essere contenuto in frammenti relativamente insolubili di combustibile irradiato. In alcuni casi riportati in letteratura di inalazione accidentale o controllata, è stata verificata la presenza di una componente con comportamento di tipo S.

Nell'ingestione, per l'assorbimento dalla dieta si assume normalmente $f_A=1$ [2], così come per tutti gli altri composti. Fanno eccezione le situazioni in cui il materiale è da considerarsi meno solubile, come per le particelle di combustibile irraggiato o Cs137 assorbito in sedimenti inorganici, per il quale il valore $f_A=0,1$ è considerato più appropriato.

In tab. 2 sono riportati materiali e relativi coefficienti, considerati dall'ICRP134 [3] per lo Sr90.

Il titanato di stronzio è utilizzato per fabbricare sorgenti, per esempio in grosse sorgenti termiche; FAP (fused aluminosilicate particles) e PSL (polystyrene particles) sono particelle prodotte per specifiche attività di ricerca su intake e clearance di aerosol. Come si vede, lo Sr90 ha coefficienti di dose in genere un po' più alti del Cs137 a parità di tipologia di introduzione e materiali. Le forme di materiale per lo Sr90 plausibilmente presenti sull'impianto risultano "Inhalation, Aerosols Type M, Fuel fragments, all unspecified forms, $f_A=5E-2$, $5 \mu m$ " e "Ingestion, All other chemical forms, $f_A=0,25$ "; quest'ultimo è il più conservativo a parità di attività introdotta.

Tabella 2: tipologie di Sr90 considerate nell'ICRP134 e relativi coefficienti di dose.

Route of Intake	Material	f_A	$e(50)$ Sv/Bq
Inhalation	Aerosols Type F- Strontium chloride, sulphate and carbonate	0,25	3,20E-08
Inhalation	Aerosols Type M - Fuel fragments, all unspecified forms	0,05	1,80E-08
Inhalation	Aerosols Type S - Strontium titanate FAP, PSL	0,0025	2,00E-07
Ingestion	Strontium titanate	0,01	1,10E-09
Ingestion	All other chemical forms	0,25	2,40E-08

IL MONITORAGGIO

Il monitoraggio della contaminazione interna avviene essenzialmente tramite il WBC per il rilevamento di Cs137 nel corpo intero, con sensibilità con MDA tipiche tra 30 e 110 Bq; tali sensibilità permettono il rilevamento di dosi molto basse, anche dovute alla sola contaminazione post Chernobyl nel nostro territorio nazionale. La sensibilità delle tecniche per la determinazione della Sr90 negli escreti permette la determinazione diretta del radionuclide, a seconda dei casi, per introduzioni circa uguali o superiori rispetto al Cs137.

Pertanto, nella maggior parte dei casi di positività di bassa entità del WBC, attribuibile alla esposizione lavorativa, l'attribuzione di dose da Sr90 può avvenire solo in maniera indiretta, tenendo conto dei rapporti in attività nei rilevamenti ambientali sul luogo di lavoro. Poiché i coefficienti di dose dello Sr90 solo paragonabili o superiori al Cs137, l'attribuzione di tali introduzioni comporta un incremento relativo non trascurabile del valore finale attribuito alla dose efficace impegnata.

DETERMINAZIONE DELL'ORIGINE DI UNA POSITIVITÀ AL WBC

La presenza di Cs137 nei cibi dovuto all'incidente di Chernobyl comporta la possibilità di positività agli esami WBC, pur consumando solo cibi con attività nei limiti legali [4]. In decenni di monitoraggio su un campione di alcune decine di lavoratori, si è potuto verificare che casi di positività non associabili oggettivamente ad attività lavorative, mostravano evidenti cause alimentari, come il consumo di funghi, mirtillo o alcuni tipi di carne. Inoltre vi sono casi di "cronicità" personale, per cui le positività si ripresentano più volte. In una circostanza invece, in seguito ad una trasferta in Norvegia di due persone, con il consumo di carni locali particolari, tra cui carne di renna, si è riscontrata la positività di entrambi con livelli di attività molto simili. La cosa è spiegabile con le modalità di allevamento e preparazione alla macellazione del bestiame in quelle zone, confrontando i livelli di contaminazione post Chernobyl e i livelli di attività tollerati nella carne destinata al consumo [6] in quella nazione con quanto riportato in [5].

A meno di casi con valori sensibilmente elevati del WBC stabilire l'origine della contaminazione diventa importante per poter decidere se escludere o considerare anche l'introduzione di Sr90. Per tale scopo è possibile confrontare le previsioni di introduzione per le diverse tipologie dei materiali e per le diverse vie di introduzione. Un esempio schematico è dato in tab. 3 dove sono riportate, per singoli eventi, le suddette previsioni in relazione ad una misura WBC pari a 50 Bq di Cs137. I dati sono riportati per intervalli che vanno da un giorno fino a 90 giorni. Ciò perché in caso di frequenza semestrale del WBC di routine, ad una eventuale positività è attribuita una valutazione con intake a metà del periodo di controllo (appunto 90 giorni). Come ci si aspetta considerando le dinamiche tra introduzione, assorbimento sistemico e dosi, la tabella suggerisce che alcune tipologie di materiale, in particolare le più insolubili, all'aumentare del tempo tra intake e misura, comportano introduzioni più elevate a parità di esito del WBC. Tali quantità, dell'ordine di 10^2 - 10^3 Bq, dovrebbero lasciare tracce evidenti nella sorveglianza della contaminazione ambientale e personale anche se l'introduzione avvenisse senza l'attenuazione di dispositivi di protezione delle vie aeree o delle procedure (es. svestizione). In questi casi, l'assenza di valori

relativamente elevati di contaminazione ambientale può escludere l'introduzione durante l'attività lavorativa. Se disponibile il rapporto isotopico ambientale con Sr90, è possibile anche verificare se una negatività di Sr90 negli escreti sia compatibile con le previsioni di intake di Cs137.

Tabella 3: Intake e dosi calcolate per attività riscontrata pari a 50 Bq nel WBC, in funzione del tempo tra intake e data della misura, per le diverse vie di introduzione e forme di Cs137 (OIR DATA VIEWER" allegato allo ICRP 137 [2]).

	Ingestione f_A 0,99	Ingestione f_A 0,1	Inalazione tipo F ($f_A = 0,99$)	Inalazione tipo M ($f_A = 0,2$)	Inalazione tipo S ($f_A = 0,01$)
coeff. di dose (Sv/Bq)	1,49E-08	1,60E-09	9,30E-09	5,60E-09	5,10E-08
Introduzione in Bq					
intake a 90 gg	1,14E+02	1,11E+03	1,67E+02	5,26E+02	1,09E+03
intake a 40 gg	7,81E+01	7,69E+02	1,14E+02	3,85E+02	9,62E+02
intake a 20 gg	6,76E+01	6,67E+02	9,80E+01	3,33E+02	9,09E+02
intake a 1 gg	5,62E+01	6,67E+01	7,94E+01	8,47E+01	8,62E+01
Dose efficace impegnata (Sv) da Cs137					
intake a 90 gg	1,69E-06	1,78E-06	1,55E-06	2,95E-06	5,54E-05
intake a 40 gg	1,16E-06	1,23E-06	1,06E-06	2,15E-06	4,90E-05
intake a 20 gg	1,01E-06	1,07E-06	9,12E-07	1,87E-06	4,64E-05
intake a 1 gg	8,37E-07	1,07E-07	7,38E-07	4,75E-07	4,40E-06

Pertanto una sorveglianza ambientale efficace e documentata diventa uno strumento utile per la determinazione della origine della positività.

Conclusioni

La misura WBC, con MDA (o DL) di alcune decine di Bq (30 Bq per le misure presso ENEA Casaccia), assicura una sensibilità dell'ordine di uno o pochi μSv , per misure con frequenza semestrale. Per esempio, utilizzando l'"OIR DATA VIEWER" allegato allo ICRP 137 [2] a 90 giorni, si valuta una intake a metà periodo di 68 Bq per ingestione o 100 Bq per inalazione, considerando rispettivamente materiale contaminante con $f_A=0,99$ o il tipo F, quali scelte più conservative.

In genere lo Sr90 si trova in quantità inferiore sull'impianto; ma considerando conservativamente una intake di Sr90, che non è visibile al WBC, di entità uguale a quella di Cs137, attraverso le stesse vie di introduzione, si stima una sensibilità poco più che raddoppiata. Anche quest'ultima è calcolabile da "OIR DATA VIEWER". Ne consegue che la sensibilità globale per misure semestrali è stimabile dell'ordine di qualche microSv. Volendo tenere conto del contributo eventuale di attinoidi, in genere assenti ma in alcuni casi specifici ritrovati in rapporto fino a circa pari a 3×10^{-2} rispetto al Cs137 [1], la sensibilità si assesta intorno a qualche decina di microSv/semestre. Altri radionuclidi presentano bassi coefficienti di correlazione alla presenza di Cs137 [14] insieme a non rilevanti coefficienti di dose, per cui possono essere trascurati, a meno di eventi di elevata rilevanza radiologica. Nel caso di forme meno solubili di Cs137 previste nell'ICRP 137 e più plausibili in alcune attività lavorative, si ha un aumento della Intake calcolata a parità di misura WBC. Ciò comporta una maggiore rilevanza e utilizzabilità delle misure ambientali per escludere l'introduzione lavorativa. Da quanto detto consegue che sensibilità e riferibilità del monitoraggio e la prassi di approfondire attraverso interviste ed eventuali ulteriori misurazioni casi di positività, rendono il metodo in linea, in senso molto conservativo, con i livelli

di registrazione ed indagine di cui alle raccomandazioni ICRP 130 [7] e alla norma ISO 20553[8]

Bibliografia

- [1]. Documento SOGIN Autori Vari - CC C9 00543 *Piano di Caratterizzazione - Completamento delle attività di smantellamento e decontaminazione di Waste A e B – Piano di caratterizzazione radiologica* - 2021.
- [2]. ICRP, 2017. Occupational intakes of radionuclides: Part 3. ICRP Publication 137. Ann. ICRP 46(3/4).
- [3]. ICRP, 2016. Occupational intakes of radionuclides: Part 2. ICRP Publication 134. Ann. ICRP 45(3/4), 1–352.
- [4]. Roberta Shor, Robert H. Lafferty, Jr., and P. S. Baker *ORNL-IIC-36 STRONTIUM-90 HEAT SOURCES* 1971 Oak Ridge International Laboratories.
- [5]. M.S. Scognamiglio M.S, Contessa G.M., Falcone R., Giardina I., Battisti P., De Novellis S., Pontuale F. *Valutazione della relazione tra il contenuto di ¹³⁷Cs in matrici alimentari e le positività ai controlli WBC non riconducibili ad attività lavorativa presso le installazioni Sogin ed Enea del C.R. Casaccia* - AIRP atti convegno 2017 - Salerno 8-10 novembre 2017
- [6]. VKM (Comitato Scientifico Norvegese per Alimenti e Ambiente) Report 2017:25 Risk assessment of radioactivity in Food.
- [7]. ICRP, 2015. Occupational Intakes of Radionuclides: Part 1. ICRP Publication 130. Ann. ICRP 44(2).
- [8]. ISO 20553:2006 Radiation protection — Monitoring of workers occupationally exposed to a risk of internal contamination with radioactive material.



Sessione 2 Fisica medica

Raccomandazioni per l'ottimizzazione della radioprotezione di pazienti e operatori: i risultati del Progetto Europeo MEDIRAD.

S.Grande¹, C. De Angelis², S. Della Monaca², V.Dini¹, A.Palma¹, A.Rosi¹, F. Vanhavere³, M. Benderitter⁴,
on behalf of MEDIRAD Consortium

¹Centro Nazionale Tecnologie Innovative in Sanità Pubblica, Istituto Superiore di Sanità, viale Regina Elena 299, 00161 Roma, Italia

²Servizio Grandi Strumentazioni e Core Facilities, Istituto Superiore di Sanità, viale Regina Elena 299, 00161 Roma, Italia

³Belgian Nuclear Research Centre, Boeretang 200, Mol, Belgium

⁴Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN), 31 Avenue de la Division Leclerc, Fontenay-aux-Roses, 92260 Paris, France

sveva.grande@iss.it

Riassunto

MEDIRAD (Implicazioni dell'esposizione Medica a basse dosi di Radiazioni - Implications of Medical Low Dose Radiation Exposure) è un Progetto di ricerca europeo finalizzato al raggiungimento di tre obiettivi principali: 1) migliorare la stima e la registrazione della dose all'organo per indirizzare la pratica clinica, ottimizzare le dosi e fornire un'adeguata dosimetria per gli studi clinico-epidemiologici degli effetti delle radiazioni in campo medico; 2) comprendere gli effetti delle esposizioni mediche focalizzandosi su due principali endpoint, ovvero gli effetti delle basse dosi di radiazioni sul sistema cardiovascolare nella radioterapia del cancro al seno e gli effetti a lungo termine, riguardanti l'incremento di rischio di cancro dopo esposizione, in pediatria, a basse dosi di radiazioni da Tomografia Computerizzata; 3) sviluppare raccomandazioni basate su evidenze scientifiche per un'efficace radioprotezione di pazienti e operatori sanitari.

INTRODUZIONE

MEDIRAD - *Implications of Medical Low Dose Radiation Exposure* è un progetto di ricerca europeo, finanziato da EURATOM nell'ambito del programma Horizon 2020, terminato a febbraio 2022, che ha visto la partecipazione di 35 istituzioni di 14 stati dell'Unione Europea con l'obiettivo di rafforzare le basi scientifiche e la pratica clinica della radioprotezione (RP) in campo medico. In particolare, il progetto si proponeva di contribuire a migliorare la comprensione e valutazione degli effetti sulla salute dell'esposizione a basse dosi di radiazioni, derivanti da applicazioni diagnostiche e terapeutiche (esposizioni al di fuori dell'organo bersaglio) e a ottimizzare le pratiche per ridurre le dosi e sviluppare strumenti di valutazione della dose da poter utilizzare nella pratica clinica, per garantire un'adeguata e migliore protezione dalle radiazioni ionizzanti dei pazienti e degli operatori.

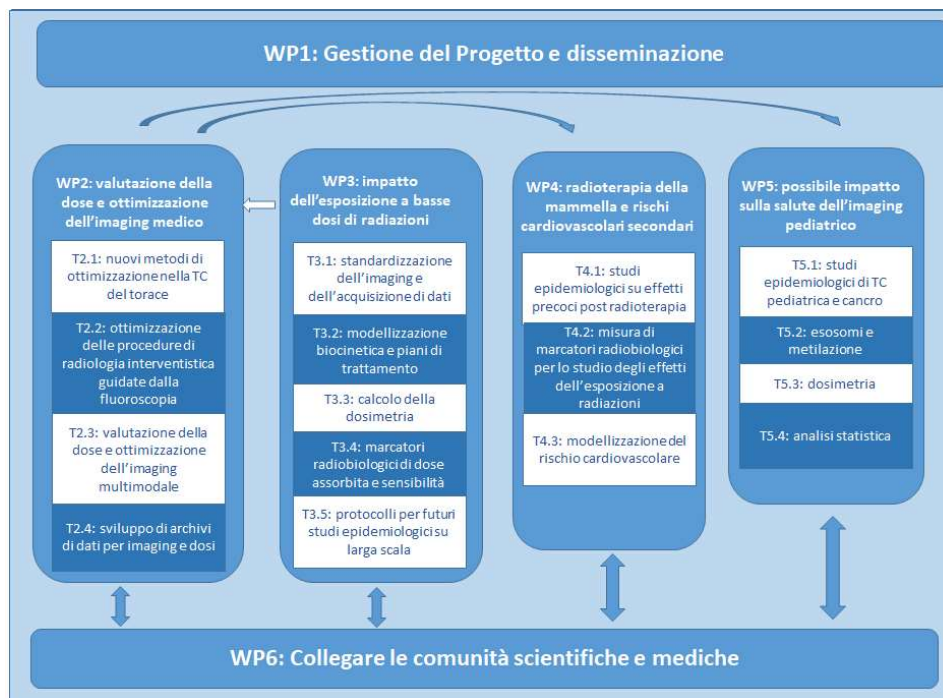
Il progetto si è sviluppato in 4 anni di attività articolata in 6 Work Package (WP) (fig.1).

Specificamente, l'obiettivo del WP6, in cui era coinvolto l'Istituto Suoeriore di Sanità, prevedeva:

- la stesura di raccomandazioni (indicate di seguito come RECO) basate su risultati scientifici del progetto rivolte principalmente agli organismi istituzionali e alle associazioni scientifiche per indirizzare la ricerca sulle radiazioni ionizzanti verso un miglioramento della radioprotezione di pazienti e operatori sanitari;

- un ampio coinvolgimento di *stakeholder* a livello europeo e internazionale per discutere e condividere le RECO;
- la diffusione dei risultati di MEDIRAD, attraverso le RECO, a comunità più ampie interessate al tema della radioprotezione.

Figura 1 I Work Packages di MEDIRAD



Struttura di gestione del Progetto e suddivisione nei Work Packages (<http://www.medirad-project.eu/work-packages>).

Per raggiungere un elevato grado di consenso è stato creato un canale di dialogo con le parti interessate al tema della radioprotezione. È stato quindi istituito un Forum di *Stakeholder* (SHF), coordinato da uno *Stakeholder Scientific Board* (SHB), a cui hanno aderito 83 organizzazioni scientifiche e istituzionali europee e internazionali con loro rappresentanti (tab. 1). Quest'ultimo era costituito da componenti di organismi internazionali, reti/piattaforme di ricerca europee operanti nel campo della radioprotezione ed è stato parte integrante del progetto contribuendo attivamente allo sviluppo delle RECO.

Lo SHF, invece, è stato coinvolto nell'attività del progetto in due momenti fondamentali per lo sviluppo delle RECO (1° e 2° indagine), descritti successivamente.

Dopo un processo articolato di revisione, le RECO sono state rese pubbliche sotto la sola responsabilità del Consorzio MEDIRAD attraverso il lancio ufficiale avvenuto il 7 aprile 2022.

Le organizzazioni internazionali competenti, le autorità pubbliche europee e nazionali, le reti/piattaforme di ricerca europee e le associazioni professionali e di pazienti, sono state invitate a considerare queste raccomandazioni e a sostenerle con azioni/iniziative finalizzate alla loro attuazione, cogliendo opportunità come il piano d'azione europeo SAMIRA che costituisce

l'agenda strategica per le applicazioni mediche delle radiazioni ionizzanti definita dalla Commissione europea all'inizio del 2022. (Commissione Europea, 2022).

METODI

L'attività del WP6, coordinata dall' *Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire* IRSN insieme allo *SHB*, ha attraversato tre fasi successive:

FASE 1

Nella prima indagine, i membri dello *SHF* sono stati invitati a esprimere le loro opinioni su argomenti, ritenuti prioritari, da affrontare nelle raccomandazioni; sono state quindi identificate 10 priorità rilevanti.

FASE 2

Le priorità suggerite dallo *SHF* sono state messe insieme ai *topic* e agli *outcome* scientifici provenienti dall'attività dei WP 2+5 di MEDIRAD.

L'intero processo è avvenuto attraverso confronti/discussioni tra tutti i WP del progetto; le tematiche risultanti sono state raggruppate in 4 argomenti fondamentali che costituiscono le 4 RECO principali:

1. Consolidare gli archivi di dati dei pazienti in Europa
2. Ottimizzazione dei protocolli medici per l'uso delle radiazioni ionizzanti in diagnostica o terapia
3. Ottimizzazione della radioprotezione per pazienti e operatori sanitari
4. Ricerca futura nella radioprotezione medica in Europa

Ogni singola RECO si articola in diversi argomenti (*subtopic*) tra loro correlati e che consentono di raggiungere un elevato livello di approfondimento. Per ogni singolo *subtopic* è stata individuata una raccomandazione generale e alcune raccomandazioni specifiche espresse in termini di "giustificazione" e "implementazione". Nel testo sono inoltre riportati allegati di approfondimento e in ogni specifica RECO viene fatto riferimento agli *outcome* scientifici di MEDIRAD che supportano la RECO stessa.

Le raccomandazioni sui diversi argomenti sono state sviluppate da Gruppi di Lavoro dedicati che si sono confrontati tra loro in riunioni periodiche assembleari o specifiche.

FASE 3

Nella seconda indagine, lo *SHF* è stato invitato a fornire commenti alla bozza di raccomandazioni formulata, sulla base dei quali è stata eseguita una prima revisione. Le raccomandazioni riviste sono state ulteriormente discusse nell'ambito di due seminari *online* e commentate da un *panel* di esperti membri di autorevoli organismi internazionali nell'ambito della RP (Tabella 1). Al termine di questo percorso le RECO sono state rese pubbliche.

Tabella 1 Istituzioni coinvolte, a diverso titolo, nel processo di sviluppo delle RECO

Risorse coinvolte nello sviluppo e revisione delle RECO		
	Partecipanti	
WP di MEDIRAD	35 partecipanti (da 14 stati membri dell'UE)	
SHF	83 partecipanti (da 26 stati membri dell'UE)	
SHB	WHO EPF EURAMED ESR EFRS EFOMP EANM ESTRO MELODI EURADOS	World Health Organization European Patients Forum European Alliance for Medical Radiation Protection Research European Society of Radiology European Federation of Radiographer Societies European Federation of Organizations for Medical Physics European Association of Nuclear Medicine European Society for Radiotherapy and Oncology Multidisciplinary European Low Dose Initiative European Radiation Dosimetry Group
MEDIRAD WG	EFOMP EFRS ESTRO EANM ESR MELODI EURADOS ISS UCD SCK-CEN ISGlobal IRSN	European Federation of Organizations for Medical Physics European Federation of Radiographer Societies European Society for Radiotherapy and Oncology European Association of Nuclear Medicine European Society of Radiology Multidisciplinary European Low Dose Initiative European Radiation Dosimetry Group Istituto Superiore di Sanità University College Dublin Belgian Nuclear Research Centre Istituto de Salud Global de Barcelona Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire
Panel di esperti	WP MED ICRP DG RTD DG ENER EURATOM HERCA IAEA WHO UNSCEAR EURAMED EURADOS MELODI	Working Party on Medical Exposures International Commission on Radiological Protection European Commission's Directorate-General for Research and Innovation Comunità europea dell'energia atomica, Gruppo di lavoro sulla ricerca in radioprotezione Heads Of The European Radiological Protection Competent Authorities International Atomic Energy Agency World Health Organization United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation European Alliance for Medical Radiation Protection Research European Radiation Dosimetry Group Multidisciplinary European Low Dose Initiative

RISULTATI

L'intero processo descritto, di formulazione e revisione delle RECO, si è concluso con la presentazione della loro versione finale nella riunione conclusiva del progetto che si è tenuta il 9 febbraio 2022 sotto forma di Convegno *online* e a cui hanno partecipato tutti i partner di MEDIRAD e a cui sono stati invitati referenti delle più importanti istituzioni europee e internazionali.

I contenuti delle quattro RECO, disponibili all'indirizzo <http://medirad-project.eu/recommendations/>, sono schematicamente riassunti nei successivi paragrafi.

RECO 1

La RECO 1 (fig. 2) ha come obiettivi: i) consolidare e utilizzare gli archivi di dati dei pazienti in Europa; ii) ottimizzare la conservazione e gestione di dati sensibili nella ricerca medica in modo conforme al Regolamento Generale sulla Protezione dei Dati (GDPR) (2). Gli archivi di dati sui pazienti, infatti, sono una fonte essenziale di informazioni sia per ottimizzare il trattamento e il *follow-up* dei pazienti, sia per migliorare la comprensione scientifica degli effetti dell'esposizione a radiazioni in campo medico.

Figura 2 RECO1



Capitoli principali contenuti nella prima delle quattro raccomandazioni del progetto MEDIRAD per la radioprotezione in campo medico.

RECO 2

La RECO 2 (fig. 3) ha come obiettivi: i) ottimizzare la qualità dell'immagine e la dose nelle scansioni di tomografia computerizzata (TC), compresa la TC nell'*imaging* multimodale e la TC pediatrica; ii) sviluppare e implementare la dosimetria personalizzata nella terapia con radiofarmaci (terapia di medicina nucleare); iii) definire modelli di rischio di supporto per la clinica e per migliorare la stima del rischio individuale relativo agli effetti cardiovascolari secondari, nella radioterapia (RT) del cancro al seno, attraverso l'identificazione di biomarcatori specifici; iv) migliorare gli aspetti pratici nella radioterapia del cancro al seno per il risparmio del cuore come organo a rischio; v) promuovere l'uso di modelli per la dosimetria del paziente.

RECO 3

La RECO 3 (fig.4) ha come obiettivi: i) favorire la standardizzazione di sistemi per l'*imaging* quantitativo di radiofarmaci; ii) promuovere l'interazione tra le comunità mediche per migliorare la radioprotezione dei pazienti; iii) ottimizzare la radioprotezione degli operatori sanitari nella radiologia interventistica.

Figura 3 RECO 2



Capitoli principali contenuti nella seconda delle quattro raccomandazioni del progetto MEDIRAD per la radioprotezione in campo medico.

Figura 4 RECO 3

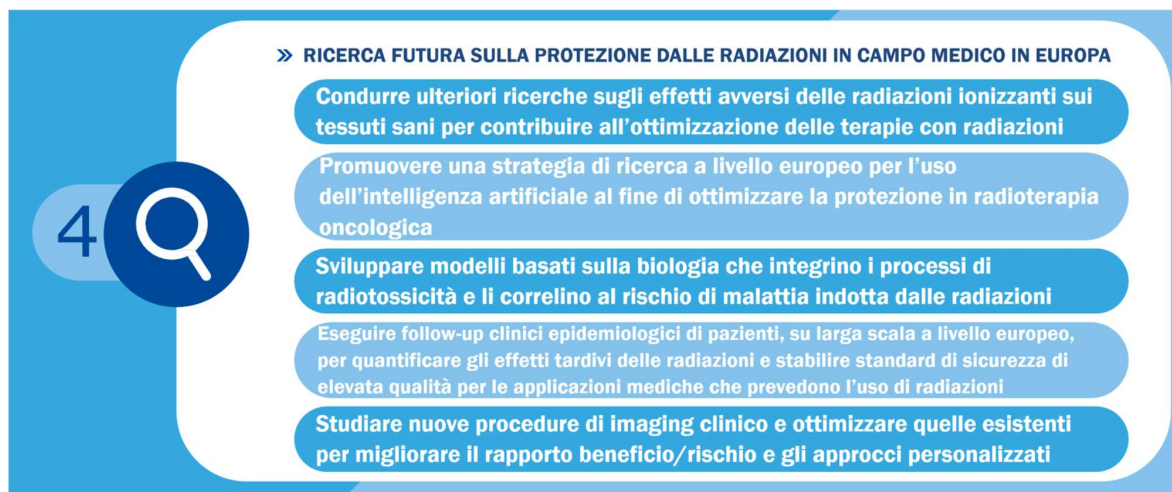


Capitoli principali contenuti nella terza delle quattro raccomandazioni del progetto MEDIRAD per la radioprotezione in campo medico.

RECO 4

La RECO 4 (Figura 5) ha come obiettivi: i) promuovere l'ottimizzazione in radioterapia attraverso la comprensione dei meccanismi biologici che regolano risposta del tessuto sano, sensibilità ed effetti collaterali; ii) facilitare l'innovazione nel campo dell'intelligenza artificiale per lo sviluppo di protocolli personalizzati in diagnostica e terapia; iii) studiare attraverso l'uso di modelli i processi patologici indotti dalle radiazioni; iv) realizzare studi epidemiologici europei volti a migliorare la qualità e la sicurezza dell'uso delle radiazioni in campo medico; v) ottimizzare le procedure mediche di *imaging* basate sull'uso di radiazioni per migliorare il rapporto beneficio/rischio e favorire terapie personalizzate.

Figura 5 RECO 4



Capitoli principali contenuti nella quarta delle quattro raccomandazioni del progetto MEDIRAD per la radioprotezione in campo medico.

Per ogni singola RECO sono stati identificati i principali destinatari in grado di contribuire alla loro attuazione, tra cui: autorità EURATOM, autorità competenti in materia di sanità pubblica, autorità regolatorie, *policy-maker*, associazioni professionali mediche, di esperti in radioprotezione e fisici medici, comunità scientifica, industria, associazioni di pazienti, ecc.

La giornata di lancio ufficiale delle RECO del 7 aprile 2022, ha avviato la fase di disseminazione a livello europeo. Tutti i partner del progetto sono stati invitati a operare attivamente a questa fase a livello nazionale coinvolgendo tutti i siti istituzionali e tutte le associazioni scientifiche del settore chiedendone la pubblicazione sui rispettivi siti web.

DISCUSSIONE

Il progetto europeo MEDIRAD ha contribuito a rafforzare le basi scientifiche e la pratica clinica della radioprotezione in campo medico attraverso una maggiore comprensione e valutazione degli effetti sulla salute dell'esposizione a radiazioni ionizzanti a basse dosi legate all'*imaging* diagnostico e terapeutico e degli effetti fuori *target* in radioterapia. Nell'ambito del progetto si è costituito un consorzio multidisciplinare, in stretta interazione con le associazioni mediche europee e le piattaforme di ricerca europee che ha permesso di identificare nuovi strumenti per:

1. determinare la qualità dell'immagine e migliorare la RP nell'*imaging* medico;
2. migliorare e sviluppare una nuova dosimetria per la determinazione della dose ai singoli organi/strutture anatomiche nella TC del torace, nella somministrazione di I-131, nelle procedure sotto guida fluoroscopica, nell'*imaging* ibrido e nella RT per il cancro al seno;
3. condurre studi epidemiologici sugli effetti dovuti a trattamenti con RT e all'*imaging* TC;
4. identificare potenziali nuovi biomarcatori e comprendere i meccanismi degli effetti delle radiazioni;
5. sviluppare modelli di rischio innovativi;
6. sviluppare e implementare un archivio europeo della dose al paziente e dei dati di *imaging*;
7. sviluppare raccomandazioni basate sui risultati scientifici ottenuti in MEDIRAD;

8. introdurre nuovi approcci per riunire i settori di ricerca in radioprotezione in ambito nucleare e medico.

Il punto 7 ha portato alla elaborazione delle 4 RECO descritte nel testo. In particolare nella RECO 1, è stato affrontato, sotto la responsabilità dell'ISS, il tema della *compliance* al GDPR implementato nel 2018. La *compliance* al GDPR, a progetto MEDIRAD già iniziato, ha comportato ritardi per i ricercatori di MEDIRAD nel reperimento e nella gestione di dati sensibili. Questa difficoltà è stata intercettata attraverso un'indagine dedicata che ha permesso di mettere in evidenza alcune criticità legate all'uso dei dati sensibili per attività di ricerca, quali la mancanza di armonizzazione della implementazione tra i diversi paesi europei, la mancanza di protocolli condivisi, la mancanza di attività dedicate di *Education and Training*.

CONCLUSIONI

Il progetto europeo MEDIRAD ha contribuito a rafforzare le basi scientifiche e la pratica clinica della radioprotezione in campo medico attraverso una maggiore comprensione e valutazione degli effetti sulla salute dell'esposizione a radiazioni ionizzanti a basse dosi legate all'*imaging* diagnostico e terapeutico e degli effetti fuori *target* in radioterapia.

Il progetto ha portato all'elaborazione di 4 raccomandazioni (RECO) basate sui dati scientifici del progetto stesso, rivolte agli organismi istituzionali e alle associazioni scientifiche per indirizzare la ricerca verso un miglioramento della radioprotezione di pazienti e operatori sanitari.

Le RECO MEDIRAD hanno aperto nuovi scenari in termini di collaborazione tra figure professionali provenienti da diverse discipline verso un linguaggio comune attraverso la proposta di costituzione di una biobanca europea di immagini e dosi sia per la diagnostica che per la radioterapia.

Le RECO MEDIRAD hanno, infine, coinvolto alcune tra le più importanti istituzioni europee e internazionali con ruolo decisionale nell'indirizzo futuro della ricerca in radioprotezione.

Questo progetto è stato finanziato dal programma di ricerca e formazione Euratom 2014-2018 nell'ambito della convenzione n. 755523

BIBLIOGRAFIA

1. Commissione Europea. Agenda strategica per le applicazioni mediche delle radiazioni ionizzanti, Disponibile all'indirizzo: https://ec.europa.eu/commission/presscorner/detail/en/IP_21_265, ultima consultazione 21/09/2022
2. Regulation (EU) 2016/679 of the European Parliament and of the Council of 27 April 2016 on the protection of natural persons with regard to the processing of personal data and on the free movement of such data, and repealing Directive 95/46/EC (General Data Protection Regulation).

Il ruolo dello specialista in fisica medica nelle squadre d'intervento in caso di emergenza radiologica/nucleare: sfide attuali e prospettive future

Chiara Ferrari¹, Stefano De Crescenzo², Andrea Malizia³

¹ *Fisica Sanitaria, ASST di Mantova, 46100 Mantova*

² *Istituto Europeo di Oncologia, 20141 Milano*

³ *Dipartimento di Biomedicina e Prevenzione, Università di Roma Tor Vergata, 00133 Roma*

chiara.ferrari@asst-mantova.it

Riassunto

Essere pronti ad affrontare un'emergenza significa avere sviluppato competenze e sinergie tra le squadre preposte all'intervento. Le emergenze radiologiche/nucleari sono eventi eccezionali per coloro che sono preposti alla risposta e richiedono conoscenze, strumentazione ed abilità specifiche. Il Servizio Sanitario Nazionale deve affrontare problemi che vanno dal coordinamento delle squadre di prima assistenza al follow up a lungo termine degli esposti. Il fisico medico in qualità di professionista sanitario può svolgere molti compiti e funzioni sia in fase di pianificazione degli interventi che nelle prime fasi di risposta all'emergenza. L'importanza del suo coinvolgimento viene ribadita dalla Agenzia Internazionale della Energia Atomica (IAEA) che ha pubblicato un report in merito. La IAEA sponsorizza il coinvolgimento del fisico medico nelle squadre d'emergenza sia all'interno dell'ospedale che sul territorio. Questo ultimo aspetto è assolutamente innovativo per l'attuale organizzazione dei servizi sanitari pubblici in Italia. Lo scopo di questo lavoro è iniziare ad analizzare gli elementi che vanno tenuti in considerazione per l'integrazione del fisico medico nelle squadre di primo intervento sanitario sul territorio.

The primary objective of emergency preparedness is to ensure adequate competence and synergy within the context of response organizations. In the case of radiation emergencies, these activities present a range of complex challenges for those tasked with the response. The Italian Health Service must address critical decisions that cover many practical aspects, ranging from the management of the medical first aid teams to the long-term follow-up of those exposed. The Medical Physicist Expert (MPE) may cover different tasks during the preparedness, urgent and early response phases, as recommended by the IAEA which published a report on this topic. The International Atomic Energy Agency (IAEA) promotes the involvement of the MPE in the emergency team, inside the hospital (in-hospital emergency team) and on the spot (pre-hospital emergency team). For the MPE, being part of the pre-hospital emergency teams represents an unprecedented involvement, currently not covered under the rules of the Italian Healthcare System. The aim of this work is to promote the greater involvement of the medical physicist in emergency response and to introduce this figure in first aid emergency teams.

INTRODUZIONE

Le emergenze da radiazioni sono eventi rari rispetto a quelle ordinariamente affrontate. Una risposta efficace richiede squadre d'intervento con formazione e strumentazione dedicata. La bassa probabilità di accadimento, unitamente alla specificità delle risorse necessarie per affrontarle, implica un considerevole impegno se si vuole essere pronti alla risposta sempre ed ovunque.

Gli eventi che hanno un impatto sul Pronto Soccorso o DEA hanno bisogno di un modello di risposta che sia efficace e sostenibile. Questo è un traguardo raggiungibile se si fa ricorso alle risorse umane e strumentali già presenti all'interno dell'ospedale.

I Servizi di Fisica Sanitaria posseggono i professionisti e la capacità strumentale utili al bisogno, inoltre sono territorialmente diffusi. Il loro coinvolgimento nella gestione delle emergenze

radiologiche nucleari è un fatto acquisito nelle strutture sanitarie vicine a siti ad alto rischio, come reattori nucleari, centrali nucleari in decommissioning e siti di stoccaggio di materiale radioattivo, anche coinvolti dalle Prefetture nei piani d'emergenza esterni (PEE). Ovviamente devono partecipare nella formulazione dei piani d'emergenza interni (PEI) e di evacuazione (PEVAC) e dei piani d'emergenza interna per il massiccio afflusso di feriti dell'ospedale (PEIMAF), quando si tratta di gestire i rischi da radiazioni ionizzanti.

Tenuto conto che ad oggi le sorgenti di radiazione sono utilizzate in molte applicazioni industriali e sanitarie, sono quasi ubiquitarie sul territorio. Questo significa che gli incidenti possono capitare ovunque, anche durante il trasporto o a seguito di uno scorretto smaltimento dei rifiuti. Non può essere escluso l'utilizzo intenzionale a scopi offensivi, come ad esempio "la bomba sporca". Nel 2004 la Presidenza del Consiglio dei Ministri – Dipartimento di Protezione Civile nell'ambito del Piano sanitario di emergenza extra ospedaliera in caso di contaminazione deliberata con materiale radioattivo e nucleare, ha previsto la costituzione di squadre di decontaminazione all'interno degli ospedali da inviare sul luogo dell'incidente, sulla base della numerosità della popolazione sul territorio provinciale.

Ne consegue la necessità di essere in grado di organizzare una adeguata risposta su tutto il territorio, assicurando almeno le competenze sanitarie per gli aspetti assistenziali di base.

COSA PUO' FARE IL FISICO MEDICO

La necessità di estendere la professionalità del fisico medico verso le emergenze radiologiche nucleari sul territorio è evidenziata da tempo dalla comunità scientifica, sensibilizzata da eventi drammatici come gli attentati dell'11 settembre 2001 e l'incidente di Fukushima Dai-ichi.

All'interno dell'ospedale, il fisico medico ha la responsabilità di assicurare la sicurezza dei pazienti sottoposti a procedure mediche con radiazioni ionizzanti. La stima della dose da radiazioni assorbita dal paziente durante le procedure mediche è uno degli aspetti qualificanti della sua attività. Le sue competenze possono estendersi alla valutazione della dose di vittime da radiazioni, in particolare nelle prime fasi del triage radiologico (early dose assessment). Inoltre è già inserito e conosciuto nel contesto assistenziale, abituato ad interagire con i colleghi medici ed a confrontarsi con servizi quali la Direzione Sanitaria, il Servizio di Prevenzione e Protezione, il Servizio di Sorveglianza Sanitaria ed il Centro Antiveneni della Farmacia.

La guida IAEA "Guidance for Medical Physicists Responding to a Nuclear or Radiological Emergency", pubblicata nel 2020 nella serie "Emergency Preparedness and Response- EPR", raccoglie queste istanze, presentando due elementi innovativi. Per la prima volta viene espressamente identificato il fisico medico come risorsa in caso di emergenze radiologiche nucleari; inoltre viene avanzata la possibilità del suo coinvolgimento nelle squadre di pronto intervento sanitario sul sito dell'incidente.

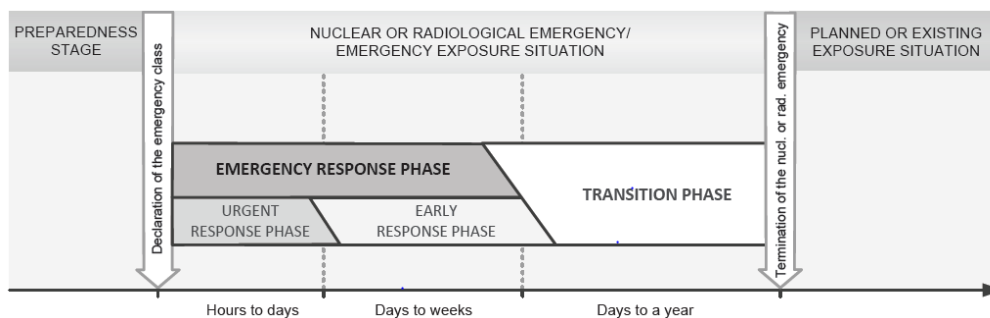
E' seguita altra pubblicazione della IAEA, "Pocket Guide for Medical Physicists Supporting Response to a Nuclear or Radiological Emergency", che contiene riassunte e schematizzate le procedure da recuperare rapidamente al bisogno, definisce la composizione delle equipe multiprofessionali che devono essere coinvolte e suggerisce la minima dotazione strumentale per il monitoraggio radiologico e di dispositivi di protezione individuale, figura 1.

Figura 1. Dotazione minima di strumentazione e dispositivi di protezione necessari per la risposta alle emergenze da radiazioni, IAEA

TABLE 22. TYPES OF INSTRUMENTATION NEEDED FOR RESPONSE TO RADIATION EMERGENCIES			TABLE 23. BASIC TYPES OF PROTECTIVE EQUIPMENT NEEDED FOR RESPONSE TO RADIATION EMERGENCIES		
Item	Description	Quantity	Item	Description	Quantity
Survey meter for ambient dose detection (beta and gamma radiation detection)	Survey meter (ionization chamber, Geiger-Müller or scintillation detector) with window allowing detection of beta radiation: <ul style="list-style-type: none"> • Dose rate: 0.1 μSv/h to 1 Sv/h; • Audible and visual alarms for high dose rate; • Lightweight and rugged; • Standard batteries; • Quick response time. 	2	Protective suits	Non-ventilated, non-pressurized, impermeable suits. Such suits protect from surface contamination (solid and liquid) as well as weak airborne contamination (aerosols and gases). Disposable Tyvek suits should be used for most conditions in the controlled areas of a hospital. Additional suits should be included in the kit in the event of failure, or to be provided to other members of the team.	2
Contamination meter with probe for surface contamination detection	Geiger-Müller probe will be less accurate above 100 000 counts/min. Typical background: 27–575 counts/min. (A survey meter for alpha particle detection may be required in some cases.)	2	Gloves	Lightweight disposable polyethylene or latex gloves.	25 pairs
Wipe test kits	Wipes for sampling of removable contamination should be available	20	Shoe covers/overshoes	Disposable, single size, foot-shaped plastic bags with elastic openings: <ul style="list-style-type: none"> • Personal footwear may be worn underneath. • Protection from minor spills. 	25 pairs
Critical spare parts	Cables, extra probes (if any), batteries.	2 sets	Surgical caps		25
Plastic bags	Transparent plastic bags of an adequate size to contain the instruments/probes that need to be protected from contamination.	50	Sealing tape	Preferably waterproof tape that is not affected by liquids.	25 m or more
			Lightweight plastic face shields		25

In queste pubblicazioni vengono proposte per il fisico medico ruoli e funzioni precisi in qualità di professionista della sanità, coinvolto nelle fasi di preparazione e di risposta urgente, figura 2.

Figura 2. Sequenza cronologica delle varie fasi e situazioni di esposizione per un'emergenza nucleare o radiologica in un'unica area geografica o in un unico sito, IAEA



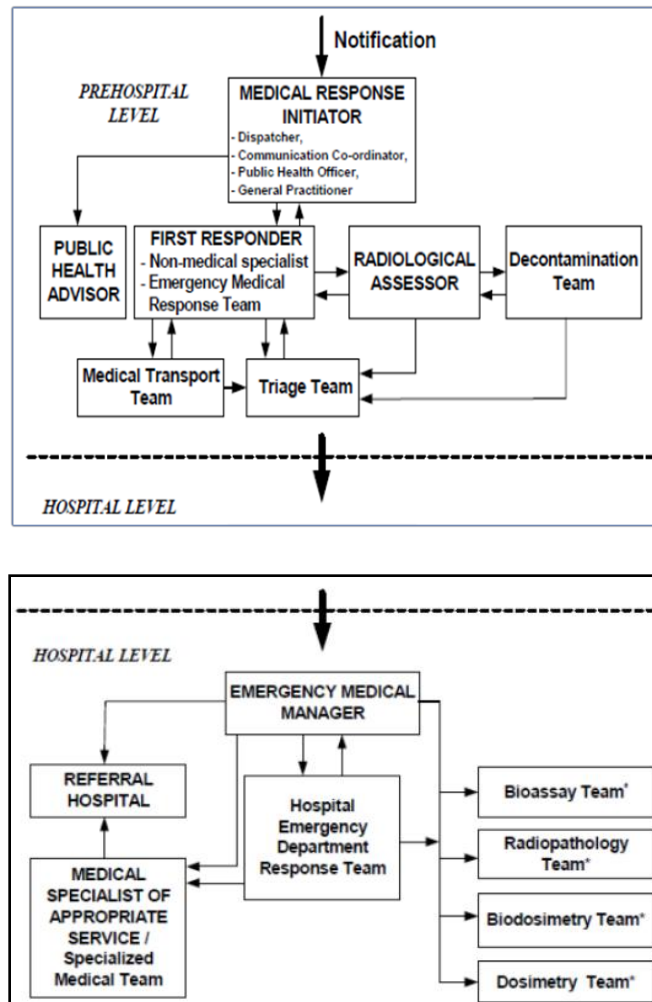
Alcune funzioni ripercorrono degli indirizzi già contenuti nel D. Lgs. n. 101/2020, tra cui la stretta collaborazione con l'Esperto di Radioprotezione, l'attività di formatore e di esperto di dosimetria. In particolare, l'IAEA evidenzia i seguenti contributi che può fornire il fisico medico:

- come formatore può contribuire a creare la cultura della risposta corretta alle emergenze da radiazione, fare comprendere i rischi reali dei livelli di radiazione assorbibile durante l'attività assistenziale delle vittime. Se adeguatamente preparato, può essere anche formatore delle squadre di primo intervento sul luogo dell'incidente.
- deve contribuire alla costruzione dei piani d'emergenza interna ed esterna, ed alla verifica d'efficacia degli stessi.
- in qualità di esperto in materia di radiazioni, può agire per la verifica del rischio, per le procedure di decontaminazione, per la misura delle dosi ambientali e personali, e per la gestione dei rifiuti radioattivi, sempre in collegamento con le richieste dell'esperto di radioprotezione.
- come esperto di dosimetria aiutare a ricostruire la dose assorbita dalle vittime, nelle fasi immediatamente successive all'incidente, al fine dell'individuare verso quali strutture indirizzarlo per la migliore assistenza sanitaria.

COINVOLGIMENTO INTRA ED EXTRA OSPEDALIERO

Le attività descritte possono essere svolte all'interno e all'esterno dell'ospedale (Hospital level, Prehospital level), con una diversa declinazione e secondo dei peculiari modelli organizzativi di risposta, figura 3.

Figura 3. Squadre ed operatori in risposta all'emergenza, a livello pre-ospedaliero ed ospedaliero, IAEA



I requisiti necessari per la costituzione delle squadre di intervento con l'inclusione del fisico sono: l'esistenza di un idoneo piano d'emergenza, la formazione ed addestramento del personale, la presenza di strumentazione di misura delle radiazioni e dei dispositivi di protezione individuale.

L'inserimento nelle squadre intraospedaliere è agevolato dal fatto che il fisico medico è già parte del personale sanitario. Diversamente, a livello pre-ospedaliero, deve essere definito ex-novo il modello d'integrazione del fisico, una assoluta novità nel nostro Servizio Sanitario Nazionale. È un'opportunità per rafforzare la risposta nell'emergenze che non ha precedenti, ancora in attesa di essere compresa e sfruttata appieno.

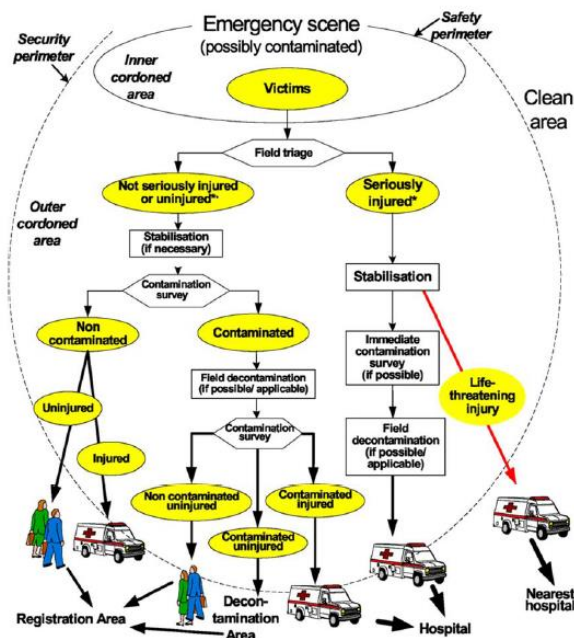
LA SQUADRA D'INTERVENTO SUL CAMPO

Il fisico medico inserito nelle squadre di emergenza sanitaria territoriale è una ulteriore risorsa. In tale ottica, bisogna chiarire i seguenti punti: quali sono i suoi compiti, la collocazione sul campo e come assicurare la sua riconoscibilità nella squadra d'intervento.

Le attività che potrebbero essere svolte sarebbero le stesse garantite nelle squadre d'emergenza intraospedaliera. Inoltre, il fisico medico potrebbe sul campo rapidamente individuare le informazioni utili per la ricostruzione della dose, anticipando l'organizzazione degli interventi per il corretto follow-up delle vittime.

La presenza sul campo può essere assicurata tramite una postazione medica dedicata, posizionata all'esterno dell'area di rischio (inner cordoned area) dove solo le squadre specializzate, come i vigili del fuoco, hanno accesso, ma all'interno dell'area di sicurezza perimetrata (outer cordoned area), figura 4. La postazione deve essere dotata di strumenti di monitoraggio ambientale ed individuale della radiazione, e dei dispositivi di protezione individuale. La squadra in cui è inserito dovrebbe prevedere anche la presenza di personale tecnico di radiologia di provenienza dalla Fisica Sanitaria e/o dalla Medicina Nucleare.

Figura 4. Compartimentazione del sito dell'emergenza in caso di contaminazione radioattiva. La flow-chart evidenzia gli interventi sanitari all'interno del perimetro di sicurezza, IAEA.



Sul luogo dell'incidente sono presenti anche altre squadre come VVF, Arpa, Pubblica Sicurezza, Forze Armate e Croce Rossa. Pertanto, è necessario che il fisico medico sia identificato dagli altri soccorritori, ad esempio tramite l'utilizzo di una apposita divisa, e che il suo ruolo sia riconosciuto da tutti.

IL SERVIZIO SANITARIO D'URGENZA ED EMERGENZA (SSUEM)

L'attivazione del professionista in caso d'emergenza va adeguatamente pianificata in funzione delle caratteristiche organizzative dell'assistenza territoriale emergenziale in Italia.

Tra i livelli essenziali di assistenza (LEA), è inclusa "l'emergenza sanitaria territoriale" (art. 7 del DPCM 12 gennaio 2017), che assicura sul territorio interventi sanitari tempestivi e finalizzati alla stabilizzazione del paziente in situazioni d'emergenza-urgenza garantendo il trasporto in

sicurezza al presidio ospedaliero più appropriato (primo triage sul territorio). Il coordinamento e la gestione dell'attività di emergenza territoriale sono effettuati dalle Centrali operative 118, nell'arco delle 24 ore, ovvero dal 112 nelle regioni dove è entrato già in vigore l'utilizzo del NUE (numero unico europeo dell'emergenza). Tra le varie funzioni, devono essere garantite "le attività assistenziali e organizzative in occasione di maxi-emergenze, eventi a rischio nucleare, biologico, chimico e radiologico (NBCR)". L'attività di emergenza sanitaria territoriale è svolta in modo integrato con le attività di emergenza intraospedaliera assicurate nei Pronto Soccorso e DEA, e con le attività effettuate nell'ambito dell'assistenza sanitaria di base e continuità assistenziale. L'assistenza sanitaria territoriale sul luogo dell'incidente è garantita dal "Servizio Sanitario di Urgenza ed Emergenza", dove al momento la figura del fisico medico non è prevista.

L'organizzazione del SSUEM avviene sulla base regionale. Le funzioni sono svolte da agenzie che hanno nomi diversi da regione a regione, secondo un modello centralizzato su base regionale, provinciale o comunale a seconda dei casi. Le squadre hanno personale di diversi profili, dall'autista soccorritore al medico, alcuni stabilmente dipendenti altri coinvolti su chiamata, secondo il modello d'organizzazione adottato. Questa differenziazione nata per lo scopo di avere risposte più aderenti alle necessità locali, rende difficile trovare una unica soluzione sul modello d'inquadramento del fisico medico.

SOLUZIONI DI NATURA ECONOMICA ED ORGANIZZATIVA

L'inserimento del fisico medico nello SSUEM ha molteplici impedimenti legati alle risorse umane, strumentali ed economiche, il riconoscimento del ruolo, oltre che ovviamente la disponibilità dei professionisti ad assumersi l'onere. Questa attività oltre che richiedere una formazione ed addestramento appropriati, ha bisogno di operatori motivati e pronti a farsi carico di nuove funzioni.

Data la rarità degli eventi, non è realistico ipotizzare personale fisico medico reclutato e esclusivamente dedicato all'interno delle squadre d'emergenza sanitaria, mentre le competenze richieste sono agevolmente reperibili nel personale dipendente delle Fische Sanitarie dell'ospedale presente sul territorio.

Il basso numero di professionisti all'interno di ospedali di piccole e medie dimensioni, in alcune aree, costituisce un ostacolo oggettivo alla messa a punto di un servizio di reperibilità esterno all'ospedale, a maggior ragione se gli stessi devono garantire le richieste interne della struttura d'appartenenza. Una possibile soluzione può derivare dalla creazione di network di fisici sanitari dipendenti che condividano la copertura di un'area comune a più strutture ospedaliere.

La strumentazione di monitoraggio ambientale da portare sul campo deve essere utilizzata senza privare l'ospedale di mezzi necessari per il controllo all'interno; quindi, la dotazione di apparecchi di misura a disposizione di un Servizio di Fisica Sanitaria deve venire adeguata di conseguenza. Questa soluzione è da preferire rispetto a quella di tenere sulle ambulanze strumenti portatili dedicati, per semplificare la routine di manutenzione ordinaria. La soluzione di condivisione della strumentazione con le squadre degli altri "first responders" sul campo, richiede una attenta pianificazione preventiva.

Per i professionisti in servizio nelle strutture ospedaliere, la "guardia attiva" e la "pronta disponibilità" sono due possibili strumenti contrattuali per garantire la prestazione a richiesta. La guardia attiva implica la presenza continua nel luogo di partenza dell'ambulanza oppure presso l'ospedale di riferimento 24 ore su 24. Vista la rarità degli eventi, è difficile giustificarne i costi. La pronta disponibilità, diversamente, richiede che il professionista si presenti entro un ragionevole lasso di tempo o nell'ospedale o presso il punto di ritrovo stabilito solo in caso di chiamata emergenziale. Questo strumento potrebbe essere adottato facendolo coincidere con altri turni di reperibilità connessi alle attività cliniche/di sicurezza interna, laddove esistenti. E'

notevolmente più economico rispetto la guardia attiva, ottimizza l'utilizzo di risorse già impiegate e formate per i piani d'emergenza interni. Il rischio di non potere coprire situazioni di crisi concomitanti negli ambiti intra/extra ospedaliero si potrebbe risolvere nella già citata presenza di un network di professionisti coinvolti organizzato territorialmente.

Infine, va attentamente valutato la convenienza di un approccio "All-Hazard", con cui tipicamente sono accumulati i rischi nucleari, biologici, chimici e radiologici (NCBR), come già inteso nel testo delle definizioni dei LEA. È l'approccio adottato dal personale sanitario e da altre squadre di primo intervento, come i Vigili del Fuoco perché queste sorgenti di rischio presentano delle modalità di gestione similari, ad esempio nell'uso dei DPI e di tecniche di decontaminazione. Tale opzione comporterebbe per il fisico medico un'estensione delle competenze in tutte le procedure d'emergenza NBCR, e quindi una ulteriore ottimizzazione del suo impiego nella risposta sanitaria nell'emergenza.

IL RICONOSCIMENTO DEL RUOLO

Il riconoscimento della professionalità di fisico medico in caso di criticità da radiazioni è già avvenuto nei piani d'emergenza interni di tante strutture ospedaliere, sebbene in alcuni casi il suo coinvolgimento sia in quanto esperto di radioprotezione.

I medici del pronto soccorso e DEA ospedalieri ed in generale quelli coinvolti all'interno dei servizi del 118 sono informati dei rischi derivanti dalle radiazioni e dell'importanza delle norme di sicurezza di base, grazie alla formazione specifica del tipo "all-hazard". Ma devono ancora capire che il fisico medico può essere una risorsa in caso d'emergenza da radiazioni.

D'altro canto, anche all'interno della comunità dei fisici medici non c'è una diffusa cognizione su questi aspetti. L'assenza di una formazione specifica sulle emergenze all'interno del percorso di specializzazione può essere una delle cause. Il coinvolgimento in attività di ricerca e la presenza di percorsi formativi in grado di colmare questo vuoto sono il punto di partenza per aumentare la consapevolezza sul proprio ruolo nelle emergenze radiologiche nucleari. È importante stimolare un interesse che possa essere perseguito con continuità e non solo in momenti di crisi, vissuto come parte del proprio background professionale.

CONCLUSIONI

I fisici medici sono impegnati a garantire la sicurezza dei pazienti durante le procedure sanitarie con radiazioni ionizzanti nelle strutture ospedaliere, ma la loro attività può estendersi oltre questo ambito verso tutta la comunità in caso di necessità. Pertanto, sapere come agire in caso di una emergenza da radiazioni che impatti l'ospedale dovrebbe essere considerata una parte costituente il suo profilo di professionista della sanità.

La presenza dello specialista in fisica medica all'interno degli ospedali può garantire un valido aiuto al personale che opera nel pronto soccorso e DEA. Per questo la IAEA auspica la sua integrazione nelle squadre d'emergenza interne, cosa in parte già avvenuta in tante strutture ospedaliere nei piani d'emergenza interni. La sua integrazione nelle squadre di primo intervento sanitario sul territorio è una potenzialità che deve essere compresa, esplorata ed utilizzata. Questo coinvolgimento sarebbe una novità assoluta secondo l'attuale organizzazione del servizio medico di emergenza. La volontà del decisore istituzionale e la disponibilità dei professionisti ad assumersi questo nuovo ruolo sono due elementi necessari.

Ampliare il numero degli esperti che possono intervenire, in modo sostenibile perché si utilizzano competenze già presenti sul territorio, migliora la capacità dei servizi sanitari di affrontare l'emergenza da radiazioni ed aumenta la reattività e resilienza a tutela della popolazione.

Bibliografia

Berris T, Nusslin F., Meghzifene A., Ansari A., Herrera-Reyes E., Dainiak N., Akashi M, Gilley D. and Ohtuzu, *Nuclear and radiological emergencies: building capacity in medical physics to support response*, 2017, Medical Physicist, no. 42, pp. 93-98

DECRETO DEL PRESIDENTE DEL CONSIGLIO DEI MINISTRI 12 gennaio 2017 *Definizione e aggiornamento dei livelli essenziali di assistenza, di cui all'articolo 1, comma 7, del decreto legislativo 30 dicembre 1992, n. 502*,

DECRETO LEGISLATIVO n. 101/2020 *Attuazione della direttiva 2013/59/Euratom, che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti, e che abroga le direttive 89/618/Euratom, 90/641/Eu*

Hendee W., *Radiological emergencies and the medical physicist*, 2011 Medical Physics, vol. 8, no. 5, pp. 2311-2312

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Generic Procedures for Medical Response During a Nuclear or Radiological Emergency*, 2015, IAEA

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Guidance for Medical Physicists Responding to a Nuclear or Radiological Emergency*, 2020, IAEA

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Pocket Guide for Medical Physicists Supporting Response to a Nuclear or Radiological Emergency*, 2020, IAEA

Meghzifene A., Nusslin F., *Do medical physicists have a role in case of a nuclear or radiological emergency?*, 2011 Physica Medica, no. 27, p. 121

PRESIDENZA DEL CONSIGLIO DEI MINISTRI – DIPARTIMENTO DELLA PROTEZIONE CIVILE 29 gennaio 2004 *Piano sanitario di emergenza extra ospedaliera in caso di contaminazione deliberata con materiale radioattivo e nucleare*. Circolare della Presidenza del Consiglio dei Ministri.

Roias-Palma, A. Liland, A. Jerstad, G. Etherington, M. Perez, T. Rahola and K. Smith, *TMT Handbook – Triage, Monitoring and Treatment of people exposed to ionising radiation following a malevolent act*, 2009 CSK-CEN, CLOR, HPA, NRPA, STUK, WHO

Aggiornamento dei Livelli diagnostici di Riferimento in radiologia interventistica per il paziente adulto: risultati preliminari di un'indagine nazionale promossa dall'ISS

L. D'Ercole¹, G. Bernardi², G. Compagnone³, S. Grande⁴, C. Klersy⁵, A. Orlacchio⁶, R. Padovani⁷, A. Palma⁴, M. Zecchin⁸, A. Rosi⁴

¹UOC Fisica Sanitaria, Fondazione IRCCS Policlinico San Matteo, Pavia

²Associazione per la Ricerca in Cardiologia, Pordenone

³UO Fisica Sanitaria, IRCCS Azienda Ospedaliero-Universitaria di Bologna, Bologna

⁴Centro Nazionale Tecnologie Innovative in Sanità Pubblica, Istituto Superiore di Sanità, Roma

⁵UOS Epidemiologia Clinica e Biometria, Fondazione IRCCS Policlinico San Matteo, Pavia

⁶Dipartimento di Scienze Chirurgiche, Università degli Studi di Roma Tor Vergata –Radiologia DEA, Policlinico Universitario Tor Vergata, Roma

⁷International Centre for Theoretical Physics, Trieste

⁸Azienda Sanitaria Universitaria Giuliano Isontina (ASU GI), Trieste

l.dercole@smatteo.pv.it

Riassunto

Il Gruppo di Lavoro per la definizione dei valori di LDR in radiologia diagnostica ed interventistica, dopo la pubblicazione dei Rapporti ISTISAN 17/33 e 20/22, ha effettuato una indagine per aggiornare i LDR nazionali in radiologia interventistica. Sono state al riguardo individuate 23 procedure per le quali effettuare la raccolta dati in termini di parametri di esposizione, dati relativi al paziente e alla macchina radiologica. Inoltre, poiché i LDR in radiologia interventistica possono essere modulati dalla complessità della procedura, sono stati raccolti anche informazioni relative ad alcuni fattori clinici o procedurali di complessità. All'indagine hanno aderito circa 50 ospedali distribuiti su tutto il territorio nazionale

PROGETTO

Questa attività nasce da un'iniziativa del Centro Nazionale Tecnologie Innovative in Sanità Pubblica (TISP) dell'ISS nei primi mesi 2021.

In particolare, nel 2013 si è costituito un Gruppo di Studio (GdS) per l'Assicurazione di Qualità in radiologia interventistica, in collaborazione con l'Istituto Nazionale per l'Assicurazione contro gli Infortuni sul Lavoro (INAIL). Tra le attività svolte dal GdS rientra la definizione di valori di Livelli Diagnostici di Riferimento (LDR) in radiologia diagnostica ed interventistica e in medicina nucleare. Sono stati pubblicati il documento Rapporti ISTISAN 17/33 [R. Padovani, 2017] e il suo aggiornamento ISTISAN 20/22 [R. Padovani, 2022], ad opera di un gruppo di lavoro ristretto (GdL). Il Decreto Legislativo del 31 luglio 2020 [Italia, 101/2020] fa espresso riferimento all'uso dei LDR in radiologia interventistica e all'art. 158 comma 4 riporta testualmente:

“Il Ministero della salute avvalendosi dell'Istituto Superiore di Sanità e con il concorso delle rilevanti società scientifiche, promuove la definizione e la revisione periodica dei livelli diagnostici di riferimento per esami radiodiagnostici, tenendo conto dei livelli eventualmente raccomandati a livello europeo e, se del caso, per procedure di radiologia interventistica”.

Al comma 5 del medesimo articolo si riporta che il responsabile dell'impianto radiologico ai fini della ottimizzazione dell'esecuzione degli esami in radiodiagnostica e medicina nucleare nonché delle procedure di radiologia interventistica garantisce che si tenga conto dei livelli diagnostici di riferimento, laddove disponibili, tenendo conto delle indicazioni più aggiornate pubblicate dall'Istituto Superiore di Sanità.

¹ procedure complesse: ablazione della fibrillazione atriale, tachicardia ventricolare o aritmie in cardiopatie congenite complesse; semplici tutte le altre

È per questo motivo che il GdL, dopo la pubblicazione del Rapporto ISTISAN 17/33 [R. Padovani, 2017] e suo aggiornamento Rapporto ISTISAN 20/22 [R. Padovani, 2020] che forniscono anche i valori dei LDR per radiologia interventistica nell'adulto nella pratica radiologica italiana, ha deciso di effettuare una indagine per mezzo telematico al fine di aggiornare i LDR nazionali. Nell'ottica dell'art. 168, è stato richiesto a un campione rappresentativo di circa 50 ospedali di condividere i dati dosimetrici raccolti al fine della verifica periodica dei LDR, attività prevista dagli artt. 161 punto 4 e 165 punto 6c. Sono state al riguardo individuate le procedure su cui effettuare la raccolta dati, il numero di pazienti e l'intervallo di tempo a cui far riferimento per la raccolta.

Inoltre, poiché i LDR in radiologia interventistica possono essere modulati dalla complessità della procedura, sono stati raccolti alcuni fattori clinici o procedurali di complessità, definiti per ogni tipo di procedura.

Il Responsabile della protezione dei dati dell'ISS (Data Protection Officer, DPO) ha concesso il nulla osta a tale attività sulla base giuridica del trattamento, costituita dall'art. 9 par. 2 lett. i) del Regolamento (UE) 2016/679 del Parlamento Europeo e del Consiglio (GDPR), per motivi di interesse pubblico nel settore della Sanità pubblica. L'attività trova, inoltre, il proprio fondamento e riferimento normativo nel D.Lgs. 101/2020 e pertanto, non richiede che l'interessato presti il proprio consenso al trattamento dei dati, come affermato dal Provvedimento n. 146 del 5 giugno 2019 del Garante. In ottemperanza al regolamento GDPR, l'ISS ha proposto la seguente modalità di lavoro per la garanzia della privacy del paziente: i dati sono stati richiesti agli ospedali con un *tool* che ha previsto l'accesso tramite *password* e sono stati gestiti in forma anonima e, ove possibile, come dati aggregati.

Sono state al riguardo individuate 23 procedure per le quali effettuare la raccolta dati in termini di parametri di esposizione, dati relativi al paziente e alla macchina radiologica. Inoltre, poiché i LDR in radiologia interventistica possono essere modulati dalla complessità della procedura, sono state raccolte anche informazioni relative ad alcuni fattori clinici o procedurali di complessità. Le procedure selezionate sono riportate in Tab.1 con indicazione del numero di casi da raccogliere per ogni procedura (è stato individuato un numero minimo di procedure per le quali fornire i dati pari a 15 o 20 legato alla procedura) e, visto il carattere retrospettivo dell'indagine, relativi a procedure eseguite nel periodo secondo semestre 2019 – febbraio 2022, mentre i dati richiesti sono elencati in Tab. 2. In Tab. 3 si riportano, a titolo di esempio, i parametri clinici individuati per la complessità delle procedure TACE, Vertebroplastica e Trombectomia meccanica per il trattamento dell'Ictus ischemico. Per l'adesione alla indagine è valsa la regola del silenzio assenso: hanno aderito 49 strutture ospedaliere distribuite su tutto il territorio nazionale.

OBIETTIVI E ENDPOINTS DELLO STUDIO

L'obiettivo primario è la definizione dei LDR nazionali per tipo di procedura. Il valore del livello di riferimento nazionale viene ricavato utilizzando il 75percentile dei valori mediani di ogni installazione (E. Vano, 2017).

Obiettivi secondari sono (1) la valutazione della precisione delle stime dei LDR e degli altri percentili della distribuzione; (2) la descrizione e comparazione dei LDR per caratteristiche predefinite della popolazione e della procedura; (3) la descrizione della variabilità tra centri di percentili della distribuzione dell'esposizione; (4) la costruzione di score di complessità per le procedure complesse in base alle caratteristiche dei pazienti e delle procedure, inclusi gli indicatori di complessità.

ANALISI STATISTICA

Il programma Stata, release 17 (StataCorp, College Station, TX, USA) viene utilizzato sia per le fasi di data management che per l'analisi dei dati.

¹ procedure complesse: ablazione della fibrillazione atriale, tachicardia ventricolare o aritmie in cardiopatie congenite complesse; semplici tutte le altre

Gli intervalli di confidenza delle stime sono calcolati al 95%. Tutti i tests statistici sono a 2 code e un valore di $p < 0.05$ è stato considerato statisticamente significativo. Per il controllo del bias legato tests multipli, viene utilizzata la correzione di Bonferroni nei confronti post-hoc.

Per la definizione dello score viene utilizzato un modello di regressione lineare generalizzato. Per tenere conto dell'aggregazione intra centro, saranno calcolati errori standard robusti secondo Huber-White. Sono inserite nel modello le variabili predefinite nel database (se collineari, saranno selezionate secondo l'importanza clinica). E' applicata trasformazione logaritmica dei dati di esposizione. Si calcola poi uno score di predizione della complessità utilizzando la combinazione lineare dei coefficienti di regressione stimati nel modello multivariato. Per un calcolo più semplice, questi coefficienti saranno moltiplicati per 10 e arrotondati al numero intero più vicino. Lo score viene diviso in 3 gruppi di uguale ampiezza in base al range possibile per distinguere procedure a bassa, media ed alta complessità.

RISULTATI

I dati raccolti per le diverse procedure sono riportate in fig. 1.

Nei casi in cui sono stati identificati potenziali errori o omesse informazioni, ai fini del calcolo dei LDR, i centri sono stati contattati per verificare, correggere o integrare i dati.

A titolo di esempio si riporta l'analisi eseguita per due procedure: TACE (Chemoembolizzazione Epatica) e TAVI (Impianto Trans catetere della valvola aortica). In Tab.4 è riportata la descrizione della popolazione per le due procedure prese a riferimento. In Tab.5 sono indicati i valori di LDR per le due procedure.

In fig. 2 sono riportati i numeri dei soggetti arruolati dai singoli centri. In fig. 3 sono descritti per la sola procedura TACE, i *boxplot* dei dati di esposizione dei singoli centri con indicazione del valore mediano (linea rossa), del 25 e 75 percentile (box) e gli estremi non *outliers* (*whisker*). La linea rossa è il valore del LDR ricavato come 75 percentile dei valori mediani dei centri.

Tabelle e figure

Tabella 1 – procedure selezionate

Procedura selezionata	campione
CA	30-50
CA + PTCA (con analisi complessità)	30-50
TAVI (Transcatheter Aortic Valve Implantation)	30-50
Impianti Monocamerale	15-20
Impianti Bicamerale	15-20
Impianti Tricamerale	15-20
Ablazione procedure complesse ¹ con mappaggio elettroanatomico	15-20
Ablazione procedure complesse senza mappaggio elettroanatomico	15-20
Ablazione procedure semplici con mappaggio elettroanatomico	15-20
Ablazione procedure semplici senza mappaggio elettroanatomico	15-20
Studi di elettrofisiologia	30-50
TACE (Trans-Arterial Chemo Embolization) (con analisi complessità)	30-50
EVAR (Endoprotesi Aorta Addominale) (con analisi complessità)	30-50
TIPS (Transjugular Intrahepatic Porto-systemic Shunt) (con analisi complessità)	15-20
PTA (Percutaneous Transluminal Angioplasty) e/o stenting carotideo	30-50
Vertebroplastica (con analisi complessità)	30-50

¹ procedure complesse: ablazione della fibrillazione atriale, tachicardia ventricolare o aritmie in cardiopatie congenite complesse; semplici tutte le altre

Salvataggio d'arto (con analisi complessità)	30-50
Drenaggi biliari con endoprotesi (con analisi complessità)	15-20
Drenaggi biliari senza endoprotesi (con analisi complessità)	15-20
CPRE (colangio-pancreatografia retrograda endoscopica)	30-50
Angiografia cerebrale diagnostica (con analisi complessità)	30-50
Embolizzazione aneurisma (con analisi complessità)	30-50
Trombectomia meccanica per ictus ischemico (con analisi complessità)	30-50

Tabella 2 – dati richiesti

Tipo dato	descrizione
Dati procedura	Tipo di procedura ed eventuali parametri clinici e tecnici per le procedure per le quali è prevista l'analisi della complessità; acquisizione rotazionale (si/no)
Dati paziente	Codice identificativo anonimizzato, età, sesso, altezza, peso
Dati esposizione	Tempo di fluoroscopia, KAP_{tot} , $K_{a,ref}$
Dati apparecchiatura	Tipo apparecchiatura, anno di installazione, anno di aggiornamento, specificando se tecnologia con riduzione di dose

Tabella 3 – parametri clinici individuati per TACE, Vertebroplastica e Trombectomia meccanica

Procedura	Parametri clinici
TACE	Cateterismo arteria epatica: semplice/complesso Tipo: lobare unilaterale/supraselettiva in un ramo/supraselettiva in due rami
VERTEBROPLASTICA	Numero di vertebre: 1, 2, 3 o più vertebre Localizzazione vertebra: vertebra lombare/vertebra dorsale Muro posteriore: integrità del muro posteriore/frattura del muro posteriore
TROMBECTOMIA MECCANICA TRATTAMENTO ICTUS	Tipo di occlusione: su base embolica, su placca, su dissezione Localizzazione occlusione: occlusione prossimale arteria cerebrale media, occlusione circolo posteriore, occlusione tratto M2 arteria cerebrale media, occlusione tandem; stent: si/no

¹ procedure complesse: ablazione della fibrillazione atriale, tachicardia ventricolare o aritmie in cardiopatie congenite complesse; semplici tutte le altre

Figura 1 – campione di dati raccolti per singola procedura

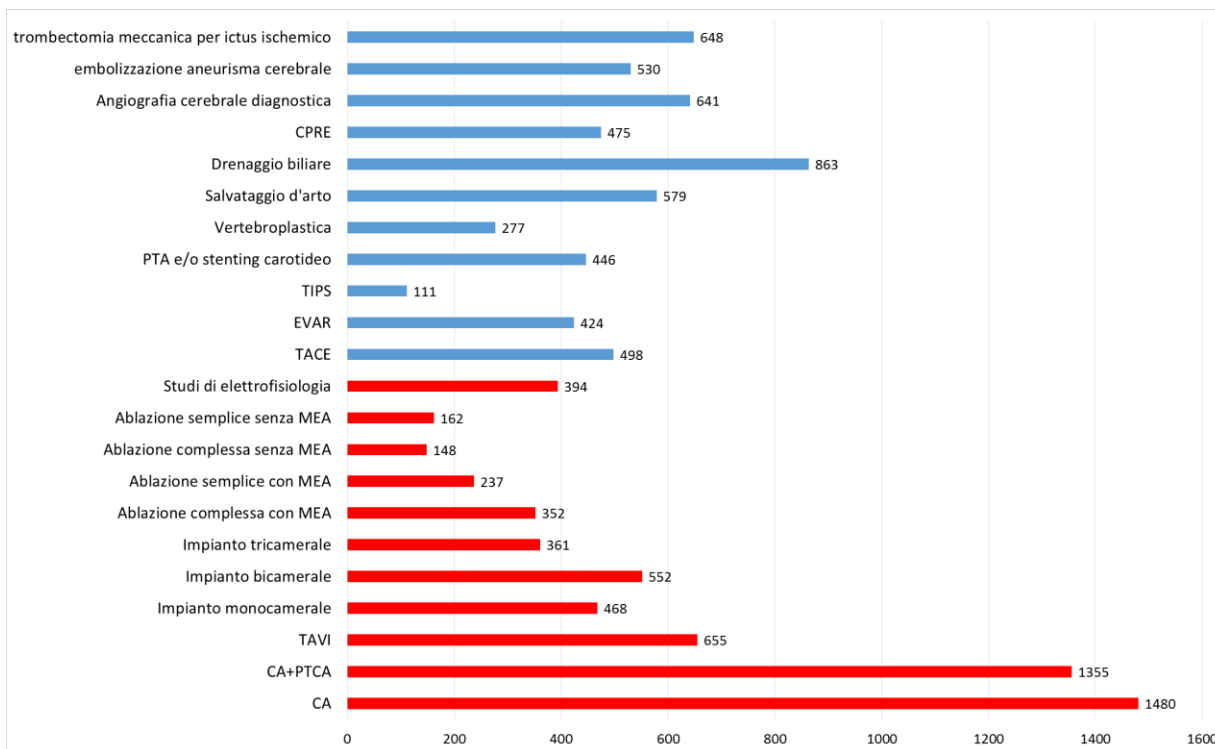
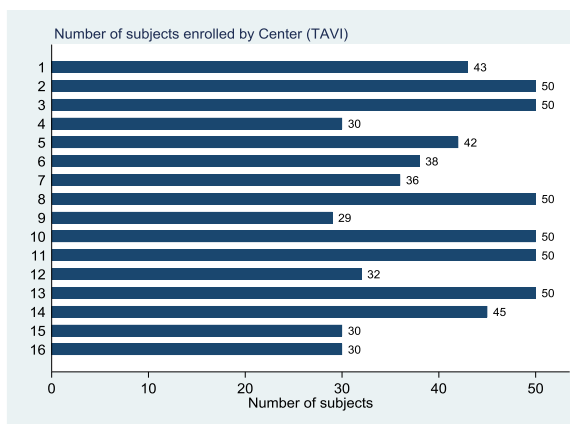
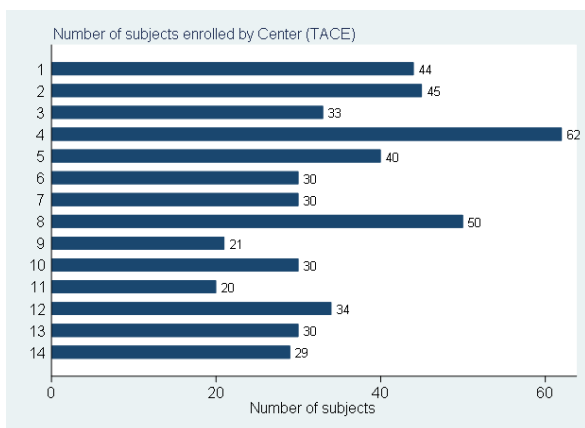


Figura 2 – campione per procedure TACE e TAVI



Numero di centri che hanno contribuito all'indagine e numerosità del campione

¹ procedure complesse: ablazione della fibrillazione atriale, tachicardia ventricolare o aritmie in cardiopatie congenite complesse; semplici tutte le altre

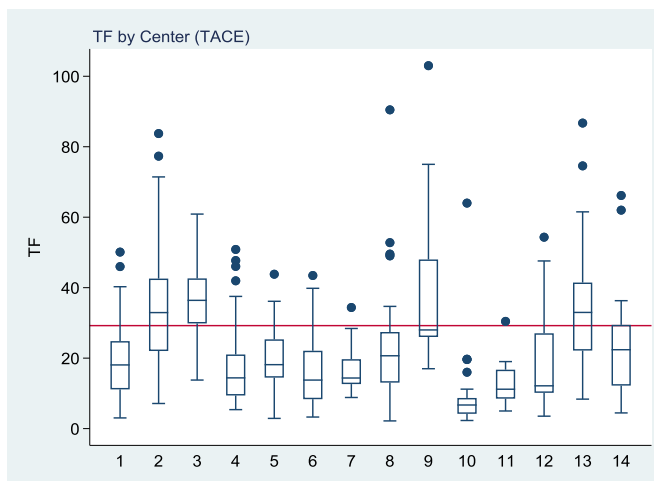
Tabella 4 – descrizione popolazione per le procedure TACE e TAVI

“tipo di procedura”	TACE	TAVI
Age (years)	69.44 (9.98)	81.26 (6.87)
Male, n (%)	398 (79.92)	303 (46.26)
Female, n (%)	100 (20.08)	352 (53.74)
BMI (kg/m ²)	25.96 (4.43)	25.43 (4.70)
BMIclass, n (%)		
<25	96 (43%)	253 (50%)
[25 30[85 (39%)	178 (36%)
≥30	40 (18%)	68 (14%)
Uso di acquisizione rotazionale, n (%)	338 (67.87 no)	610 (93.13 no)
Con tecnologia, n (%)	322 (64.7)	378 (57.7)
Apparecchio Fisso, n (%)	16 (100)	17 (100)
Indicatore complessità 1, n (%)	457	
Cateterismo Arteria Epatica		
Semplice	219 (47.92)	
Complesso	238 (52.08)	
Indicatore complessità 2, n (%)	457	
Tipo:		
lobare unilaterale	80 (17.51)	
superselettiva in un ramo	203 (44.42)	
superselettiva in due rami	174 (38.07)	

Tabella 5 – LDR per le procedure selezionate

	TACE	TAVI
TF (min)	28 (18.1 – 36.1)	28 (23.4-30.5)
DAP totale (KAP, P _{KA}) Gycm ²	321 (220– 555)	163 (76-236)

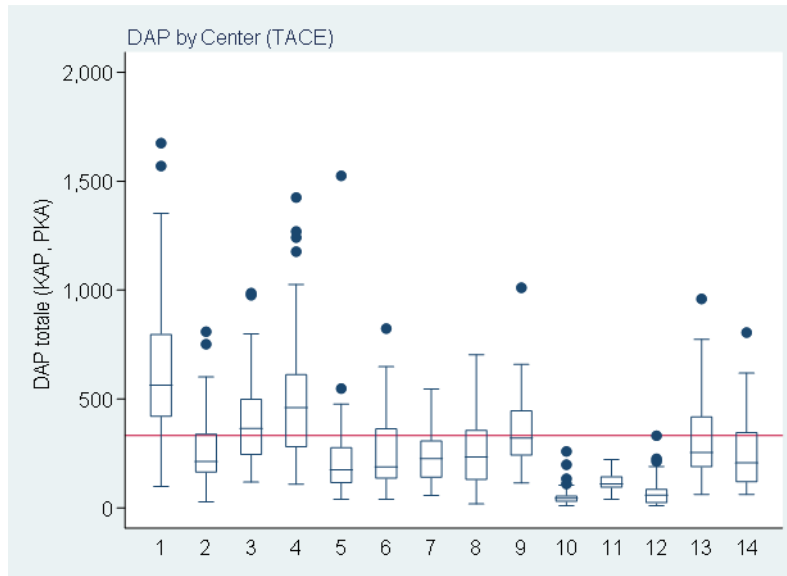
Figura 3a – box-plot del Tempo di Fluoroscopia



Valore mediano (linea rossa), valori del 25 e 75 percentile (box) e gli estremi non outliers (whisker).

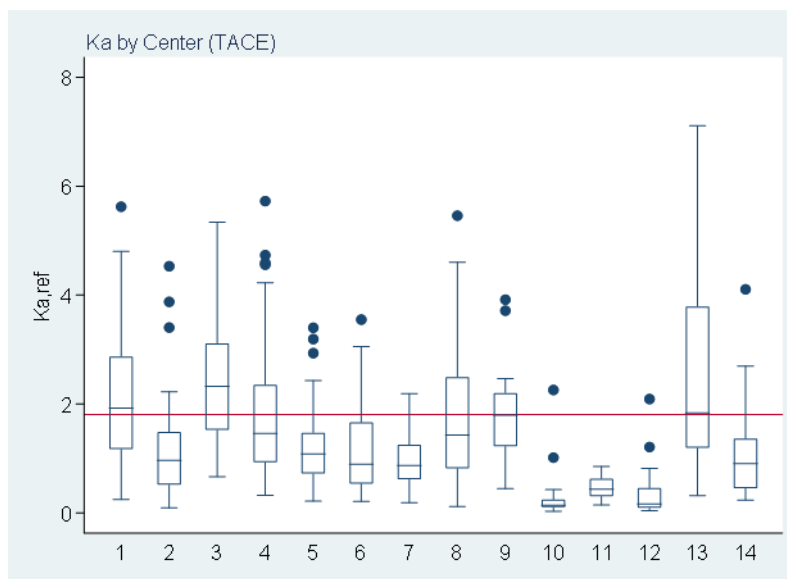
¹ procedure complesse: ablazione della fibrillazione atriale, tachicardia ventricolare o aritmie in cardiopatie congenite complesse; semplici tutte le altre

Figura 3b – box-plot del DAP (KAP)



Valore mediano (linea rossa), valori del 25 e 75 percentile (box) e gli estremi non *outliers* (*whisker*).

Figura 3c – box-plot del Ka,ref



Valore mediano (linea rossa), valori del 25 e 75 percentile (box) e gli estremi non *outliers* (*whisker*).

L'analisi multivariata per il Total KAP eseguita evidenzia una dipendenza significativa ($p < 0.05$) da sesso, BMI (≥ 30 kg/m²), uso di tecnologia avanzata, cateterizzazione dell'arteria epatica (semplice) e tipo (superselettiva in due arterie). Gli stessi risultati sono stati ottenuti nell'analisi multivariata per il parametro Ka,ref.

L'analisi multivariata eseguita per il tempo di fluoroscopia ha evidenziato una dipendenza significativa ($p < 0.05$) da cateterizzazione dell'arteria epatica (semplice) e tipo (superselettiva in due arterie).

¹ procedure complesse: ablazione della fibrillazione atriale, tachicardia ventricolare o aritmie in cardiopatie congenite complesse; semplici tutte le altre

Al fine di ricavare l'indice di complessità delle procedure è stato preso a riferimento il parametro Total KAP. La fig. 4 riassume i risultati dell'analisi multivariata e riporta i fattori di peso (ritrasformati su scala naturale) da utilizzare per ricavare l'indice di complessità come proposto nello studio pilota riportato nel report IAEA N. 59 del 2009 (IAEA, 2009) e applicato nel lavoro su trattamento dell'ictus ischemico (Monica Cavallari, 2020) e descritto nel metodo statistico.

IC = fattore di peso età+ fattore di peso sesso+ fattore di peso BMI + fattore di peso tecnologia + fattore di peso cateterismo arteria epatica + fattore di peso tipo di selezione.

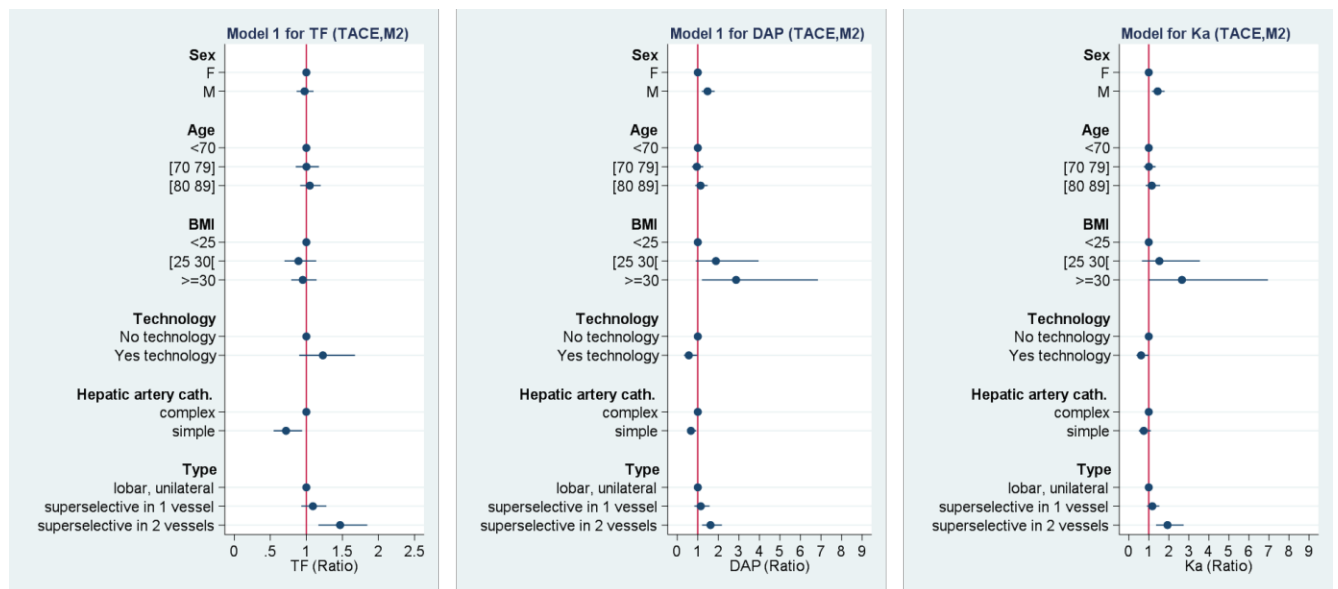
Le procedure sono state suddivise in tre livelli di complessità:

- a) semplice con $CI \leq 11$
- b) medium complex con $11 < CI \leq 16$
- c) complex con $CI > 16$

Per esempio prendendo a riferimento un paziente donna, di anni 60, con BMI 25, uso di tecnologia avanzata, con cateterismo arteria epatica, superselettivo 1 vaso, l'indice di complessità è:

$$IC = 0+0+4-5+2=1 \text{ quindi procedura semplice}$$

Figura 4 – Forrest plot dei modelli multivariati. Sono rappresentati i coefficienti della regressione, trasformati nella scala naturale. Corrispondono al rapporto dell'esposizione di ogni categoria delle singole variabili rispetto alla prima categoria, di riferimento



CONCLUSIONI

Si ringraziano i centri che, su base volontaria, hanno partecipato attivamente all'indagine contribuendo all'aggiornamento dei LDR nazionali. L'analisi statistica è tuttora in corso.

¹ procedure complesse: ablazione della fibrillazione atriale, tachicardia ventricolare o aritmie in cardiopatie congenite complesse; semplici tutte le altre

Bibliografia

Padovani R, Compagnone G, D'Ercole L, Orlacchio A, Bernardi G, Rosi A, Campanella F. *Livelli diagnostici di riferimento nazionali per la radiologia diagnostica e interventistica*. Roma: Istituto Superiore di Sanità; 2017. (Rapporti ISTISAN 17/33).

Padovani R, Compagnone G, D'Ercole L, Orlacchio A, Bernardi G, De Ponti E, Marzola M.C., Grande S, Palma A, Campanella F, Rosi A, *Livelli diagnostici di riferimento per la pratica nazionale di radiologia diagnostica e interventistica e di medicina nucleare diagnostica*. Roma: Istituto Superiore di Sanità; 2020. (Rapporti ISTISAN 20/22).

Italia. Decreto Legislativo 31 luglio 2020, n. 101. *Attuazione della direttiva 2013/59/Euratom, che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti, e che abroga le direttive 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom e 2003/122/Euratom e riordina la normativa di settore in attuazione dell'articolo 20, comma 1, lettera a), della legge 4 ottobre 2019, n. 117*. Gazzetta Ufficiale n. 201 - Supplemento Ordinario n. 29/L, 12 agosto 2020

Vano E, Miller DL, Martin CJ, Rehani MM, Kang K, Rosenstein M, et al. *Diagnostic reference levels in medical imaging*. ICRP Publication 135. Ann ICRP 2017;46(1): 1–144.

International Atomic Energy Agency; *establishing guidance levels in x ray guided medical interventional procedures: A pilot study*. Safety reports series no. 59; Vienna, 2009.

Monica Cavallari, Loredana D'Ercole, Catherine Klersy, Giuseppina Sanfilippo, Alessandro Sgreccia, Bella Huasen, Federico Thyron Zappoli, Elvis Lafe *Typical values related to the complexity of interventional treatment of acute ischemic stroke* Physica Medica 78 (2020) 129–136

¹ procedure complesse: ablazione della fibrillazione atriale, tachicardia ventricolare o aritmie in cardiopatie congenite complesse; semplici tutte le altre

Dose all'operatore in cardiologia interventistica: effetti della posizione del dosimetro sopra camice

Paolo Ferrari¹, Lorenzo Campani¹, Francesca Mariotti¹, Giovanna Venturi²

¹ENEA- Istituto di Radioprotezione – Via Martiri di Monte Sole 4, I-40129 Bologna (BO)

²Fisica Sanitaria AUSL Romagna, Ospedale Morgagni-Pierantoni - Via C. Forlanini 34, I-47121 Forlì (FC)

paolo.ferrari@enea.it

Riassunto

Nell'ambito dei lavori del Working Group 12 di EURADOS (European Radiation Dosimetry Group) dedicati alla dosimetria in diagnostica medica, si sono eseguiti alcuni studi rivolti alla dose all'operatore in interventistica che hanno visto l'impiego di dosimetri passivi e attivi. Nel corso di queste misure è stata impiegata, per ogni operatore, una coppia di dosimetri e complessivamente i risultati hanno mostrato come il dosimetro posto 5 cm più in alto abbia una risposta tendenzialmente pari a circa il 20% inferiore rispetto a quello posto al di sotto.

Sebbene generalmente il dosimetro sopra camice sia spesso indossato sulla sinistra del petto, diverse posizioni, a seconda della forma stessa del camice o della presenza di punti di aggancio più comodi, sono possibili. Quanto la posizione del dosimetro possa influenzare la dose valutata non è noto a priori e, per tale motivo, si è deciso di eseguire uno studio specifico mediante simulazioni Monte Carlo e misure su fantocci mirate a determinare la variabilità delle misure ottenibili nel corso di pratiche di cardiologia interventistica. Lo scopo del presente studio non è tanto individuare la miglior posizione su cui apporre il dosimetro, ma quantificare la possibile variabilità di risposta del dosimetro in funzione della sua posizione (limitatamente al petto dell'operatore), della rotazione dell'operatore nel campo di radiazione e degli altri parametri caratterizzanti la pratica in oggetto (qualità del fascio e proiezione).

Lo studio è tutt'ora in corso ma, dai risultati preliminari, si può constatare che tale variabilità si aggira attorno a +/- 40%, a seconda della posizione verticale e orizzontale sul petto dell'operatore. Di tale intervallo di risposta si dovrebbe almeno tener conto nella stima dell'incertezza della dose negli algoritmi impiegati per il calcolo della dose efficace dell'operatore.

INTRODUZIONE

Le dosi stimate per gli operatori coinvolti nelle pratiche cardiologia e radiologia interventistica sono tra le più alte tra quelle riscontrabili in ambiente medico [ESR 2019, ICRP 2013].

La sorveglianza fisica in tali pratiche è inoltre particolarmente impegnativa per le peculiari condizioni che caratterizzano l'esposizione del personale coinvolto [Covens 2007, Koukorava 2011, Martin 2009, Padovani 2001].

Al di là infatti della complessità della specifica procedura interventistica, è stato valutato che anche parametri quali l'altezza e la posizione dell'operatore possano influire sulla stima delle dosi [Principi 2016, Rigatelli 2016], la cui incertezza complessiva è quindi la composizione di differenti contributi derivati dalla misura in sé (incertezza del dosimetro, fattori correttivi...), dagli algoritmi usati per il calcolo della dose e dalla posizione dei dosimetri sull'operatore [Duran 2013].

Inoltre, uno studio recente [Vanhavere 2020] ha evidenziato che anche modificare la posizione/altezza di un dosimetro, posto sopra il camice, sul petto dell'operatore, potrebbe indurre un effetto non trascurabile sulla dose valutata. E stimare tale variabilità è importante, tenendo conto che, nel caso di impiego di un singolo dosimetro, esso dovrebbe essere posto nel punto corrispondente alla massima esposizione [IAEA 2018].

Lo scopo del presente lavoro, svolto nell'ambito delle attività del Working Group 12 di EURADOS (European Radiation Dosimetry Group), dedicato alla dosimetria nelle pratiche mediche diagnostiche, è valutare la variabilità della risposta di un dosimetro, posto sopra il camice, all'altezza del petto dell'operatore, tramite simulazioni Monte Carlo con modelli antropomorfi [Ferrari 2016] e misure su modello plastici in una sala di cardiologia interventistica.

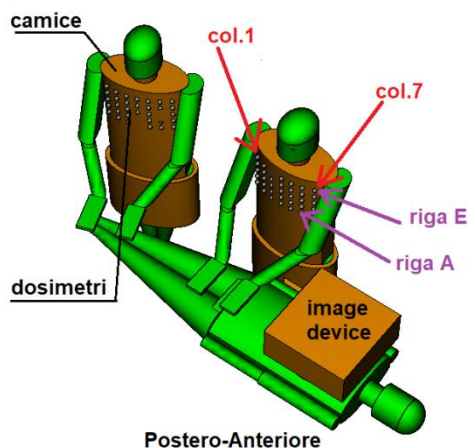
MATERIALI E METODI

SIMULAZIONI MONTE CARLO

Le simulazioni Monte Carlo sono state eseguite con il codice MCNP6.1 [Pelowitz 2013] utilizzando la versione modificata del modello antropomorfo geometrico MIRD sviluppata per riprodurre lo scenario della radiologia e cardiologia interventistica [Ferrari 2022]. Gli operatori sono rivestiti da uno strato di 0.5 mm di Pb che riproduce la presenza del camice e del collare e si trovano alla destra del paziente, in una configurazione di "accesso femorale". Le braccia dei modelli geometrici sono state piegate per riprodurre una condizione realistica (figura 1).

Il primo operatore si trova a una distanza dal fascio RX di 60 cm, nella direzione testa-piedi del paziente, e di 45 cm dal piano mediano del paziente. Il secondo operatore si trova a circa 60 cm alla destra del primo operatore (più vicino al fascio).

Figura 1 – scenario delle simulazioni



Simulazione dell'irraggiamento di cardiologia interventistica in proiezione PA

L'esposizione a livello del petto degli operatori è stata valutata su di una griglia, di passo 5 cm, formata da 35 punti (5 file e 7 colonne). In ogni punto della griglia è stata posta una sfera di raggio 1 cm, riempita di aria. La griglia si estende dal punto che nel modello geometrico corrisponde alla posizione dello xifoide fino all'altezza delle clavicole e, orizzontalmente, dall'estremo destro al sinistro del petto. L'equivalente di dose personale, $H_p(10)$, è stato calcolato convolvendo i valori di fluensa fotonica simulata all'interno delle sfere con i coefficienti di conversione pubblicati nel report 57 dell'ICRU [ICRU 1996].

Sono stati considerate 5 differenti tensioni di fascio RX (70, 80, 90, 100 e 110 kV con 4 mm Al) [IPEM 1997], 6 diverse filtrazioni per il fascio a 90 kV (3 mm Al, 3 mm Al e 0.2 mm Cu, 3 mm Al e 0.4 mm Cu, 3 mm Al e 0.6 mm Cu, 4 mm di Al 3 0.2 mm di Cu, 4 mm Al e 0.4 mm Cu) e 6

proiezioni Postero-Anterior, PA, Left Anterior Oblique, LAO 45° and LAO 60°, Right Anterior Oblique, RAO 30°, Cranial, CRA 30°, Caudal, CAU° 30°.

Ulteriori simulazioni sono state eseguite anche ruotando il primo operatore sul proprio asse, in direzione della testa del paziente (verso il fascio RX) e in senso contrario.

Prove aggiuntive sono state svolte eliminando le braccia dell'operatore, allo scopo di verificare i possibili effetti di schermatura che queste possono produrre sui punti di misura individuati sul petto dell'operatore stesso.

MISURE IN OSPEDALE

Le misure sono state eseguite in una delle sale di interventistica dell'Ospedale Morgagni-Pierantoni di Forlì dove un'apparecchiatura Philips Allura Xper FD20 (cardio protocol, 68 kVp, 8 mA, 0.4 mm Cu e 1 mm Al) è stata impiegata per irraggiare uno slab di 20 x 20 x 20 cm³ di PMMA simulante il paziente. Le valutazioni di esposizione sono state fatte su di un torso plastico di tipo "Rando", collocato nella posizione del primo operatore, impiegando una camera a ionizzazione PTW di volume 6 cm³ (PTW mammo chamber, modello 34069) connessa ad un elettrometro NOMEX. La distanza tra i due fantocci plastici era di 80 cm, nella direzione del lettino porta-paziente, e di 50 cm in quella perpendicolare ad essa perpendicolare. I due fantocci plastici si trovavano a 100 cm (Rando) e 90 cm (slab) dal suolo. Ogni misurazione è stata ripetuta almeno tre volte, mantenendo costante il tempo di esposizione, 160 ± 1 secondi, con il tubo fissato in proiezione PA. In figura 2 sono visibili le posizioni corrispondenti alle misure sul petto del modello Rando: al centro del petto (M1), 10 cm a sinistra (M2), 10 cm a destra (M3), 4.5 cm (M4) and 9 cm (M5) sopra M1.

RISULTATI

RISULTATI PRELIMINARI DELLE SIMULAZIONI

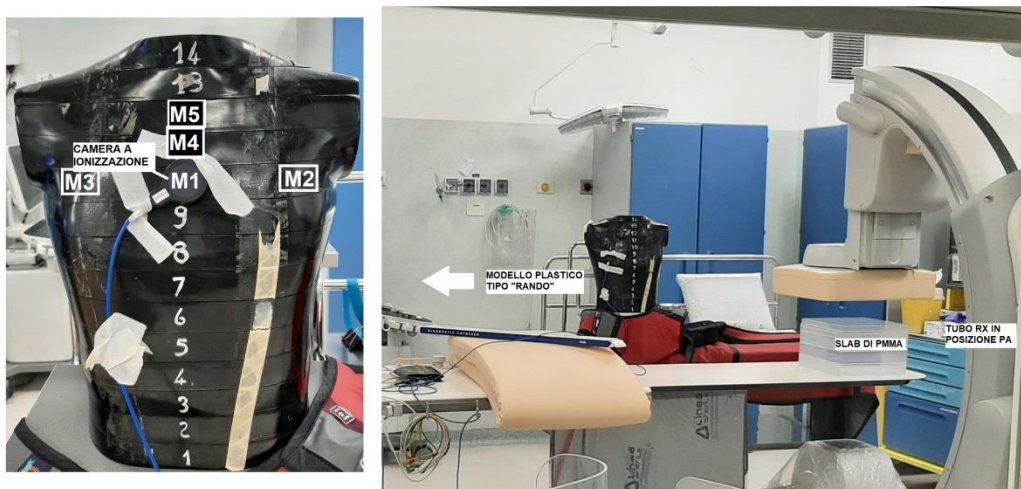
Nelle simulazioni i punti di misura sul petto degli operatori sono stati identificati nel seguente modo: A, B, C, D ed E indicano rispettivamente le file dal basso verso l'alto, mentre 1-7 sono le colonne da destra a sinistra; il punto centrale sul petto è perciò identificato dalla coppia C4. Tutti i valori riportati nei grafici seguenti hanno incertezza dell'ordine di qualche per cento a una deviazione standard.

In figura 3 è riportato il grafico dell'andamento di $H_p(10)$ valutato per il fascio 70 kV e la proiezione PA. Al di là delle ovvie differenze in termini di valori assoluti, si riscontrano alcune caratteristiche in comune. I dosimetri posti nelle file inferiori, A e B, presentano i valori più bassi e i dosimetri posti nelle file superiori (D ed E), valori più alti, inoltre, in particolare per il primo operatore, si osserva un decremento della dose in corrispondenza delle colonne più a sinistra (6 e 7).

Questo andamento è conservato, in generale, a prescindere dall'energia del fascio come si può osservare nella figura 4, che riporta l'andamento per la fila A e la fila E del primo operatore, all'aumentare dell'energia del fascio, sempre per la proiezione PA. Le curve che corrispondono alla fila A, al variare dell'energia del fascio, mantengono pressoché la stessa conformazione, così come quelle relative alla fila E. Dalla stessa figura appare inoltre evidente come al crescere dei kV aumenti anche la dose ricevuta dall'operatore.

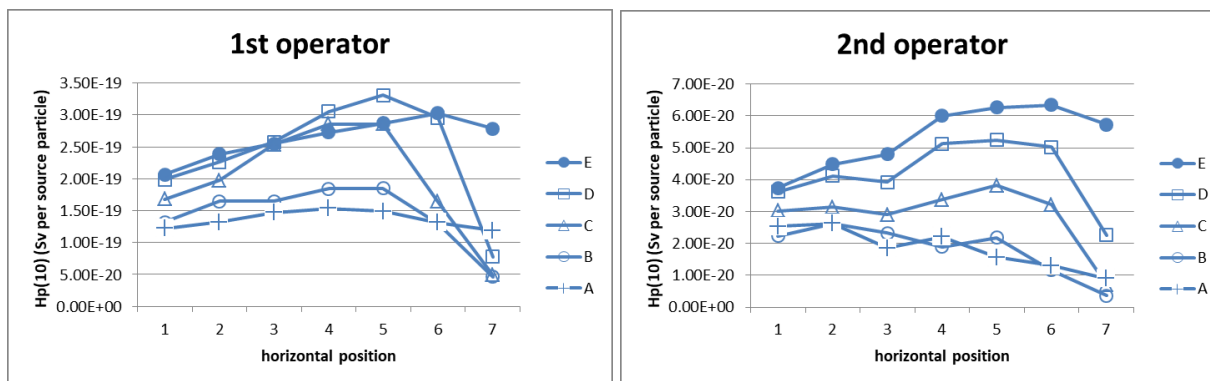
La variazione dell'esposizione a 70 kV al variare della proiezione è mostrata per la fila dei dosimetri D, al variare della colonna, in figura 5; in figura 6 per i dosimetri della colonna 4, al variare della fila. Anche in questo caso, come nel caso della figura 3, l'effetto maggiore della parametro che varia, la proiezione del fascio in questo caso, è quello di modificare l'esposizione dell'operatore. L'effetto di tale variazione invece sulla posizione in cui viene valutata la dose è più limitato, con poche eccezioni e tale tendenza è generalmente preservata.

Figura 2 – scenario delle misure



Misure con camera a ionizzazione in una sala di interventistica dell'Ospedale Morgagni-Pierantoni di Forlì

Figura 3 – 70 kV PA



L'analisi fin qui condotta è stata fatta sul campo di diffusa che investe l'operatore solo modificando il termine sorgente (energia e direzione del fascio) e fino a qui i dati sembrano essere contro-intuitivi, nel senso che ci si aspetterebbe una esposizione maggiore per i dosimetri più in basso (file A e B quindi più vicini al paziente) rispetto a quelli posti più in alto (file D ed E). Inoltre non è immediatamente chiaro il perché (figure 3 e 5) ci sia questa repentina diminuzione della dose tra la colonna 6 e la colonna 7.

Figura 4 – Hp(10) per le altezze A ed E per proiezione PA a diversi valori di kV

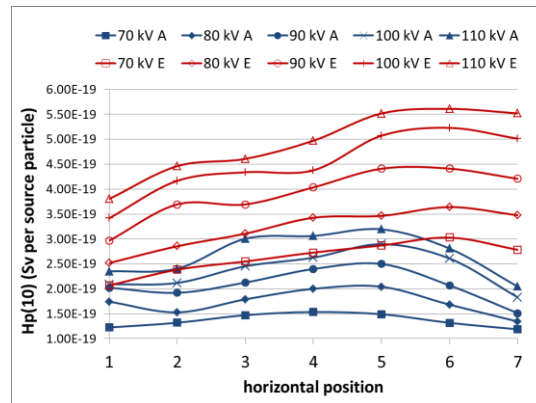


Figura 5 – Hp(10) a 70 kV nei dosimetri della fila D, in funzione della colonna, al variare della proiezione del tubo

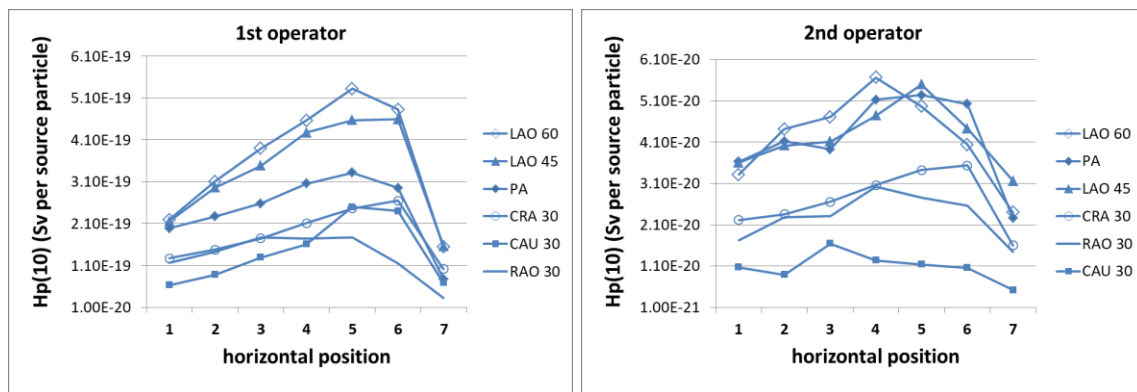
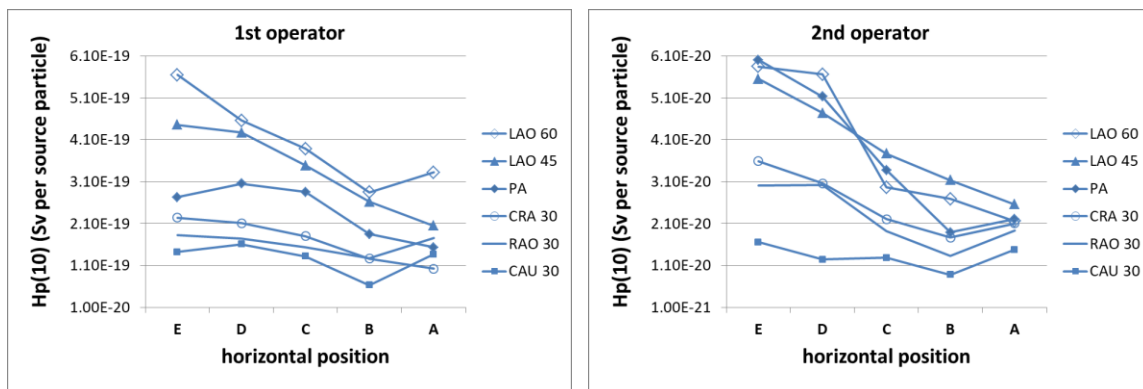


Figura 6 – Hp(10) a 70 kV nei dosimetri della colonna 4, in funzione della fila, al variare della proiezione del tubo



RISULTATI DELLE SIMULAZIONI IN CONDIZIONI MODIFICATE

Per rispondere alle obiezioni precedenti sono state fatte ulteriori simulazioni nelle quali è stato ruotato il primo operatore sul proprio asse.

In figura 7 sono riportate le variazioni delle risposte dei dosimetri, per un fascio di 70 kV in proiezione PA, in funzione della rotazione del primo operatore sul suo asse. Nei grafici a sinistra è mostrato come variano le risposte dei dosimetri ruotando il modello di 20° e di 40° verso la sua destra (in direzione dei piedi del paziente). Come si può osservare la risposta più alta si ha per la fila A. In questo caso infatti è la distanza ad essere dominante sugli altri effetti geometrici, e nel caso della rotazione a 40° del modello la risposta dei dosimetri posti più a destra è quasi nulla. Nei grafici di figura 7 a destra è riportato il risultato per la rotazione del modello verso la sua sinistra (in direzione della testa del paziente e quindi anche del fascio). Si può osservare che per la rotazione di 40°, in particolare, le dosi maggiori si ottengono per la fila A, B e C per le quali si osserva una specie di andamento parabolico (molto marcato per la A). Tale andamento si appiattisce nelle file poste più in alto D ed E ed è dovuto alla forma e alla disposizione degli arti superiori del modello, che producono una schermatura parziale dei dosimetri posti sul petto dell'operatore.

Una verifica di questo effetto di parziale schermatura degli arti superiori si può osservare in figura 8 dove sono presentati i risultati per il fascio a 110 kV, sempre per la proiezione PA, per il primo operatore con e senza gli arti superiori.

Come si può osservare, la rimozione delle braccia dai modelli comporta due evidenti effetti sulle risposte dei dosimetri posizionati sul petto del primo operatore. Il primo effetto è l'inversione dell'andamento delle dosi, ovvero, le dosi più alte si registrano per la fila posta più in basso, la fila A. Il secondo effetto è l'andamento delle curve che hanno il loro massimo in corrispondenza della colonna 7, quella posta più a sinistra.

L'analisi di questi dati sembra suggerire che la presenza e la posizione degli arti superiori possa influenzare anche in modo sostanziale l'esposizione di un dosimetro posto sopra il petto dell'operatore.

Figura 7 – Hp(10) a 70 kV, PA, in funzione della rotazione del primo operatore

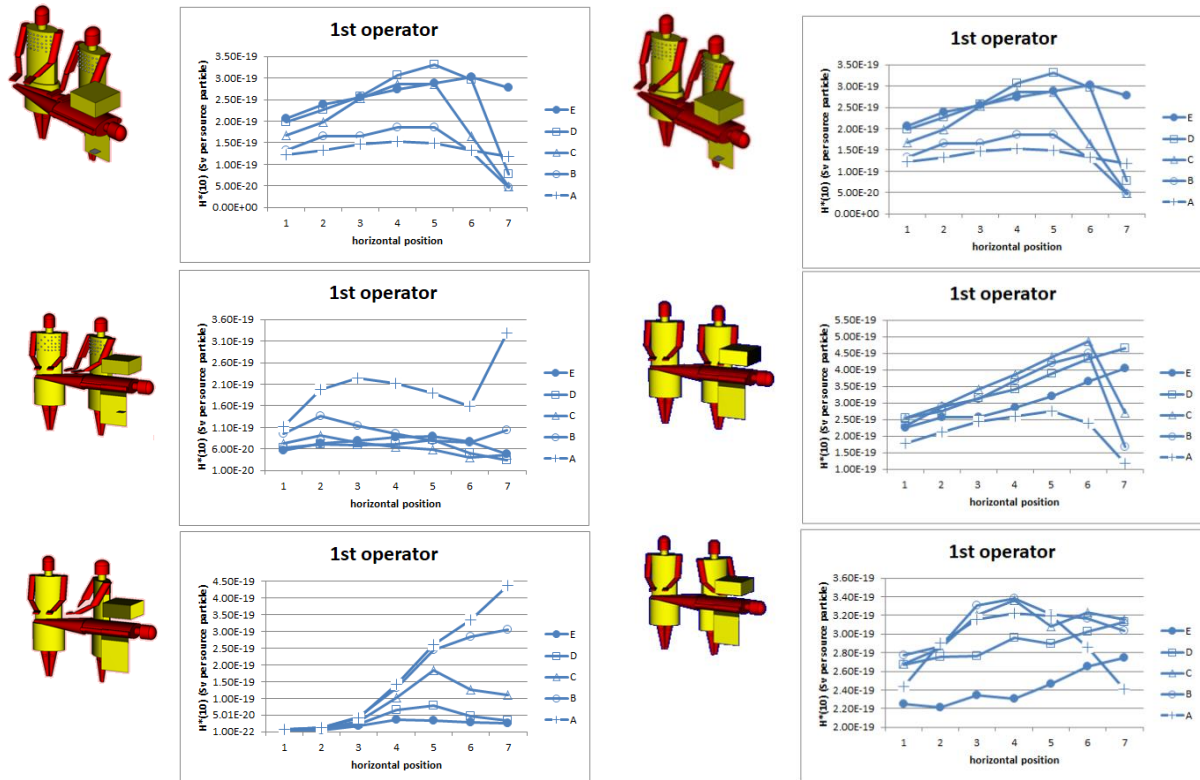
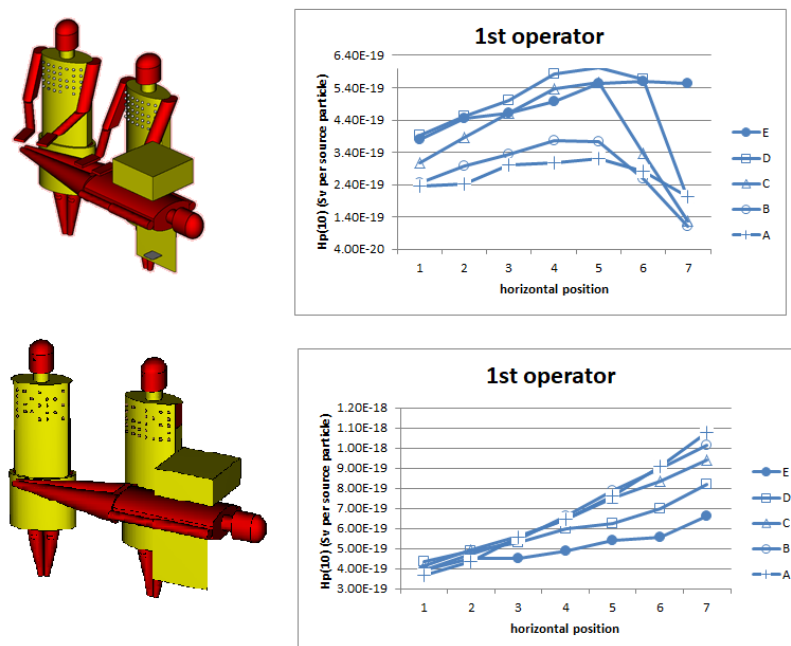


Figura 8 – Hp(10) a 110 kV, PA, del primo operatore - modelli con e senza gli arti superiori



RISULTATI DELLE MISURE SPERIMENTALI

Le misure eseguite in ospedale hanno offerto una validazione preliminare, seppur parziale, dei risultati ottenuti con la campagna di simulazioni Monte Carlo.

In tabella 1 sono riportati i valori misurati con la camera a ionizzazione nel corso delle prove. Si può osservare che spostandosi dal centro del petto a destra (di 10 cm) si ha una riduzione della dose dell'ordine del 50%, mentre spostandosi verso sinistra la dose resta pressoché invariata. Al contrario muovendosi verso l'alto, punti di misura M4 ed M5, si ha una riduzione del 40% della dose registrata dalla camera.

Tabella 1 – Misure su fantocchi plastici con camera a ionizzazione

Posizione (figura 2)	Dose assorbita (mGy) e incertezza associata	Rapporto rispetto al valore centrale M1
M1	29.7 (4%)	1
M2	30.5 (4%)	1.03
M3	15.8 (4%)	0.53
M4	19.2 (6%)	0.65
M5	18.5 (6%)	0.62

DISCUSSIONE

I modelli plastici impiegati nelle misure hanno una struttura anatomica differente da quella che caratterizza il modello matematico MIRD e allo scopo di poter meglio confrontare dati di simulazione e risultati di misura, si è deciso di rifare le simulazioni in PA sostituendo al paziente un blocco di PMMA delle stesse dimensioni di quello impiegato nel corso delle misure.

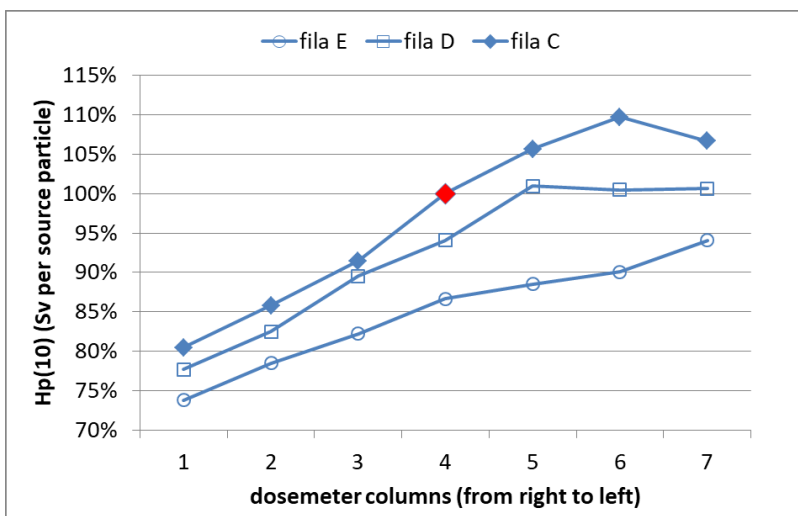
Il punto di misura M1, considerate le altezze dal suolo da un parte, la dimensione del modello MIRD e la conformazione del suo torace dall'altra, corrisponde, approssimativamente, alla posizione del dosimetro posto nella colonna 4 della fila C.

Pur considerando le residue differenze tra lo scenario simulato e quello delle misure, in figura 9 sono mostrati quindi i risultati di questi ulteriori calcoli con il modello MIRD senza camice protettivo, senza braccia e con il paziente sostituito da un parallelepipedo di PMMA.

I risultati sono riportati in termini percentuali, rispetto al valore del dosimetro in C4 per un più agevole confronto con i dati sperimentali della tabella 1. Come si evince dal grafico, spostandosi dal dosimetro in C4 verso la sinistra del modello, colonna 7, l'incremento della dose è contenuto in un 10% mentre spostandosi verso la destra del modello, colonna 1, la dose diminuisce di circa il 20%. Dalla posizione centrale C4 muovendosi verso la fila E (posta 10 cm più in alto della fila C sul modello) la dose si riduce di un 15%, rimanendo nella colonna 4, e di oltre il 25% spostandosi nella colonna 1.

Seppur la diversa morfologia dei modelli non permette un confronto diretto dei risultati, da un punto di vista degli andamenti, le curve ottenute dalle simulazioni sono in accordo soddisfacente con quanto misurato sperimentalmente e riportato in tabella 1.

Figura 9 – Hp(10) a 110 kV, PA, del primo operatore - modelli senza arti superiori e paziente slab



Naturalmente gli scenari presentati, sia quello simulato, sia quello di misura, presentano delle limitazioni rispetto al caso reale dove l'operatore mantiene una certa mobilità nel corso della pratica, le braccia non sono posizionate rigidamente sul paziente e schermi pensili intervengono per abbattere il campo di radiazione diffusa e riducendo l'esposizione degli operatori. Ad ogni modo quanto osservato è utile per la stima complessiva dell'incertezza della dose secondo quanto sollevato nell'articolo di Duran et al. [Duran 2013].

E' importante sottolineare come l'elevata variabilità della diffusa sull'operatore, messa in evidenza anche nelle simulazioni del presente lavoro, suggerisca che si debba prestare una particolare attenzione nell'impiego degli algoritmi di calcolo della dose dove è specificata la posizione del dosimetro sopra il camice. Considerare infatti equivalente la risposta di un dosimetro posto sul petto, magari vicino all'ascella, o di un dosimetro quasi a livello del collare e posto a livello della clavicola, o sulla destra del petto, non è generalmente corretto e, come minimo, richiede che si tenga conto di una incertezza derivata dalla posizione valutabile, come si può evincere dai grafici sopra riportati, dell'ordine del 30-40%.

CONCLUSIONI

In questo lavoro si è studiato, mediante un'estesa campagna di simulazioni Monte Carlo e alcune prove sperimentali, in che modo la posizione del dosimetro sopra il camice, posto a livello del petto dell'operatore, possa influire sulla misura della sua esposizione.

Nei limiti della rigidità delle simulazioni, i risultati mostrano che, per un operatore posto alla destra del paziente, spostando il dosimetro dal centro del petto a destra si può avere una riduzione del 40% della dose e che, all'opposto, è sconsigliabile posizionare il dosimetro all'estrema sinistra perché è possibile una sua parziale schermatura dovuta al braccio sinistro dell'operatore.

La qualità della radiazione e la proiezione del fascio determinano la quantità di radiazione che giunge all'operatore, ma hanno un effetto ridotto sulla posizione del dosimetro. Al contrario un effetto maggiore potrebbero averlo gli arti superiori e su questo particolare aspetto, per ora

verificato solo con le simulazioni Monte Carlo, ci si riserva di compiere un prossima campagna di misure utilizzando un modello plastico provvisto di braccia.

A causa di questi effetti è plausibile ipotizzare che la variabilità delle dosi associabili a un dosimetro posto sopra il camice all'altezza del petto sia dell'ordine del $\pm 40\%$ e di tale incertezza si dovrebbe tener conto nell'uso degli algoritmi per il calcolo della dose efficace.

Bibliografia

- Covens, P., Berus, D., Buls, N., Clerinx, P. and Vanhavere, F. 2007 Personal dose monitoring in hospitals: global assessment, critical applications and future needs *Radiat. Prot. Dosim.*, 124 250–9
- Duran A., Hian SK, Miller D.L., Heron JL, Padovani R., Vano E. 2013 Recommendations for occupational radiation protection in interventional cardiology Catheterization and cardiovascular interventions 82 29-42
- ESR (2019): European Society of Radiology (ESR) and Cardiovascular and Interventional Radiological Society of Europe (CIRSE). Interventional radiology in European radiology departments: a joint survey from the European Society of Radiology (ESR) and the Cardiovascular and Interventional Radiological Society of Europe (CIRSE). *Insights into Imaging*; 10:16.
<https://doi.org/10.1186/s13244-019-0698-6>. (accessed on 2nd February 2022)
- Ferrari P., et al. 2016 Monte Carlo study of the scattered radiation field near the eyes of the operator in interventional procedures *J. Radiol. Prot.* 36 902–921
- Ferrari P. et al. 2022 What Is Worth Knowing in Interventional Practices about Medical Staff Radiation Exposure Monitoring: A Review of Recent Outcomes of EURADOS Working Group 12 Environments MDPI, 9, 53. <https://doi.org/10.3390/environments9040053>
- IAEA. 2018 Safety Standards Series No. GSG-7. Occupational Radiation Protection. General Safety Guide. IAEA, Vienna.
- ICRP 2013 International Commission on Radiological Protection: Radiological protection in cardiology ICRP Publication 120 Ann. ICRP 42(1)
- ICRU 1996 International Commission on Radiation Units and Measurements ICRU Report 57 Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation.
- IPEM 1997 Scientific Report Series N.78. Catalogue of diagnostic X ray and other spectra IPEM, Tork,
- Koukorava, C., Carinou, E., Ferrari, P., Krim, S., Struelens, L. 2011 Study of the parameters affecting operator doses in interventional radiology using Monte Carlo simulations *Rad. Meas.* 46 (11) Pages 1216-1222
- Martin, C. J, 2009 A review of radiology staff doses and dose monitoring requirements *Radiat. Prot. Dosim.* 136 140–57
- Padovani, R. and Rodella, C. A. 2001 Staff dosimetry in interventional cardiology *Rad. Prot. Dosim.*, 94, 99-103
- Pelowitz DB (editor) 2013 MCNP6 USER'S MANUAL Version 1.0 (LANL Los Alamos LA-CP-13-00634).
- S. Principi, J. Farah, P. Ferrari, E. Carinou, I. Clairand, M. Ginjaume 2016 The influence of operator position, height and body orientation on eye lens dose in interventional *Physica Medica* 32 1111–1117
- Rigatelli G., et al. 2016 Impact of operators' height on individual radiation exposure measurement during catheter-based cardiovascular interventions. *Journ. Interv. Cardiology* 29 83-88
- Vanhavere, F., et al. 2020 The use of Active Personal Dosimeter in Interventional Workplaces in hospitals: comparison between active and passive dosimeters worn simultaneously by medical staff *Radiation Protection Dosimetry*, 188, Issue 1, Pages 22-29.

Progetto SIREN: sviluppo di simulazioni Monte Carlo in situazioni non standard nella terapia in Medicina Nucleare

C. Andenna¹, G. Stendardo², P. Fattibene², P. Ferrari³ e C. Zicari¹

¹INAIL, DIT, via Torraccio di Torrenova, 00133, Roma

²Istituto Superiore di Sanità, viale Regina Elena 299, 00161, Roma

³Enea - Istituto di Radioprotezione, via martiri di Monte Sole 4, 40129 Bologna

c.zicari@inail.it

Riassunto

Nei trattamenti di terapia in medicina nucleare possono avvenire piccoli incidenti e near misses, come lo sversamento di fluidi biologici, con eventuale esposizione degli operatori. La valutazione della dose agli operatori in queste situazioni è stato oggetto di pochissimi studi di letteratura, al meglio della conoscenza degli autori. In questo lavoro abbiamo sviluppato un programma di simulazione Monte Carlo basato sulle librerie di Geant4-11-00 per simulare la dose ambientale in presenza di sorgenti radioattive nelle camere di degenza, in scenari sia di routine che incidentali. Le principali particelle simulate sono elettroni, fotoni, protoni e positroni, con un cut value di 100 micron. Utilizzando l'esempio advanced 'human phantom' di G4 è stata inserita nel programma la possibilità di simulare un paziente mediante il fantoccio MIRD sia maschio che femmina. Il codice, sviluppato in C++, permette di simulare sorgenti radioattive estese e collocate in differenti zone oltre alla possibilità di usare gli stessi organi del fantoccio MIRD come sorgente. Questo è risultato particolarmente utile per calcolare la dose attesa in aria a seguito della somministrazione al paziente dei necessari radiofarmaci considerando come organi sorgente sia lo stomaco che la tiroide.

La stanza di degenza, di 4 m di lato, è stata discretizzata con voxel cubici di 5 cm di lato di aria, scelta che ha permesso di ottenere un giusto compromesso tra i tempi e l'accuratezza del calcolo stesso conseguendo comunque una statistica sufficientemente elevata. I primi test del programma sono stati effettuati usando lo 131I. Il primo scenario prevede lo stomaco del fantoccio come sorgente e il secondo la sua tiroide in condizioni di routine clinica. Infine è stata simulata una sorgente estesa esterna al paziente di diversi volumi per disegnare una perdita di fluidi da parte del paziente stesso (vomito, urina, sangue). Per le prime due simulazioni sono stati generati circa 800 milioni di eventi primari, e 900 milioni per la terza. I valori di dose calcolati sono stati confrontati con dati di letteratura, in particolare con la norma ISO 18310-1:2017, con misure sperimentali e con calcoli eseguiti con RESRAD-BUILD, a distanze tra 0.1 m e 2 m. Per distanze maggiori di 0.5 m dal fantoccio sono risultati in buon accordo con i valori riportati nella norma ISO 18310-1:2017 e con RESRAD-BUILD. Il MC invece mostra un valore di dose maggiore di quanto riportato in letteratura per distanze prossime al fantoccio.

Il caso della sorgente estesa necessita di ulteriori approfondimenti in quanto la sua modellizzazione con altri codici di calcolo per il necessario confronto non è di facile realizzazione vista la specificità dello scenario. Sono previste ulteriori simulazioni con codice MCNP, anche con altre sorgenti radioattive come ¹⁷⁷Lu e ⁹⁰Y, e la possibilità di realizzare altre campagne di misura mirate alla validazione del codice realizzato.

Il progetto SIREN è finanziato dal Piano della Ricerca Scientifica 2019-2021 dell'INAIL, BRIC 2019, ID tematica 44/2019.

Formazione ed addestramento del fisico medico per affrontare una emergenza radiologica/nucleare

Chiara Ferrari¹, Stefano De Crescenzo², Andrea Malizia³

¹ Fisica Sanitaria, ASST di Mantova, 46100 Mantova

² Istituto Europeo di Oncologia, 20141 Milano

³ Dipartimento di Biomedicina e Prevenzione, Università di Roma Tor Vergata, 00133 Roma

chiara.ferrari@asst-mantova.it

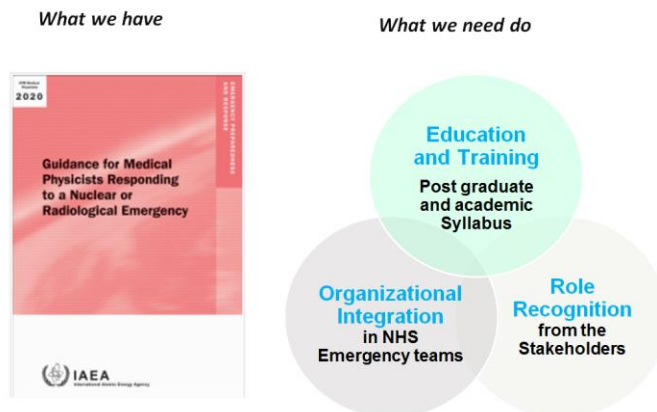
Riassunto

Quando le emergenze radiologiche nucleari coinvolgono i servizi ospedalieri è fondamentale una risposta adeguata. Tuttavia, la bassa probabilità d'accadimento, il contenimento delle risorse e l'elevata specializzazione richiesta sono ostacoli per la diffusione di modelli appropriati di triage. Eppure, le sorgenti di radiazione sono ormai ubiquitarie, gli incidenti possono capitare ovunque sul territorio e non può essere escluso l'utilizzo malevolo. Tutti i mezzi e le conoscenze disponibili in materia di radioprotezione devono essere impiegati in una prospettiva di equilibrio costi-benefici, aggiungendo risorse in caso di bisogno. Negli ospedali il fisico medico è una delle professionalità che ha la base culturale per costituire una risorsa aggiuntiva. Ciononostante, sono necessari una formazione ed addestramento specifico dato che al momento il curriculum universitario non include esplicitamente questo tema. Il presente lavoro è una proposta per colmare questa lacuna per i professionisti che lavorano in ospedale. Lo scopo è preparare il fisico medico a collaborare utilmente all'interno del proprio ospedale e con i servizi di prima risposta in caso emergenza.

Radiation emergencies are exceptional events. When hospitals are involved, correct response plays a fundamental role. However, the dissemination of appropriate models of triage is hampered by the low likelihood of occurrence. If a nation has no nuclear plant and/or has a weaker economy, the risk is not perceived as looming and devolving funds for preparedness and training is difficult. All the available resources and knowledge in radiation protection must be deployed under a cost-benefit balance point of view. The Medical Physicist Expert is part of a clinical team and has knowledge about radiation measurement, dose assessment and communication with the other health care professionals. However, despite the cultural basis, providing a dedicated educational programme and training is necessary. In fact, the current medical physicists' curricula do not include a specific module on these topics. This work aims to present a proposal for education and training courses to provide an effective, practicable and quickly recoverable emergency formation, aimed at preparing the professionals to be part of the emergency services response cycle.

INTRODUZIONE

Le emergenze radiologiche e nucleari sono eventi rari ed eccezionali ma si deve essere preparati ad affrontarli ovunque e sempre. Quando vengono coinvolti gli ospedali, lo specialista in fisica medica può svolgere un importante ruolo di supporto (Meghziene and Nusslin, 2011). Eppure, nonostante il background professionale, è necessaria una formazione aggiuntiva, perché l'attuale curriculum universitario non include esplicitamente questo argomento (MIUR, 2022). Il problema di mancanza di preparazione alle emergenze radiologiche nucleari è stato segnalato anche per altri professionisti dell'area radiologica (McCurley M et al. 2009). Nell'ottica dell'uso ottimale delle risorse già presenti, nel 2020 l'Agenzia Internazionale dell'Energia Atomica (IAEA) ha pubblicato la guida "Guidance for Medical Physicists Responding to a Nuclear or Radiological Emergency" nella serie "Emergency Preparedness and Response- EPR", richiamando esplicitamente il coinvolgimento dei fisici medici e nel contempo riconoscendo la necessità di una formazione appropriate. Figura 1



LA PROPOSTA IAEA E L'APPROCCIO ALL HAZARD

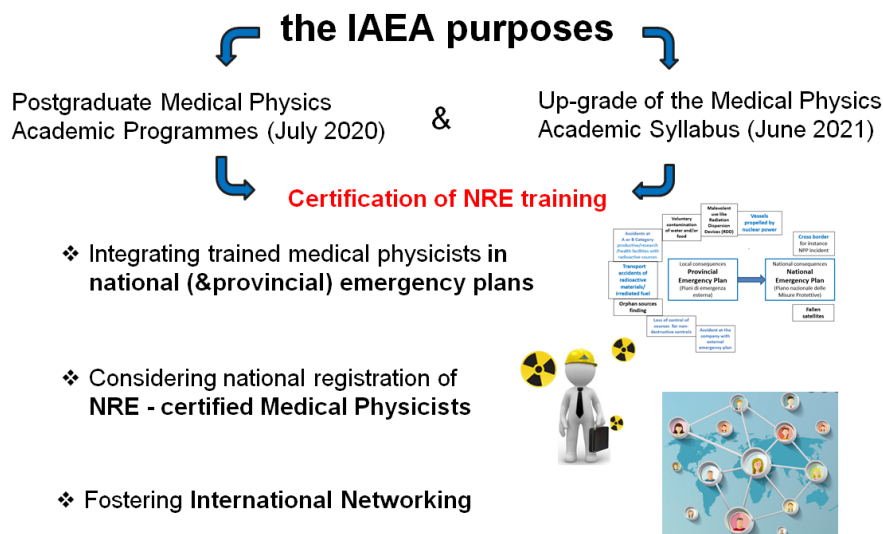
Le linee guida dello IAEA raccomandano come uno degli elementi base del portfolio di formazione del fisico medico uno specifico percorso educativo per la gestione delle emergenze. A tale scopo è stato proposto uno specifico percorso di formazione post accademica e sono stati tenuti dei corsi per la formazione di formatori detti "Train of Trainers" (IAEA, 2015). Il corso contiene 13 differenti moduli che affrontano aspetti sia teorici che pratici nella gestione delle emergenze. Sono inclusi argomenti assolutamente innovativi come "la comunicazione del rischio" ed "effetti psicologici", altri familiari come "la misura delle radiazioni" e "la stima di dose" affrontati però nel contesto dell'emergenza e della medicina dei disastri, figura 2.

Figura 2: Programma del corso per formatori- IAEA Syllabus

3.1.	Module 1: Introduction.....
3.2.	Module 2: Nuclear and Radiological Emergencies.....
3.3.	Module 3: Radiation Measurements and Instrumentation.....
3.4.	Module 4: Dose Assessment and Dose Reconstruction
3.5.	Module 5: Monitoring and Decontamination of People, Waste Management – Scene and Reception Centre
3.6.	Module 6: Monitoring and Decontamination of People, Waste Management – Hospital.....
3.7.	Module 7: Biological Effects of Radiation – Cell and Tissue Effects, Stochastic Effects
3.8.	Module 8: Protection Strategies for the Public
3.9.	Module 9: Protection Strategies for Workers.....
3.10.	Module 10: Medical Management
3.11.	Module 11: Psychological Effects and Impacts on Mental Health.....
3.12.	Module 12: Effective Risk Communication.....
3.13.	Module 13: Education and Training in NRE (theory and practice, training of others)

L'agenzia IAEA promuove il riconoscimento a vari livelli delle competenze acquisite dal fisico medico nella gestione delle emergenze radiologiche. Sia nel 2020 che nel 2021 ha proposto l'aggiornamento delle competenze dei professionisti già specializzati ed del Syllabus universitario, figura 3.

Figure 3 Riconoscimenti promossi dalla IAEA



Dopo la pubblicazione del D. Lgs. 101/20, a livello locale si è rinnovata l'importanza del coinvolgimento dei servizi di Fisica Sanitaria ospedalieri nella formulazione dei piani di emergenza provinciali degli Uffici Territoriali di Governo). L'aspetto più saliente è che si parla del coinvolgimento di una "struttura organizzata" (Servizio di Fisica Sanitaria) non di un singolo professionista, con tutti i vantaggi conseguenti, primo passo per l'integrazione sponsorizzata dallo IAEA.

La possibilità di sviluppare il percorso in un contesto tecnico "All-Hazard" è una ulteriore possibilità di ottimizzazione delle risorse, visto che tante attività sono condivise all'interno dei rischi cosiddetti NBC -nucleare, biologico e chimico, figura 3 (Master CBRNe, dal 2012). Questo è l'approccio tipico delle squadre di primo intervento, ad esempio il corpo dei Vigili del Fuoco e le squadre del 118.

Figura 3: Approccio "All-Hazard"



ASPETTI TEORICI ED ABILITÀ SUL CAMPO RICHIESTI NELLE PROCEDURE D'EMERGENZA

La formazione per affrontare le emergenze coinvolge due aspetti importanti: il sapere ed il sapere fare, all'interno di uno schema temporale d'intervento dove si deve agire con tempestività e in sicurezza, se pur all'interno di un quadro dei rischi non ancora ben definito e conosciuto.

La proposta formativa formulata vuole mettere insieme metodi ed argomenti di varia natura, all'interno di un percorso dove formazione a distanza ed esercitazioni sul campo s'integrano.

Una particolare attenzione viene rivolta al tema della comunicazione, che riveste un ruolo importantissimo.

La profonda conoscenza teorica della materia è un prerequisito fondamentale. I contenuti concettuali, le capacità cognitive e lo sviluppo di un metodo razionale appartengono alla consapevolezza teorica e sono famigliari al percorso di studi dello Specialista in Fisica Medica. Gli approfondimenti possono essere affrontati con lezioni in remoto e/o off-line, lasciando spazio per lo studio e l'approfondimento individuale.

La capacità di agire in modo opportuno, con prontezza e coordinamento con i colleghi, sono abilità motorie da allenare. Secondo la "Anesthetists society", la consapevolezza della situazione, il processo decisionale, la leadership, la comunicazione e il lavoro di squadra sono le competenze non tecniche da sviluppare in contesti di emergenza sanitaria (Flin R. et al 2003).

Le esercitazioni in presenza sono fondamentali per attività pratiche come indossare e pulire di dispositivi di protezione individuale o adottare un atteggiamento opportuno muovendosi all'interno di un ambiente rischioso. Tra gli strumenti didattici ci sono strumenti specifici che permettono di simulare la presenza della radioattività, attraverso la ricostruzione di un'attività virtuale, migliorando il realismo delle simulazioni senza mettere in pericolo inutilmente i discenti. La "simulazione ad altissima fedeltà", mutuata dal mondo dell'aeronautica, sembra una conquista raggiungibile grazie allo sviluppo tecnologico. "Esperienze reali" o "simulazioni di esperienze reali" che contengono abilità motorie hanno un livello più alto di persistenza. La presenza di queste possibilità in sede d'esercitazione è una risorsa importante.

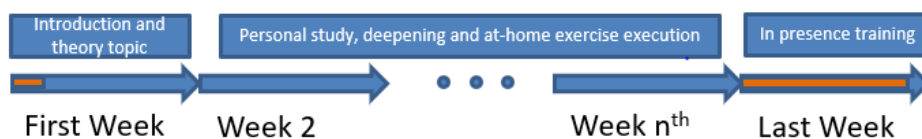
Le capacità di scegliere e di avere una dialettica di confronto vengono esercitate nei "Table Top Exercises"-TTX (Iannotti, 2020). Questi esercizi appartengono all'insieme delle esperienze collaborative. Sono la simulazione di esperienze reali focalizzate sull'azione delle "scelte" (azioni mentali) piuttosto che sulle azioni fisiche delle esercitazioni manuali. Mettono alla prova come trattare con individui o altri professionisti attraverso il confronto dialettico all'interno del gruppo per migliorare le capacità di comunicazione.

FORMAZIONE BLENDED ED ALLEANZA EDUCATIVA TRA DIVERSI PROFESSIONISTI

L'obiettivo di questa formazione è quello di introdurre i fisici medici ai fondamentali delle emergenze radiologiche, per poi sviluppare la consapevolezza sui metodi e materiali con cui affrontarle. Affinché il programma educativo sia più efficace, dovrebbe essere completato all'interno poi della struttura di appartenenza con tutto il personale coinvolto: operatori del team clinico, incluso il rappresentante del dipartimento di direzione sanitaria; operatori della prima squadra di soccorso in caso di intervento sul territorio, perché l'acquisizione di competenze in caso di emergenza è efficace se la conoscenza è condivisa.

Le possibilità educative offerte dalla tecnologia e la necessità di esercitazioni pratiche sono meglio realizzate nel contesto di un progetto in cui l'apprendimento on line e le esercitazioni si fondono. Un programma di apprendimento misto ("blended") consiste in una serie di vari elementi tra cui formazione in presenza, aula virtuale, formazione asincrona e condivisione di materiale online. La corretta integrazione delle attività offline e online è fondamentale per migliorare i risultati della formazione. Ciò che conta è individuare il miglior strumento educativo a seconda dello scopo educativo, figura 4.

Figura 4: Struttura temporale del corso



Naturalmente, le lezioni teoriche in presenza sono un'opzione valida. Eppure l'uso di metodologie che permettono la connessione in remoto e la fruizione dei contenuti in modo asincrono sono facilitatore nell'espandere il pubblico, riducendo i costi e consentendo una gestione personale e personalizzata delle risorse temporali. Inoltre, l'uso offline dei contenuti delle lezioni permette l'approfondimento delle lezioni personalizzato, in base alle effettive esigenze di formazione sull'argomento.

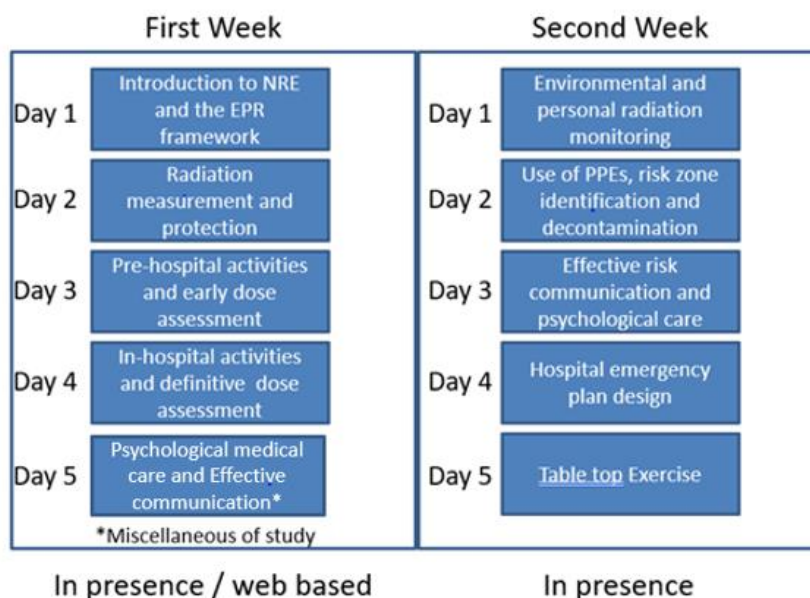
La pausa tra la parte teorica e pratica permette di confrontarsi con esercizi e l'utilizzo di software dedicato, di approfondire gli aspetti teorici e di allenarsi con gli strumenti da utilizzare durante le esercitazioni in presenza (Ibrahim, 2018). Spezzare in due il ciclo formativo inoltre viene incontro agli impegni lavorativi di un fisico medico già inserito all'interno di una struttura ospedaliera. Il grande potenziale educativo dell'apprendimento in presenza rimane durante le attività pratiche, i giochi di ruolo e gli esercizi di lavoro di squadra. Il “debriefing” delle attività in presenza e la correzione delle esercitazioni teoriche dovrebbero essere in presenza o in aula virtuale sincrona. La creazione di una rete di colleghi per condividere e rafforzare le esperienze è l'aspetto sottostante del progetto misto, un obiettivo più facilmente accessibile con le attività in presenza.

CONTENUTI DEL CORSO

Il progetto educativo è dedicato a fisici medici operanti in ambito ospedaliero, il possesso della qualifica e delle funzioni di Esperto di Radioprotezione sono caldeggiati, ma non costituiscono un prerequisito necessario. Il background della professionalità di Specialista in fisica Medica e la conoscenza della legislazione di radioprotezione permettono di concentrarsi subito sulla fase di emergenza e gli aspetti innovativi. Solo alla fine del modulo teorico, viene presentato un addendum sulla descrizione dei possibili scenari post-accidentale a lungo termine, completando la conoscenza di tutti gli aspetti di una emergenza radiologica

Ogni giorno del modulo teorico copre argomenti ed attività commensurati ad un carico di lavoro attivo di sei/sette ore, per il modulo pratico a completamento delle attività proposte da calendario, figura 5.

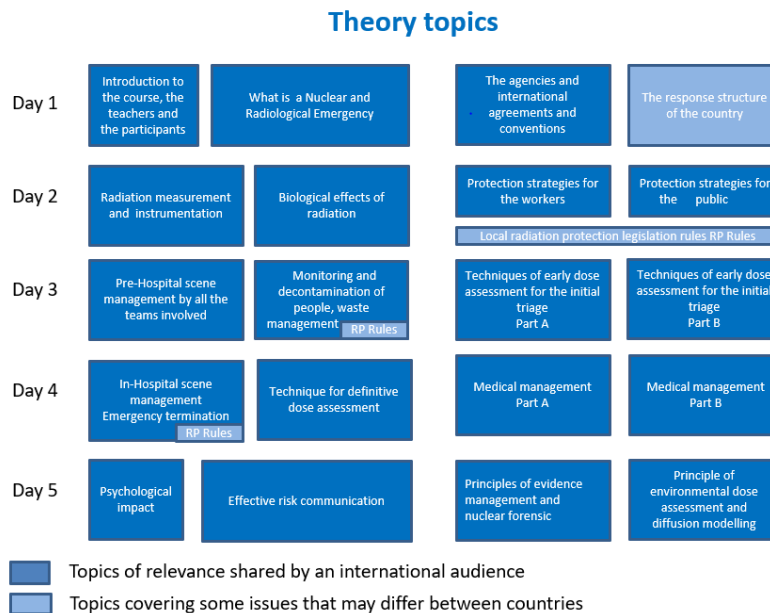
Figure 5. Struttura del corso con indicazione degli argomenti principali



Per quanto riguarda gli argomenti teorici, sono state introdotte innovazioni rilevanti sulla struttura di base del workshop dell'AIEA, prestando attenzione anche allo sviluppo delle capacità di leadership aggiungendo argomenti come “convenzioni e le agenzie coinvolte a

livello internazionali”, la descrizione del “sistema di risposta a livello nazionale” e i principi di “gestione delle prove e forensica nucleare”, figura 6.

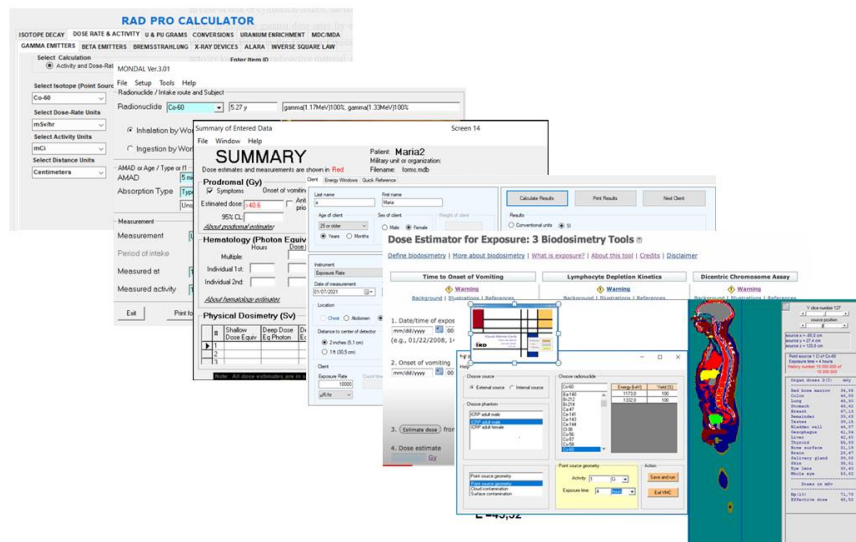
Figure 6. Dettaglio degli argomenti lezioni teoriche, prima settimana



Tra gli argomenti più innovativi rispetto la formazione di base e non già citati, si segnala l'introduzione alla teoria e alla pratica della metodologia del triage, secondo una prospettiva clinica generale non basata solo sul rischio da radiazioni ionizzanti; la stima di dose assorbita dai pazienti, effettuata a due livelli diversi (stima precoce e stima definitiva) nella prospettiva della medicina dei disastri. I richiami di legislazione in tema di radioprotezione sono per assicurare la massima collaborazione e supporto all'Esperto di Radioprotezione. Una particolare attenzione va dedicata agli strumenti e le misure di radionuclidi non utilizzati in ambito ospedaliero.

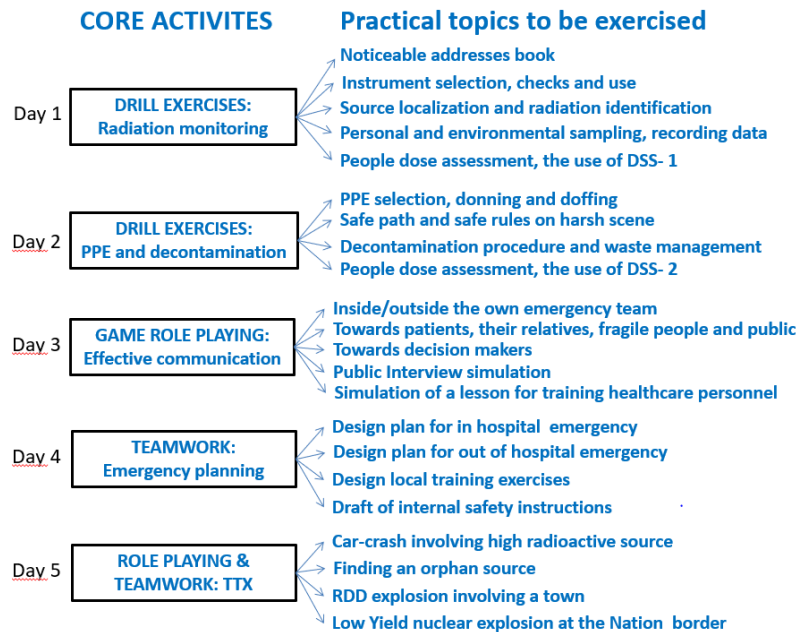
Durante questo modulo saranno distribuiti e fatti esercizi su software liberamente scaricabili on line, su cui potere allenarsi in preparazione delle esercitazioni in presenza, figura 7.

Figure 7. Alcuni dei pacchetti software per la stima di dose ed il triage in situazioni d'emergenza



Durante la seconda settimana, sono in programma le attività in presenza che non sono solo esercitazioni pratiche in senso stretto, Figure 8.

Figure 8 Dettaglio delle attività pratiche ed in presenza, seconda settimana



In tutti i pomeriggi, i discenti saranno impegnati nel de briefing delle attività mattutine e degli esercizi fatti a casa durante l'intervallo tra la prima e seconda parte del corso.

La disponibilità di formatori provenienti da altre professionalità come, ad esempio, i colleghi delle ARPA, gli Esperti di Radioprotezione, i Vigili del Fuoco e i professionisti della comunicazione è fondamentale per avere un quadro completo d'intervento e stimolare il mutuo riconoscimento professionale.

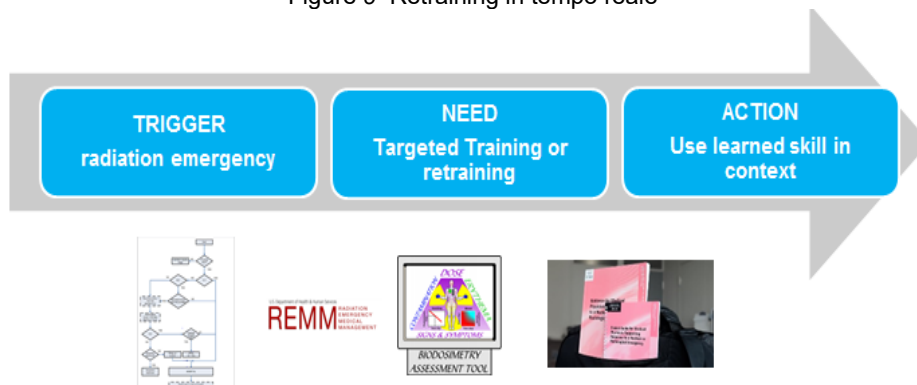
Il fisico medico ha la responsabilità di assistere la dirigenza dell'ospedale nello sviluppo di piani di emergenza radiologici efficaci per le proprie strutture; quindi, un'intera giornata dell'ultima settimana è dedicata a questa attività. Le modalità di comunicazione efficace saranno affrontate entro un'intera giornata dedicata alla materia durante la settimana di frequenza, dopo un'introduzione teorica durante la prima settimana. Le capacità di lavoro di squadra e di leadership sono esercitate durante le attività TTX.

METODICHE DI “JUST IN TIME TRAINING” ED IL MANTENIMENTO DELLA PREPARAZIONE

La bassa probabilità di emergenze radiologiche, rispetto altre occorrenze, rende necessario avere sottomano degli strumenti di rapido recupero delle conoscenze finalizzate, in aggiunta un periodico aggiornamento non solo per non disperdere le competenze acquisite ma anche per mantenere i contatti tra i professionisti coinvolti e le strutture di risposta emergenziale sul territorio.

Il materiale distribuito durante il corso deve essere strumento per il recupero in tempo reale delle nozioni e procedure al bisogno, anticipando le esigenze che possono nascere. Brevi video, diagrammi di flusso, applicazioni mobili e software user friendly insieme al pocket book edito dalla IAEA, figura 9

Figure 9 Retraining in tempo reale



Due diversi tipi di re-training dovrebbero essere messi in atto: il primo rivolto alle esigenze locali dei professionisti del team di primo soccorritori, il secondo in una prospettiva più ampia da regionale a internazionale, secondo periodicità ottimizzate. La formazione interna è anche una occasione per verificare la presenza ed il funzionamento dei materiali occorrenti e delle risorse umane. figura 10.

Figure 10 Struttura e frequenza dell'aggiornamento

Continuing Medical Education (CME)

mandatory retraining



Shared with other professionals, for preparedness purposes
- Inside the Hospital or SSUE
 -Practical exercises, refreshing procedures, monitoring of instrumental capabilities and availability of trained human resources.
- 6 months for SSUE teams
12 months in Hospital teams

INTERNAL RETRAINING



- In regional, national or international context
 - contents not only oriented to practical exercises, considering technological development and new organizational models/agreements
- Everyone 1 or 2 years.

EXTERNAL RETRAINING

CONCLUSIONI

Le emergenze radiologiche sono sempre al limite dell'orizzonte temporale dell'esperienza comune, le risorse umane e strumentali già diffuse sul territorio vanno ottimizzate e preparate nell'ottica della sostenibilità degli interventi. Se in ospedale viene coinvolto, lo specialista in fisica Medica preparato gioca un ruolo molto importante per fornire aiuto ed indicazioni al personale che opera nelle strutture di Emergenza ed Urgenza, alla dirigenza sanitaria così come alla popolazione coinvolta.

L'esistenza di orientamenti a livello internazionale, nazionale e delle autorità locali sono imprescindibili, ma è altrettanto importante la disponibilità ad assumersi un ruolo ulteriore all'interno delle strutture sanitarie, e se richiesto sul territorio. La presenza di un percorso formativo adeguato che renda confidenti i professionisti nelle procedure richieste da questi eventi è un tassello fondamentale in questa direzione.

Bibliografia

- Meghzifene A., Nusslin F., *Do medical physicists have a role in case of a nuclear or radiological emergency?*, 2011 Physica Medica, no. 27, p. 121
- MIUR, *Ordinamenti didattici scuole di specializzazione in area sanitaria* [Online]. Disponibile on line: <http://www.miur.it/UserFiles/2198.S.%20AREA%20SANITARIA.pdf>. [Ultimo accesso 16 agosto 2022]
- McCurley M. Miller C., Tucker F., Guinn A., Donnelly E., Ansary A., Holcombe M., Nemhauser J. and Whitcomb R., *Educating Medical Staff About Responding to a Radiological or Nuclear Emergency*, 2009, The Radiation Safety Journal, vol. 96, no. supp 2, pp. 850-854
- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Train the Trainers Workshop on Medical Physics Support for Nuclear or Radiological Emergencies*, 2015, IAEA
- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Guidance for Medical Physicists Responding to a Nuclear or Radiological Emergency*, 2020, IAEA
- Università di Tor vergata-Roma, dal 2012, *Master di 1° e 2° livello in protezione contro eventi CBRNe*, Disponibile on line [https:// web.uniroma2.it/it/percorso/didattica/sezione/protezione_da_eventi_cbrne_](https://web.uniroma2.it/it/percorso/didattica/sezione/protezione_da_eventi_cbrne_)
- Iannotti A., *Table Top Exercise (TTX) as a training tool to prepare experts in case of emergency of R/N situation*, 2020 1st Workshop on the Radiological and Nuclear Training Framework- INCLUDING innovative cluster for radiological and nuclear emergencies.
- Flin R., Glavin R., Marran N. and Patey R., *ANTS Handbook Framework for observing and rating anaesthetists non technical skills*, 2003. University of Aberdeen
- Ibrahim A. G., *Improvement on CBRNe Learning & Education Management*, 2018 Aracne editrice

Protocollo operativo per attivazione di follow-up del paziente a seguito di procedura di radiologia interventistica: esperienza nell' Azienda USL Toscana Centro

Mazzocchi S.¹, Pini S.¹, Rigacci E.², Panci S.², Michelagnoli S.³, Chisci E.³

¹Azienda USL Toscana Centro, S.C. Fisica Sanitaria Firenze – Empoli, P.zza S.M. Nuova 1, Firenze

²Azienda USL Toscana Centro, SOC Attività Diagnostica per Immagini, Via di Torregalli 3, Firenze

³Azienda USL Toscana Centro, UO Chirurgia Vascolare, Via di Torregalli 3, Firenze

Riassunto

Il monitoraggio della dose in cute in procedure interventistiche, con attivazione di eventuale follow-up è previsto dall'art 164 del D. Lgs 101/2020 [D. Lgs 101/2020] e da linee guida nazionali e internazionali [ISS 2021, IAEA 2022, NCRP 1682]. Nella azienda USL Toscana Centro tale monitoraggio è già attivo in via sperimentale dal 2015 in ambito cardiologico, vascolare e radiologico interventistico. E' stato definito inizialmente un valore di allerta di 3 Gy di $K_{a,r}$, dose cumulativa al punto di riferimento, come indice di possibile superamento di 2 Gy di dose massima in cute. E' stata quindi istruita una opportuna procedura per l'identificazione dei pazienti che hanno superato i valori di allerta con la definizione del successivo percorso di follow-up del paziente.

INTRODUZIONE

Il monitoraggio della dose in cute in procedure interventistiche, con attivazione di eventuale follow-up, è previsto dall'art. 164 del D. Lgs 101/2020 [D. Lgs 101/2020] e da linee guida nazionali e internazionali [ISS 2021, IAEA 2022, NCRP 168, SIR 2009, AAPM 2022]. Numerose sono anche le pubblicazioni che riguardano la definizione di livelli di allerta per il rischio di danni di tipo deterministico [ICRP 2001, Faulkner 2001, Balter 2010, Jaschke 2020, Vano 2022].

In alcuni presidi ospedalieri afferenti alla Azienda USL Toscana Centro il monitoraggio è già attivo dal 2015 per le procedure interventistiche ad alta dose: il monitoraggio è realizzato mediante archiviazione delle informazioni dosimetriche e successiva analisi dei Radiation Dose Structured Report (RDSR) inviati dalle modalità angiografiche al sistema RIS-PACS aziendale. Il monitoraggio consente di evidenziare in maniera continua e sistematica l'ottimizzazione delle procedure o gli eventuali scostamenti dai valori desiderabili. E' possibile inoltre, analizzare i valori di dose associati alle nuove apparecchiature e alle nuove pratiche introdotte durante l'uso clinico.

I risultati di questo monitoraggio hanno fin da subito stimolato i clinici ad attivare un percorso di follow-up per quei pazienti per i quali il valore di $K_{a,r}$ a fine intervento supera il valore di 3 Gy, valore di allerta per un possibile superamento anche di 2 Gy di dose in cute.

MATERIALI E METODI

La procedura di follow-up del paziente prevede il coinvolgimento di professionisti afferenti alle strutture di radiologia interventistica, chirurgia vascolare, cardiologia, fisica sanitaria, diagnostica per immagini e medicina e può essere descritta sinteticamente dai seguenti step:

- Il medico radiologo responsabile dell'impianto radiologico indica, nell'ambito del programma di controllo e garanzia della qualità, i criteri e le modalità di follow-up sul paziente per eventuali reazioni tissutali che interessino la cute e gli annessi cutanei. Definisce, in collaborazione con lo specialista in fisica medica, sulla base del monitoraggio e delle indicazioni fornite dalle norme

tecniche e linee guida applicabili, i livelli di allerta il cui superamento implichi la possibilità di un particolare follow-up per il paziente. Se del caso provvede alla revisione dei livelli di allerta, di concerto con lo specialista in fisica medica.

- Il medico interventista responsabile della procedura raccoglie l'anamnesi del paziente, lo informa sui rischi connessi all'esposizione a radiazioni ionizzanti, acquisisce, laddove possibile, l'informazione su eventuali procedure interventistiche nel mese precedente alla procedura in essere, con indicazione della tipologia di procedura effettuata.

- Il tecnico sanitario di radiologia medica (TSRM) inserisce peso e altezza del paziente nel software dell'angiografo, se previsto per il calcolo della dose massima in cute e durante la procedura avverte il Medico Interventista nel caso vi sia raggiungimento di uno dei valori di allerta.

I valori di allerta, sono stati fino ad ora così stabiliti: PSD, dose massima in cute 2 Gy; $K_{a,r}$ dose cumulativa al punto di riferimento 3 Gy.

- Il TSRM controlla a fine procedura nel report dosimetrico prodotto dall'apparecchio la dose cumulativa al punto interventistico di riferimento, il DAP e la PSD (laddove disponibile).

Se il paziente ha superato uno dei livelli di allerta, dopo aver informato il medico responsabile della procedura, segnala tramite e-mail alla struttura di fisica sanitaria di riferimento il nominativo del paziente per il quale è avvenuto il superamento e il nome o i nomi dei medici responsabili della procedura. In caso di esposizioni pregresse raccolte in anamnesi vengono comunicati alla fisica sanitaria anche gli estremi delle procedure (tipo procedura, data) effettuate dal paziente.

Il TSRM stampa il report dosimetrico della procedura in essere da consegnare al medico responsabile della procedura.

- Il medico interventista responsabile della procedura, nel caso in cui il paziente abbia superato i livelli di allerta definiti, allega alla cartella clinica il report dosimetrico della procedura e inserisce in cartella il modulo informativo sulla possibile comparsa di effetti deterministici da esposizione a radiazioni ionizzanti quali eritema [Steckner, 2009].

Se possibile, in base alle condizioni cliniche, informa il paziente sulle istruzioni per il successivo monitoraggio della cute. Segnala inoltre al medico di reparto l'avvenuto superamento della soglia per la comparsa di effetti deterministici.

- Lo specialista in fisica medica ricevuta la segnalazione analizza i dati raccolti mediante i software disponibili e valuta se la dose in cute possa avere superato per proiezioni contigue (relative ad una stessa area di cute) il valore di 3 Gy, suggestivo di un possibile danno cutaneo. In caso di superamento di PSD di 3 Gy viene inviata una nota al direttore della struttura responsabile della procedura (Cardiologia, Radiologia Interventistica, Chirurgia Vascolare) e al responsabile dell'impianto radiologico.

- Il medico responsabile della struttura comunica al medico interventista/medico di reparto la necessità di consegnare l'informativa al paziente con le istruzioni in caso di comparsa di effetti cutanei.

- Il paziente, dopo la dimissione, dovrà controllare periodicamente la cute della zona indicata dal medico e contattare i numeri telefonici di riferimento segnalando l'insorgenza dell'eritema cutaneo.

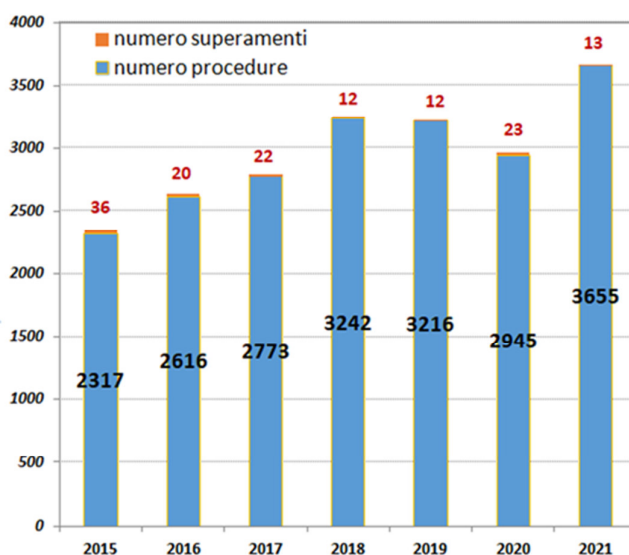
- Il medico interventista/medico di reparto consegna al paziente in dimissione il modulo allegato riempito con i numeri telefonici del reparto da contattare in caso di comparsa di effetti cutanei e per le procedure cardiologiche/vascolari inserisce nella visita ambulatoriale ad un mese dalla procedura la verifica della comparsa o meno degli effetti cutanei (eritema), anche in base alla segnalazione del paziente stesso. Segnala poi tramite e-mail al medico individuato per il follow-up il nominativo del paziente nel quale si sono verificati effetti cutanei per i dovuti approfondimenti.

- Il medico individuato per il follow-up, in caso di segnalazioni, contatta il paziente e lo inserisce in un percorso di follow-up per possibile gestione e trattamento di danni da radiazione.

DISCUSSIONE

In figura 1 sono riportati il numero di casi di superamento del valore di allerta di 3 Gy di $K_{a,r}$, registrati dal 2015 al 2021, casi per i quali è stata attivata la procedura di follow-up. Sul totale dei pazienti monitorati si evidenzia una progressiva diminuzione del numero di casi con superamento del valore di allerta, dall'1.5% del 2015 allo 0.3% del 2021. Questo trend in diminuzione è correlato ad una costante attività di ottimizzazione dei protocolli di fluoroscopia e fluorografia.

Figura 1 – Andamento del monitoraggio delle procedure interventistiche



Numero totale di procedure monitorate in angiosuite relative a cardiologia, radiologia interventistica e chirurgia vascolare, con il dettaglio dei superamenti di 3 Gy di kerma al punto di riferimento

I superamenti dei valori di allerta sono in media distribuiti su tutte le discipline monitorate (cardiologia/vascolare/radiologia interventistica). I casi di superamento di 2 Gy di dose in cute stimati dallo specialista in fisica medica sono stati 113 su un totale di 138 pazienti segnalati. Mediamente le dosi massime si attestano su valori compresi fra 4-5 Gy per tutte le metodiche analizzate. Fa eccezione un superamento pari a 10.1 Gy registrato durante una complessa procedura eseguita in regime di urgenza.

Si osserva inoltre nel 2020, nonostante si attesti una diminuzione delle procedure eseguite per riduzione della attività programmata, un leggero aumento dei superamenti, connesso alla introduzione di interventi vascolari con mezzo di contrasto a CO_2 , per i quali è stato necessario un lavoro di ulteriore ottimizzazione dei protocolli di acquisizione.

CONCLUSIONI

Il monitoraggio sistematico degli indici di dose associati alle procedure interventistiche risulta necessario al fine della revisione dei protocolli di lavoro, dell'evidenziazione di eventuali discostamenti dai valori medi per la metodica, ad esempio a fronte di introduzione di nuove procedure, di necessità di training degli operatori o di ottimizzazione dei protocolli di acquisizione. Il monitoraggio inoltre è fondamentale per poter realizzare un sistema di controllo

e verifica funzionale alla procedura di follow-up per il paziente irradiato in procedure interventistiche complesse con alte dosi. L'impostazione della procedura per il follow-up richiede la collaborazione di una equipe multidisciplinare, la revisione periodica della implementazione del protocollo e delle soglie impostate come livelli di allerta.

Visto il numero di superamenti segnalati con sistematicità dal 2015 e la non evidenza di comparsa di danni a soglia sui pazienti esposti e controllati in follow-up, si ritiene accettabile innalzare il valore di allerta a 3 Gy di dose massima in cute. Il nuovo valore di allerta è in linea con le recenti indicazioni date da IAEA nel 2022 [IAEA, 2022].

E' prevista l'integrazione della procedura aziendale per tenere conto sistematicamente anche delle procedure interventistiche precedentemente effettuate dal paziente sullo stesso distretto anatomico, come suggerito dal programma IAEA SAFRAD (SAFety in RADiological procedures).

Bibliografia

Balter Stephen et al. *Fluoroscopically Guided Interventional Procedures: A Review of Radiation Effects on Patients' Skin and Hair*. 2010 *Radiology*, 254, 326-341.

Decreto Legislativo 31 luglio 2020, n. 101 *Attuazione della direttiva 2013/59/Euratom, che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti, e che abroga le direttive 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom e 2003/122/Euratom e riordino della normativa di settore in attuazione dell'articolo 20, comma 1, lettera a), della legge 4 ottobre 2019, n. 117. (20G00121)* 31 luglio 2020 (GU Serie Generale n.201 del 12-08-2020 - Suppl. Ordinario n. 29)

Faulkner, K. and Vano, E. *Deterministic Effects in Interventional Radiology*, *Rad Prot Dosim* 94 (1): 95. (2001)

Fisher Ryan F. et al. for AAPM, *AAPM Medical Physics Practice Guideline 12.a: Fluoroscopy dose management 2022* *J Appl Clin Med Phys.*;23:e13526 <https://doi.org/10.1002/acm2.13526>

IAEA International Atomic Energy Agency *Trigger levels for follow up of the patients to detect clinically relevant tissue reactions (update 2022)* https://www.iaea.org/sites/default/files/22/02/iaea_trigger_levels_2022.pdf consultato in data 16/09/2022

IAEA, International Atomic Energy Agency, progetto SAFeRAD, 2022 <https://www.iaea.org/resources/rpop/resources/databases-and-learning-systems/safrad> consultato in data 16/09/2022

ICRP International Commission on Radiological Protection. *Avoidance of Radiation Injuries from Medical Interventional Procedures* 2001 (Oxford: Elsevier Science)

International Atomic Energy Agency, *Trigger levels for follow up of patients to detect clinically relevant tissue reactions (update 2022)* https://www.iaea.org/sites/default/files/22/02/iaea_trigger_levels_2022.pdf consultato in data 16/09/2022

Istituto Superiore di Sanità Gruppo di Studio per l'Assicurazione di Qualità in radiologia interventistica *Indicazioni operative per l'ottimizzazione della radioprotezione nelle procedure di radiologia interventistica alla luce della nuova normativa. Aggiornamento del Rapporto ISTISAN 15/41*. 2021, viii, 114 p. Rapporti ISTISAN 21/1 <https://www.iss.it/documents/20126/6682486/21-1+web.pdf/06e6268c-fb6d-8374-ac08-0107a033174c?t=1648560928594>

Jaschke Werner et al. *Unintended and Accidental Exposures, Significant Dose Events and Trigger Levels in Interventional Radiology* *Cardiovasc Intervent Radiol* 2020 43:1114–1121 <https://doi.org/10.1007/s00270-020-02517-2>



XXXVIII Congresso Nazionale Airp
Milano, 28 – 30 settembre 2022

NCRP 168 NCRP Report No. 168, *Radiation Dose Management for Fluoroscopically-Guided Interventional Medical Procedures* 2010 NCRP

Stecker MS et al for the SIR Safety and Health Committee and the CIRSE. *Standards of practice committee guidelines for patient radiation dose management*. 2009 J Vasc Interv Radiol;20:S263-S273.

Vano Eliseo et al. *Notifications and alerts in patient dose values for computed tomography and fluoroscopy-guided interventional procedures* 2022 European Radiology <https://doi.org/10.1007/s00330-022-08675-w>

Valutazione della Peak Skin Dose nelle procedure di cardiologia interventistica: il ruolo dei sistemi di monitoraggio di dose

Sergio Zucca¹, Ignazio Solla¹

¹SC Fisica Sanitaria, ARNAS G.Brotzu Cagliari

sergio.zucca@aob.it

Riassunto

Grazie alle innovazioni nella tecnica ed alla disponibilità di nuovi dispositivi impiantabili e per la navigazione vascolare, le procedure di radiologia interventistica sono notevolmente aumentate sia in termini di volume di prestazioni eseguite che di complessità della singola procedura. Tali pratiche radiologiche sono caratterizzate da un'elevata variabilità intrinseca degli indici dosimetrici e dei parametri espositivi e possono comportare dosi elevate al paziente. La valutazione dei rischi dovuti all'esposizione alle radiazioni ionizzanti è una procedura complessa che deve tener conto dei fattori clinici e procedurali. In questo scenario, in aggiunta all'obiettivo di minimizzare il rischio di effetti stocastici, le strategie di ottimizzazione devono prevedere quello di minimizzare, per quanto possibile, i rischi di tipo deterministico associati al superamento della dose soglia alla cute paziente in corrispondenza dell'ingresso del fascio. E' pertanto necessario procedere ad una stima della dose massima sulla cute del paziente, Peak Skin Dose (PSD), ed alla definizione di trigger levels il cui superamento determina l'attivazione di protocolli di follow-up clinico per i pazienti. La PSD può essere calcolata a partire dagli indici dosimetrici ed espositivi di ogni singolo run di acquisizione, tenendo conto delle caratteristiche geometriche di irradiazione. I moderni sistemi di monitoraggio della dose rappresentano un importante ausilio perché permettono di automatizzare il calcolo a partire dalle informazioni registrate dall'attrezzatura medico-radiologica nel report strutturato di dose e di dare una rappresentazione grafica della mappa di dose in cute al paziente. In questo lavoro verrà presentata l'esperienza di implementazione e utilizzo di un sistema automatico per il calcolo della PSD presso il reparto di Emodinamica dell'ARNAS G.Brotzu di Cagliari. I risultati hanno permesso di stabilire un sistema di trigger levels locali definiti in termini degli indici dosimetrici riportati in console per le diverse tipologie di procedure eseguite. Tale approccio permette di identificare le procedure a rischio di superamento dei livelli soglia di PSD durante l'esecuzione dell'esame e valutare opportune strategie di ottimizzazione.

INTRODUZIONE

L'ottimizzazione dell'esposizione medica nel campo delle procedure di interventistica cardiologica a guida fluoroscopica si basa sulla ricerca del compromesso tra il raggiungimento di un'adeguata qualità dell'immagine e la gestione del rischio associato all'esposizione alle radiazioni ionizzanti. Nel caso delle procedure interventistiche ad alta dose, in aggiunta al rischio legato a potenziali effetti stocastici delle radiazioni, è opportuno definire degli strumenti che permettano di identificare in maniera efficace e precoce i pazienti a rischio per eventuali effetti deterministici [Balter (2020)]. I sistemi automatici di monitoraggio degli indici di dose e dei parametri di esposizione contribuiscono ad una raccolta strutturata dei dati e favoriscono l'attività di revisione periodica. Essi sono di supporto nella definizione dei valori soglia degli indici dosimetrici il cui superamento determina l'adozione di un follow-up clinico del paziente [NCRP 168 (2010)]. Tali valori possono avere un'elevata variabilità legata alla complessità procedurale e clinica. La grandezza che meglio correla con il rischio di insorgenza di danni tissutali è la dose massima in cute al paziente (Peak Skin Dose PSD) che tuttavia non è sempre visualizzata in real-time nelle console di acquisizione delle attrezzature medico-radiologiche. Essa può essere calcolata a partire dalle informazioni relative ai parametri espositivi, agli indici

dosimetrici e alla geometria di irraggiamento registrate nel report strutturato di dose RDSR prodotto dai moderni angiografi [Anderson (2021)]. Gli indici dosimetrici Kerma in aria nel punto di riferimento interventistico (K_a), prodotto kerma per area del fascio (KAP) e tempo totale di fluoroscopia hanno il vantaggio di essere disponibili e visualizzati in real-time durante l'esecuzione della procedura. La relazione tra questi indici dosimetrici e la PSD dipende strettamente dalla tecnica di esecuzione della procedura e deve essere attentamente verificata in base alle specifiche modalità operative adottate dal centro.

L'obiettivo primario del presente lavoro è quello di implementare un tool automatico di calcolo della PSD a partire dai dati registrati nel sistema di monitoraggio di dose aziendale e identificare i pazienti da sottoporre a follow-up per effetti deterministici alla cute. L'obiettivo secondario è di studiare la correlazione tra la PSD, K_a , KAP e tempo di scopia per le diverse tipologie di procedure di cardiologia interventistica e definire i livelli soglia locali da utilizzare per attivare eventuali strategie di ottimizzazione durante l'esecuzione delle procedure.

MATERIALI E METODI

La survey dosimetrica è stata effettuata sulle procedure di interventistica cardiologica a guida fluoroscopica eseguite in due sale di Emodinamica dell'ARNAS Brotzu di Cagliari utilizzando due angiografi monoplano modello Allura Xper FD10, Philips Healthcare (Sala A) e Allura Clarity FD 10, Philips Healthcare (Sala B), l'ultimo dotato di un sistema di riduzione delle dose Clarity IQ. I protocolli clinici di acquisizione prevedono l'utilizzo di due differenti modalità di acquisizione: la modalità cine garantisce una qualità dell'immagine superiore e viene utilizzata ai fini della documentazione iconografica della procedura mentre la modalità fluoro viene utilizzata per verificare la posizione e l'avanzamento dei dispositivi medici all'interno dell'albero vascolare. In base alle esigenze in termini di qualità delle immagini, il primo operatore può scegliere tra tre livelli di dose (bassa, media e alta) per le acquisizioni in modalità fluoro.

Al termine di ogni singola procedura, il report strutturato di dose (RDSR) con il dettaglio dei principali indici dosimetrici e parametri espositivi viene automaticamente spedito al sistema di monitoraggio di dose aziendale (RDM) DoseWatch (G.E. Healthcare) per la registrazione strutturata dei dati. All'interno del software RDM, il pacchetto software Skin Dose Map tool (SDM_{Tool}), permette di valutare la mappa di dose cumulativa sulla superficie di un fantoccio antropomorfo ICRP 110, calcolando il valore della Peak Skin Dose (PSD) a partire dalle informazioni geometriche e dosimetriche di ogni singolo run di esposizione.

Il calcolo di PSD viene effettuato utilizzando il formalismo di Jones et al (2010):

$$PSD = RPAK \cdot \frac{SRPD}{d^2}$$

dove:

- $RPAK$ rappresenta il valore di kerma in aria nel punto di riferimento (PERP)
- PD rappresenta la distanza tra la sorgente di radiazione ed il punto di riferimento (PERP)
- d rappresenta la distanza tra la sorgente e la cute del paziente, calcolata lungo l'asse del fascio
- CF rappresenta il fattore di calibrazione del kerma in aria come da controlli di qualità periodici
- BF rappresenta il fattore di back-scatter che tiene conto della radiazione retro-diffusa dal paziente:

- rappresenta il fattore di conversione tra il kerma in aria e la dose assorbita in cute.
- rappresenta il fattore di attenuazione del lettino (e del materassino).

L'accuratezza del calcolo di PSD è stata verificata in fase di commissioning del software *SDM_{Tool}* attraverso il confronto con le misure sperimentali eseguite con pellicole Radiocromiche (RX-RV3) [Farah (2015)]. Le pellicole sono state calibrate in termini di Kerma in aria alle diverse qualità della radiazione utilizzate clinicamente [McCabe (2011)].

Ai fini della corretta identificazione della tipologia di procedura le informazioni dosimetriche provenienti dal sistema di monitoraggio di dose sono state integrate con il record clinico estratto dal sistema informativo ospedaliero.

Sono stati identificati i seguenti gruppi di procedure: studio angiografico diagnostico delle coronarie (coro), studio angiografico delle coronarie associato ad intervento di angioplastica coronarica (coro + ptca), intervento di angioplastica coronarica (ptca), sostituzione della valvola aortica (TAVI), intervento su occlusione cronica di coronarie (CTO).

Per ogni singola procedura, sono stati raccolti i seguenti dati:

- Dati anagrafici del paziente (sesso, età, altezza e peso)
- Tipologia di procedura
- Valore del KAP cumulativo per l'intera procedura ($Gycm^2$)
- Valore del Kerma in aria (K_a) nel punto di riferimento PERP per l'intera procedura (mGy)
- Numero totale di immagini acquisite in modalità cine.
- Contributo percentuale della modalità di acquisizione cine al KAP totale
- Tempo di fluoroscopia totale (s)
- Valore di PSD (mGy)

L'analisi statistica è stata effettuata utilizzando un codice MATLAB opportunamente sviluppato dagli autori: le distribuzioni dei principali indici dosimetrici sono state caratterizzate in termini dei loro valori mediani, 25° e 75° percentile.

Ai fini dell'implementazione di un sistema di follow-up per i pazienti a rischio di superamento dei livelli soglia per effetti deterministici alla cute, sono stati adottati i seguenti trigger levels (IAEA)

Tabella 1 Valori di trigger levels suggeriti per il follow-up dei pazienti a rischio di insorgenza di effetti deterministici (Source IAEA)

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY

TRIGGER LEVELS FOR FOLLOW-UP OF PATIENTS
TO DETECT CLINICALLY RELEVANT TISSUE REACTIONS (update 2022)

Peak skin dose ($D_{skin,max}$)	3 Gy	Peak skin dose is the best indicator for a potential tissue effect. For systems not displaying this metric, the other trigger levels should be used. For fluoroscopy systems reporting peak skin dose in mGy, the displayed value should be divided by 1 000 to convert to Gy
Reference air kerma (cumulative dose) ($K_{a,r}$)	5 Gy	For fluoroscopy systems reporting air kerma in mGy, the displayed value should be divided by 1 000 to convert to Gy
Air kerma-area product (dose-area product) (P_{KA})	500 Gy.cm ²	For fluoroscopy systems reporting kerma-area product using different units, the following factors should be applied to convert to Gy.cm ² : If displayed in cGy.cm ² or μGy.m ² , divide the displayed value by 100. If displayed in mGy.cm ² , divide the displayed value by 1 000.
Fluoroscopy time	60 min	Fluoroscopy time alone is not a good indicator for skin dose and should be recorded as an additional factor along with the above dose metrics
Multiple fluoroscopy-guided interventional procedures within 1 month		Ideally, account should be taken for all fluoroscopy-guided interventional procedures performed to the patient regardless of the medical facility they have been performed

All reported values should be the total values from the procedure including contribution from fluoroscopy and digital radiography (cine) acquisition.

The trigger values have been chosen so that not too many patients have to be recalled. Depending on the effects discovered upon the effective follow-up of patients having exceeded these trigger levels, these values might be adjusted.

Per ogni tipologia di procedura, è stato calcolato il numero di sedute con superamento di un singolo valore di trigger, con superamento di almeno uno dei valori di trigger (**OR**) o con superamento contestuale di tutti i valori di trigger (**AND**).

Per ogni tipologia di procedura, è stata calcolata la correlazione tra il valore di PSD e quello dei indici di dose riportati nella console di acquisizione: Ka, KAP e tempo totale di fluoroscopia.

La relazione tra i valori di PSD e Ka è stata utilizzata per definire dei trigger levels locali da utilizzare durante ogni singola procedura per identificare il rischio di superamento del valore di PSD = 3 Gy.

RISULTATI

Sono state analizzate un totale di 2865 procedure eseguite nel periodo da Gennaio 2020 a Maggio 2022.

La verifica dell'accuratezza del calcolo di PSD effettuata dal sistema RDM ha mostrato valori entro le incertezze di misura ($\Delta \pm 25\%$).

La tabella seguente riassume le caratteristiche dei principali descrittori statistici degli indici dosimetrici per ogni tipologia di procedura

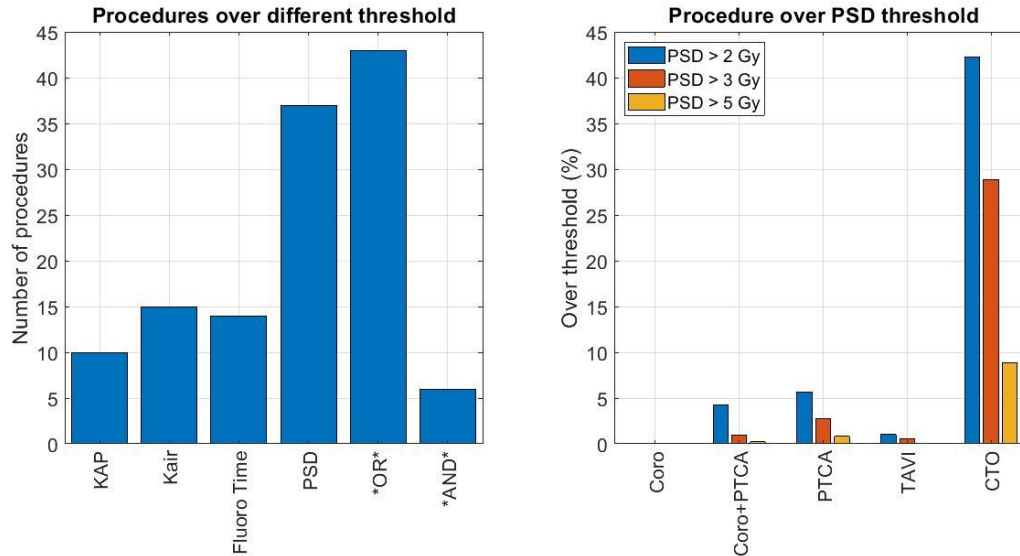
Tabella 2 Principali descrittori statistici per gli indici dosimetrici della varie tipologia di procedura.

	CORO (n.1297)	CORO+PTCA (n.958)	PTCA (n.370)	TAVI (n.195)	CTO (n.45)
Male (%)	66	79	76	45	87
Age (year)	67.2 ± 12	68.5 ± 12	68.5 ± 11	81.5 ± 5	69+10
Height (cm)	165 ± 9	167 ± 8	167 ± 8	160 ± 9	169+8
Weight (kg)	72 ± 15	74 ± 14	74 ± 15	69 ± 13	80+16
BMI	26 ± 5	26 ± 5	27 ± 5	27 ± 5	28+4
Cumulative KAP (Gycm ²)	20 [13 ; 30]	52 [33 ; 83]	46 [27 ; 81]	81 [51 ; 123]	173 [69 ; 254]
Cumulative RPAK (mGy)	276 [185 ; 417]	842 [503 ; 1320]	706 [437 ; 1246]	706 [448 ; 1159]	2485 [924 ; 3620]
Number of cine frames	582 [458 ; 752]	1008 [769 ; 1278]	609 [404 ; 845]	6 [0 ; 14]	802 [600 ; 1013]
Cine contribution to KAP (%)	75 [61 ; 82]	50 [37 ; 60]	35 [22 ; 47]	20 [14 ; 30]	14 [10 ; 27]
Cumulative Fluoro Time (s)	177 [119 ; 288]	630 [439 ; 909]	655 [403 ; 1007]	1183 [917 ; 1521]	1479 [835 ; 1936]
PSD (mGy)	130 [88 ; 207]	530 [302 ; 900]	564 [320 ; 1027]	580 [382 ; 801]	1654 [817 ; 3519]

Il numero totale di procedure con superamento dei trigger level IAEA è rappresentato in figura 1. In particolare le colonne identificate con **OR** e **AND** si riferiscono rispettivamente al superamento di uno qualunque degli indicatori dosimetrici e di tutti gli indicatori completamente. Nessuna delle procedure coro ha superato la soglia di PSD=2 Gy (figura 1).

Il valore di PSD è risultato essere maggiore di 3 Gy in 9/958 (0.9%) procedure Coro+PTCA, in 10/370 (2.7%) procedure PTCA, in 1/195 (0.5%) procedure TAVI e in 13/45 (28.9%) procedure CTO.

Figure 1 Numero di procedure con superamento dei trigger level IAEA (sinistra) e percentuale di procedure con superamento di diversi livelli di soglia per la PSD suddivise per tipologia di procedura (destra)



Per ognuna delle tipologie di procedure interventistiche, la correlazione tra i valori calcolati di PSD e l'indice dosimetrico Ka, KAP e tempo totale di fluoro sono rappresentati rispettivamente nelle figure 2,3 e 4.

Figura 1 Correlazione tra la PSD e il K_{air} per le diverse tipologie di procedure

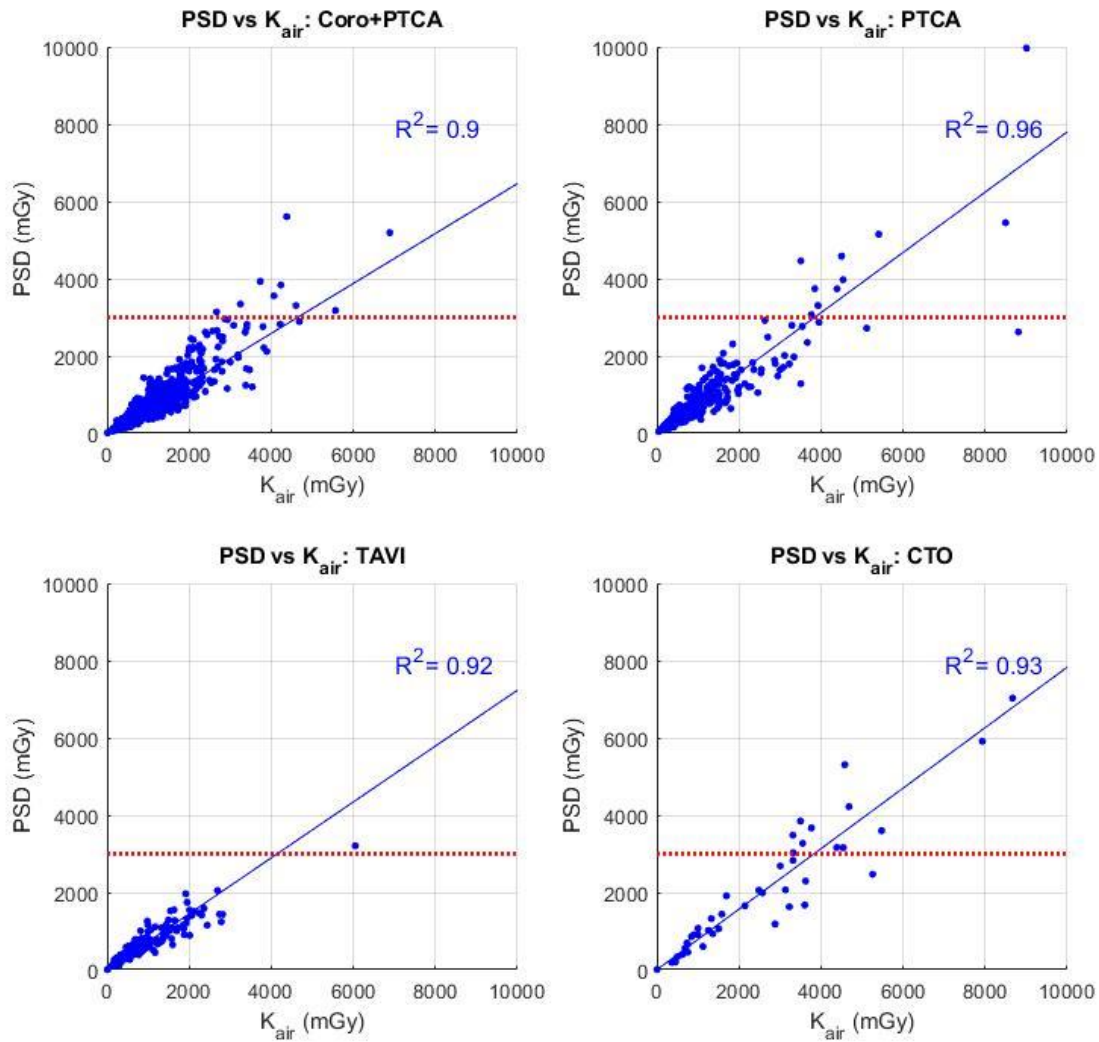


Figura 2 Correlazione tra la PSD e il KAP per le diverse tipologie di procedure

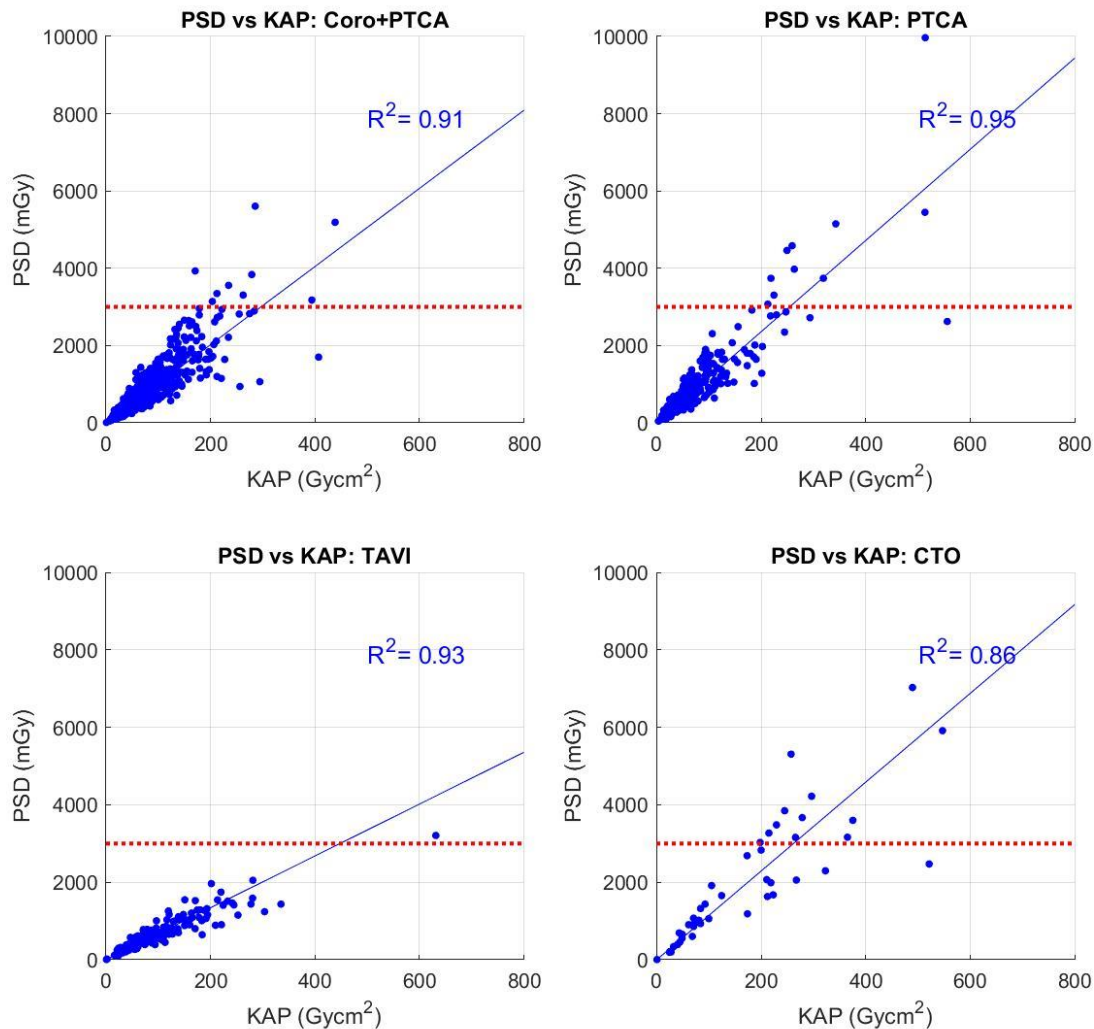
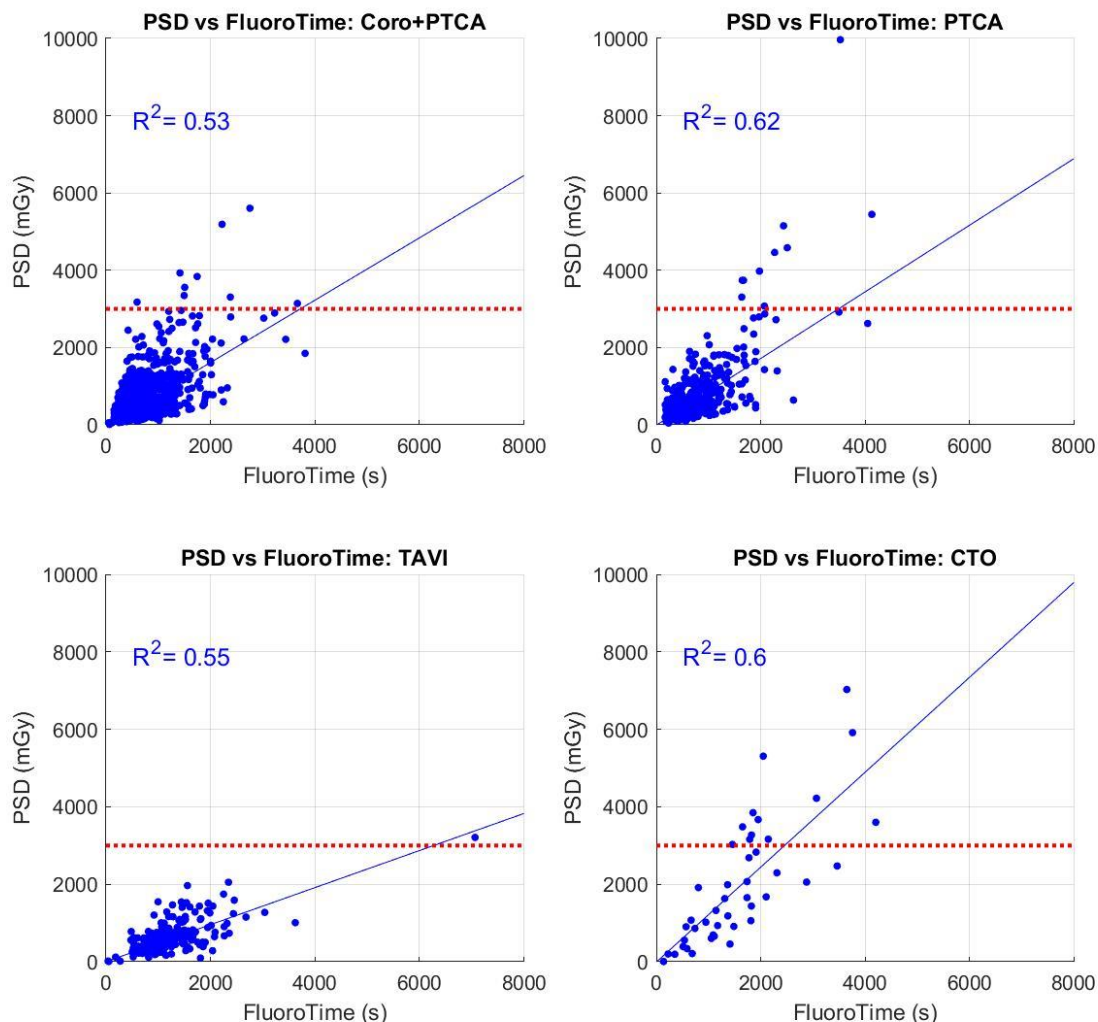


Figura 3 Correlazione tra la PSD e il tempo totale di fluoroscopia per le diverse tipologie di procedure



La curva di regressione è stata utilizzata per definire dei livelli di trigger locali che corrispondono ad una PSD di 3 Gy.

Nel caso dell'indice di dose K_a , tali valori sono pari a 4600 mGy per le procedure coro+PTCA, 3800 mGy per le procedure PTCA, 4200 mGy per le procedure TAVI e 3800 mGy per le procedure CTO.

DISCUSSIONE

I dati registrati sul sistema di monitoraggio di dose (RDM) per 5 tipologie di procedure di cardiologia interventistica sono stati analizzati per verificare la distribuzione degli indici dosimetrici associati.

In aggiunta agli indici dosimetrici visualizzati in real-time nella console di acquisizione dei moderni angiografi (K_a , KAP, tempo di fluoroscopia), il sistema RDM permette la valutazione della Peak Skin Dose (PSD), combinando le informazioni relative ai parametri dosimetrici, di esposizione ed alla geometria di irraggiamento.

Malgrado l'incertezza associata alla valutazione di PSD sia affetta da numerosi parametri [Anderson (2021)] e dipenda in maniera significativa dal modello di calcolo e dai parametri adottati [Greffier (2021)], l'implementazione di tool di calcolo automatici all'interno del sistema di monitoraggio di dose rappresenta un importante strumento di revisione periodica dei dati e permette di definire strategie efficaci per identificare le procedure per le quali attivare un follow-up clinico del paziente.

La PSD mediana [25° e 75° percentile] calcolata nel presente lavoro risulta essere pari 0.53 Gy [0.3; 0.9] per le procedure CORO+PTCA, PTCA 0.56 Gy [0.3;1.0] per le PTCA e 0.58 Gy [0.4; 0.8] per le TAVI. Le procedure CORO hanno valori di PSD inferiori (0.1 Gy [0.09; 0.2]) mentre valori significativamente più elevati sono stati calcolati per le procedure CTO 1.6 Gy [0.8; 3.6]. Feghali (2021) riporta valori mediani di PSD pari a 0.66 Gy per le procedure di angioplastica coronarica (senza differenziare tra contestuale studio diagnostico e meno), 0.56 Gy per le procedure TAVI e 2.33 Gy per le procedure CTO.

Il numero di procedure che superano il trigger levels suggeriti da IAEA varia con gli indici di dose considerati: 37/2865 procedure superano il valore soglia PSD>3 Gy, 15/2865 superano il valore soglia Ka>5 Gy, 10/2865 superano il valore soglia KAP>500 Gy^{cm²} e 14/2865 superano il valore soglia tempo di fluoroscopia > 60 min. Le percentuale di procedure con PSD sopra soglia varia inoltre in funzione della tipologia. In particolare, quasi il 30% delle procedure CTO mostra valori di PSD superiore a 3 Gy mentre la percentuale scende rispettivamente a 3% e 1 % per le procedure PTCA e coro+PTCA. Nessuna delle procedure diagnostiche supera il valore di PSD pari a 2 Gy.

Se da un lato la PSD è la grandezza fisica che meglio correla con il rischio di insorgenza degli effetti deterministici alla cute del paziente, eventuali valori soglia definiti in termini degli indici dosimetrici visualizzati nella console di acquisizione hanno il vantaggio di poter essere utilizzati per definire eventuali azioni correttive intra-procedurali. Essi tuttavia devono essere definiti localmente in funzione della particolare tecnica e procedura di acquisizione adottata [Jarvinen (2018)].

Nel presente studio, i risultati di regressione lineare hanno mostrato una buona correlazione tra gli indicatori Ka e KAP e la PSD (coefficiente di correlazione > 0.9) ed una correlazione meno forte per il tempo di fluoroscopia (coefficiente di correlazione < 0.6). Tali risultati sono in linea con quelli trovati da Jarvinen et al (2018).

L'analisi ha permesso di definire dei livelli di trigger locali in termini di Ka corrispondenti alla soglia di PSD=3 Gy per diverse tipologia di procedure: Coro+PTCA (Ka= 4600 mGy, R²=0.90), PTCA (Ka= 3800 mGy, R²=0.96), TAVI (Ka= 4200 mGy, R²=0.92) e CTO (Ka= 3800 mGy, R²=0.93).

CONCLUSIONI

La valutazione di PSD effettuata dai sistemi automatici di monitoraggio di dose permette una gestione efficace e sistematica del rischio di esposizioni mediche per effetti deterministici.

La PSD è disponibile solo al termine della procedura. Per ogni tipologia di procedura, i valori degli indici di dose riportati in console sono stati messi in relazione con i valori calcolati di PSD per definire trigger levels locali da utilizzare durante la procedura e per valutare eventuali azioni di riduzione dell'esposizione.

BIBLIOGRAFIA

Balter et al. Fluoroscopically guided interventional procedures: a review of radiation effects on patients' skin and hair. *Radiology* 254.2 (2010), pp. 326–341.

NCRP 2010. National Council on Radiation Protection and Measurements (NCRP), Radiation dose management for fluoroscopically guided interventional medical procedures, NCRP Report 168, 2010.

Andersson et al Estimation of patient skin dose in fluoroscopy: summary of a joint report by AAPM TG357 and EFOMP. *Med Phys.* 2021 Jul;48(7)

Jones et al. Calculating the peak skin dose resulting from fluoroscopically guided interventions. Part I: Methods. *J Appl Clin Med Phys.* 2011 Nov 15;12(4)

Farah et al Characterization of XR-RV3 GafChromic(®) films in standard laboratory and in clinical conditions and means to evaluate uncertainties and reduce errors. *Med Phys.* 2015 Jul;42(7)

McCabe et al Calibration of GafChromic XR-RV3 radiochromic film for skin dose measurement using standardized x-ray spectra and a commercial flatbed scanner. *Med Phys.* 2011 Apr;38(4)

Jarvinen et al. Feasibility of setting up generic alert levels for maximum skin dose in fluoroscopically guided procedures. *Phys Med.* 2018 Feb;46:67-74

Greffier et al. *Clinical evaluation of a dose management system-integrated 3D skin dose map by comparison with radiochromic films.* *European radiology* 30.9 (2020), pp. 5071–5081.

Greffier et al. *Skin dose assessment in interventional radiology.* *Phys Med.* 2021 Jan;81:170-172. doi: 10.1016/j.ejmp.2020.12.016. Epub 2021 Jan 16. PMID: 33465752.

Feghali et al, *Patient exposure dose in interventional cardiology per clinical and technical complexity levels. Part 1: results of the VERIDIC project.* *Acta Radiol.* 2021 Dec 27



Sessione 3

Radiazioni non ionizzanti

Il Rapporto Tecnico CEI sulla valutazione dell'esposizione umana ai campi elettromagnetici generati da sistemi *Wireless Power Transfer*

Vanni Lopresto¹

¹ENEA, Direzione Centrale Infrastrutture e Servizi, Servizio di Prevenzione e Protezione,
Centro Ricerche Casaccia, via Anguillarese 301, Roma

vanni.lopresto@enea.it

Riassunto

Il Rapporto Tecnico CEI sulla valutazione dell'esposizione umana ai campi elettromagnetici generati da sistemi Wireless Power Transfer (WPT) è stato elaborato dal Gruppo di Lavoro "Esposizione umana ai campi elettromagnetici generati dalle nuove tecnologie Wireless Power Transfer", istituito nell'ambito del Comitato Tecnico (CT) 106 del Comitato Elettrotecnico Italiano (CEI). Il Rapporto Tecnico descrive i metodi e le procedure per la valutazione dell'esposizione umana (sia per la popolazione generale sia per i lavoratori) ai campi elettrici, magnetici ed elettromagnetici (CEM) nella gamma di frequenza da 1 kHz a 300 GHz, emessi dai sistemi WPT. Il Rapporto Tecnico CEI WPT si rivolge a diverse tipologie di utilizzatori, tra cui i progettisti, i laboratori di prova e di ricerca e sviluppo, gli organismi di certificazione e gli enti di verifica, nonché i soggetti coinvolti a vario titolo nella valutazione dei rischi per la salute e la sicurezza derivanti dall'esposizione ai CEM.

INTRODUZIONE

Il trasferimento di potenza senza contatto, o *wireless power transfer* (WPT), consiste nella trasmissione di energia elettrica mediante campi elettrici, magnetici o elettromagnetici (CEM) senza collegamento di fili o cavi tra la fonte di energia e il carico.

Nikola Tesla, all'inizio del XX secolo, dedicò molti sforzi alla progettazione e realizzazione di sistemi elettrici in grado di trasportare l'energia in modalità wireless [1]. Tuttavia, a causa della limitata efficienza di trasferimento nonché dei campi elettrici elevati, tale tecnologia è rimasta di fatto poco più di una curiosità ingegneristica fino a circa 30 anni fa, quando è iniziata la diffusione massiva di dispositivi elettronici personali (ad es. laptop, tablets, telefoni cellulari, ecc.) per i quali la tecnologia WPT rappresenta un'opzione interessante soprattutto in relazione alla flessibilità di utilizzo. Più recentemente, lo sviluppo della tecnologia WPT basata sull'accoppiamento magnetico risonante [2][3] ha consentito un significativo incremento dell'efficienza di trasferimento della potenza in tempi abbastanza rapidi, aprendo così la strada alla penetrazione della tecnologia WPT nel mercato dei veicoli elettrici per il quale si prevede una forte espansione nei prossimi anni. Ciò pone una serie di sfide, sia dal punto di vista tecnologico, vista l'esigenza di realizzare sistemi WPT in grado di trasferire potenze anche elevate in maniera efficiente e in tempi contenuti, sia dal punto di vista protezionistico, poiché si pone la necessità di limitare l'esposizione umana ai CEM generati durante il trasferimento di potenza wireless affinché siano rispettati i limiti di legge.

Sulla base di quanto premesso, è necessario disporre di procedure e metodi standardizzati per la valutazione dell'esposizione umana ai CEM generati dai sistemi WPT ai fini della verifica di conformità ai pertinenti limiti normativi.

IL RAPPORTO TECNICO CEI WPT

Il Rapporto Tecnico elaborato dal Gruppo di Lavoro (GdL) “Esposizione umana ai campi elettromagnetici generati dalle nuove tecnologie Wireless Power Transfer”, istituito nell’ambito del Comitato Tecnico (CT) 106 del Comitato Elettrotecnico Italiano (CEI), ha l’obiettivo di fornire indicazioni sui metodi e sulle procedure per la valutazione dell’esposizione umana (sia della popolazione generale sia dei lavoratori) ai CEM emessi dai sistemi WPT nella gamma di frequenza da 1 kHz a 300 GHz [4].

Il Rapporto Tecnico CEI WPT fa riferimento principalmente ai seguenti documenti normativi elaborati dal Comitato Tecnico TC 106 della Commissione Elettrotecnica Internazionale (IEC), a cui hanno contribuito direttamente alcuni componenti del GdL WPT del CEI CT 106:

- IEC PAS 63184 (2021-05) Publicly Available Specification “*Assessment methods of the human exposure to electric and magnetic fields from wireless power transfer systems – models, instrumentation, measurement and numerical methods and procedures (frequency range of 1 kHz to 30 MHz)*” [5];
- IEC DTR 63377 (2022-XX) Technical Report “*Procedures for the assessment of human exposure to electromagnetic fields from radiative wireless power transfer systems – measurement and numerical simulation methods (frequency range of 30 MHz to 300 GHz)*” [6].

Inoltre, il rapporto Tecnico CEI WPT tiene conto di una serie di documenti tecnici e normativi disponibili (ad esempio, norme IEC e CENELEC, norme ISO, norme SAE, norme nazionali, documenti tecnici di buona prassi elaborati nell’ambito di progetti europei di ricerca, ecc.), nonché integra alcuni casi di studio originali elaborati dai componenti del GdL WPT del CEI CT 106 su specifiche tematiche, tra cui la valutazione dell’esposizione ai CEM generati dai sistemi WPT per la ricarica induttiva stazionaria e dinamica di veicoli elettrici e la valutazione dell’esposizione in applicazioni WPT per dispositivi portatili.

Il Rapporto Tecnico CEI WPT si rivolge a diverse tipologie di utilizzatori, tra cui i progettisti, i laboratori di prova e di ricerca e sviluppo, gli organismi di certificazione e gli enti di verifica, nonché i soggetti coinvolti a vario titolo nella valutazione dei rischi per la salute e la sicurezza derivanti dall’esposizione a CEM.

CARATTERISTICHE DEI SISTEMI WPT

In base alla frequenza (e quindi alla lunghezza d’onda) del campo elettromagnetico, le tecnologie WPT possono essere in *campo vicino* o in *campo lontano*. Se la distanza di trasferimento è molto maggiore della lunghezza d’onda del campo elettromagnetico, la tecnologia WPT è classificata come tecnica in *campo lontano*, o *WPT radiativo*. Se, invece, la distanza di trasferimento è minore della lunghezza d’onda del campo elettromagnetico, la tecnologia WPT è classificata come tecnica in *campo vicino reattivo*, o *WPT reattivo*. Pertanto, la gamma di frequenza del WPT radiativo è in genere molto superiore (MHz–GHz) rispetto a quella del WPT reattivo (kHz–MHz). Le tecnologie WPT possono altresì essere di tipo *stazionario* o *dinamico* in relazione alla modalità di posizionamento del dispositivo secondario ricevente (RX), collegato al carico elettrico, rispetto al dispositivo primario trasmittente (TX), collegato alla fonte di energia. Nel *WPT stazionario*, il dispositivo primario e il dispositivo secondario non cambiano intenzionalmente la loro posizione e orientamento relativi per tutta la durata del trasferimento di potenza. Nel *WPT dinamico*, il dispositivo secondario si muove intenzionalmente rispetto al dispositivo primario, ovvero lungo un tracciato di sorgenti di potenza trasmittenti multiple che agiscono come dispositivo primario.

SISTEMI WPT INDUTTIVI

I sistemi WPT induttivi sono basati sul trasferimento di potenza mediante accoppiamento in campo vicino reattivo risultante dalla legge di induzione di Faraday, per cui il campo magnetico variabile nel tempo generato dalla corrente che scorre nella bobina del dispositivo primario (TX)

induce un campo elettrico nella bobina del dispositivo secondario (RX). L'integrale del campo magnetico generato dalla spira percorsa da corrente è definito dalla legge circuitale di Ampere. Tipicamente, i sistemi WPT ad accoppiamento induttivo funzionano nella gamma di frequenza compresa tra 1 kHz e 30 MHz, ossia nella banda delle frequenze intermedie (IF) [5]. Tale tecnologia è ampiamente utilizzata sia nei motori elettrici sia per la ricarica wireless di dispositivi elettronici, come ad es. spazzolini da denti elettrici e telefoni cellulari. Tuttavia, la potenza trasferita decade rapidamente all'aumentare della distanza ($1/r^3$). Pertanto, il raggio di azione efficiente è limitato ad alcuni centimetri o decine di centimetri in base alla potenza trasferita [3][3]. Al fine di estendere la distanza di trasmissione della potenza e di incrementare l'efficienza di funzionamento, è stata sviluppata la tecnologia WPT basata sull'accoppiamento induttivo risonante [2]. Si tratta di una tecnologia in campo vicino ad accoppiamento induttivo ma con alcune differenze rispetto al WPT induttivo tradizionale. Nella figura 1 sono rappresentati i modelli di circuiti equivalenti per i sistemi WPT induttivi tradizionali (fig. 1(a)) e per i sistemi WPT induttivi risonanti (fig. 1(b)).

Figura 1 – Modelli di circuiti equivalenti per sistemi WPT induttivi:
(a) WPT induttivo tradizionale; (b) WPT induttivo risonante

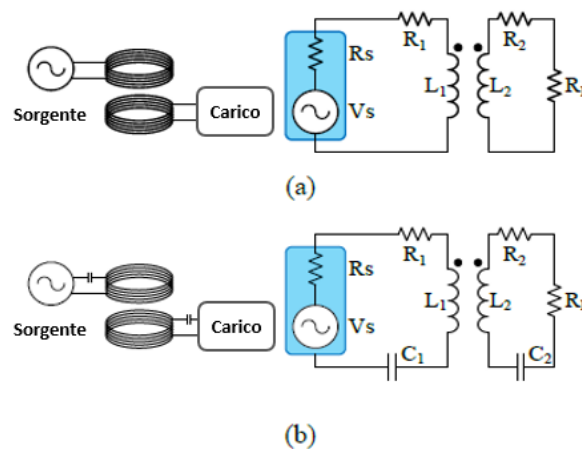


Figura tratta da [4]

Come si evince dalla fig.1(b), nella tecnologia risonante sono utilizzate due o più coppie di circuiti risonanti RLC collegati in serie per migliorare l'efficienza del trasferimento di potenza ed estendere la distanza di trasmissione. In virtù di ciò, tale tecnologia è impiegata tipicamente per la ricarica delle batterie dei veicoli elettrici. Come nei trasformatori, del materiale magnetico come la ferrite viene in genere utilizzato per dirigere il flusso magnetico e migliorare l'accoppiamento tra la bobina trasmittente del dispositivo primario e la bobina (o le bobine) riceventi del dispositivo secondario.

SISTEMI WPT INDUTTIVI PER LA RICARICA STAZIONARIA DI VEICOLI ELETTRICI

I sistemi WPT utilizzati per la ricarica stazionaria di veicoli elettrici (VE) sono, tipicamente, sistemi induttivi risonanti. Essi lavorano nella gamma di frequenza compresa tra alcune decine di kHz e 100 kHz e sono in grado di trasferire potenze da alcuni kW fino a 200 kW, in base alle esigenze di potenza del VE [7]. Il dispositivo secondario (RX), montato sul veicolo, è posto a un'altezza, h , fissa rispetto al dispositivo primario (TX), montato a terra (fig. 2). Le distanze verticali tra le bobine sono comprese, generalmente, tra 100 mm e 300 mm.

Figura 2 – Schema di un sistema WPT induttivo per la ricarica di un veicolo elettrico

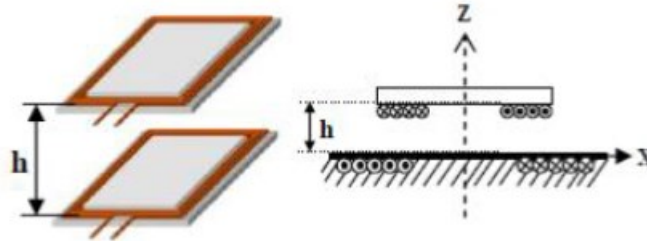


Figura tratta da [7]

I requisiti di funzionamento dei sistemi WPT induttivi per la ricarica di VE sono definiti dalla famiglia di norme e specifiche tecniche IEC 61980, sviluppate dal comitato tecnico IEC TC 69 e recepite dal CEI. La norma CEI EN IEC 61980-1:2021 [8] definisce i requisiti generali dei sistemi WPT per i veicoli elettrici ed ibridi ricaricabili (*plug-in*), inclusi: le caratteristiche e le condizioni di funzionamento; i livelli di sicurezza elettrica; la comunicazione tra il dispositivo a terra e quello a bordo del veicolo per abilitare e controllare il WPT, l'efficienza, l'allineamento e altre attività per consentire il WPT, nonché i requisiti specifici di compatibilità elettromagnetica (EMC) per un dispositivo di alimentazione. La specifica tecnica CEI CLC IEC/TS 61980-2 (2021-05) [9] definisce i requisiti particolari per la comunicazione tra VE e l'infrastruttura di ricarica. La specifica tecnica CEI CLC IEC/TS 61980-3 (2021-05) [10] definisce i requisiti particolari per sistemi di trasferimento di potenza senza fili a campo magnetico.

Anche la *SAE International* (già *Society of Automotive Engineers*) sviluppa norme tecniche e linee guida sui sistemi WPT per la ricarica di VE. In particolare, la norma SAE J2954 [11] definisce le linee guida per l'interoperabilità, la compatibilità elettromagnetica, le emissioni elettromagnetiche, le prestazioni minime, la sicurezza e i test per la ricarica wireless dei veicoli elettrici e ibridi ricaricabili (*plug-in*) leggeri. La bozza di norma SAE J2954/2 **Errore. L'origine riferimento non è stata trovata.** stabilisce le linee guida per l'interoperabilità, la compatibilità elettromagnetica, le prestazioni minime, la sicurezza e i test per la ricarica wireless ad alta potenza dei veicoli pesanti (*heavy duty*).

SISTEMI WPT INDUTTIVI PER LA RICARICA DINAMICA DI VEICOLI ELETTRICI

Nei sistemi WPT induttivi per la ricarica dinamica di veicoli elettrici, il dispositivo secondario (RX), montato a bordo del VE, si muove lungo un tracciato di sorgenti di potenza trasmettenti (TX), sepolte sotto la strada lungo la direzione di marcia, che agiscono come dispositivo primario. Le sorgenti TX possono essere disposte secondo un percorso continuo, ovvero possono essere disposte per passi discreti. Nel primo caso, sussiste un accoppiamento magnetico continuo tra le bobine di terra e la bobina a bordo del VE, che viene alimentato pressoché ininterrottamente lungo il percorso. Nel secondo caso, il VE viene ricaricato mediante WPT solamente quando la bobina di bordo viene ad accoppiarsi con una delle bobine di terra disposte lungo il percorso, per cui di fatto si verifica una ricarica semi-dinamica.

Al fine di mitigare le variazioni delle condizioni di accoppiamento tra i dispositivi RX e TX, dovute al possibile disallineamento durante il movimento del veicolo, per le bobine è stata proposta una configurazione polarizzata con forma a doppia D, anche detta *DD-coil* (fig. 3). Tale configurazione consente di mantenere un buon accoppiamento per spostamenti (limitati) e presenta una minore sensibilità al disallineamento rispetto alle bobine di altra forma [13].

Figura 3 – Bobine WPT in configurazione polarizzata con forma a doppia D (DD-coil)

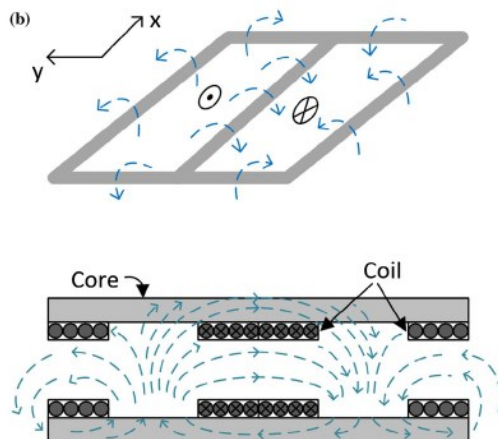


Figura tratta da [13]

SISTEMI WPT CAPACITIVI

La tecnologia WPT capacitiva utilizza un campo elettrico alternato per trasferire energia. Rispetto alla tecnologia WPT induttiva, in cui il flusso del campo magnetico tende a diffondersi in tutte le direzioni dalle bobine per creare un anello di flusso chiuso, la tecnologia WPT capacitiva è caratterizzata da un migliore confinamento delle linee di flusso del campo elettrico e, quindi, da una minore dispersione del campo stesso. L'altro vantaggio include la capacità di trasferire energia attraverso una barriera metallica, poiché la superficie superiore e inferiore della barriera metallica può fungere da piastre conduttrici in un campo elettrico. Questo effetto, pur perturbando il campo elettrico originale non inficia il trasferimento di potenza.

Nonostante i vantaggi suddetti, la tecnologia capacitiva WPT rappresenta una grande sfida pratica per il trasferimento di potenza wireless, a causa della limitata capacità di accoppiamento. Poiché la permittività del vuoto o dell'aria è piuttosto piccola ($8,854 \times 10^{-12} \text{ F m}^{-1}$), per aumentare la capacità dovrebbero essere utilizzati materiali dielettrici speciali piuttosto costosi, come ad esempio BaTiO_3 [14]. Tuttavia, qualsiasi traferro esistente o spostamento delle piastre di accoppiamento ridurrebbe drasticamente la capacità. Ciò rende, di fatto, la tecnologia WPT capacitiva poco pratica per applicazioni di ricarica wireless di VE, in cui deve esservi un traferro di almeno 150 ~ 200 mm e una grande tolleranza di spostamento tra i dispositivi TX e RX.

SISTEMI WPT RADIATIVI

Le tecnologie WPT in campo lontano (WPT radiativo) sono in grado di trasferire energia a una distanza di alcune lunghezze d'onda fino (teoricamente) all'infinito attraverso la propagazione di onde elettromagnetiche ad alta frequenza, tipicamente nella gamma compresa tra 30 MHz e 300 GHz [6]. Il WPT radiativo rappresenta, quindi, una soluzione per alimentare da remoto, su grandi distanze, sia dispositivi a bassa potenza (ad es. sensori, etichette di identificazione a RF (RFID), dispositivi mobili e indossabili) sia dispositivi per applicazioni ad alta potenza (ad es. veicoli elettrici).

Il WPT radiativo consente di coprire distanze maggiori rispetto al WPT induttivo e non richiede l'accoppiamento reciproco tra trasmettitore e ricevitore. Tuttavia, le distanze maggiori generalmente determinano una significativa riduzione della densità di potenza trasmessa (che si riduce con la distanza come $1/r^2$) e, quindi, una riduzione dell'efficienza di trasferimento verso il dispositivo RX, che in parte può essere compensata utilizzando antenne ad alta direttività o strategie per il controllo dell'allineamento. Infatti, in un sistema WPT radiativo si utilizzano principalmente antenne altamente direzionali per trasmettere energia elettromagnetica e

l'efficienza del sistema beneficia di un'antenna di ricezione altamente direttiva quando viene utilizzata al di fuori della zona del campo vicino.

I sistemi WPT radiativi possono essere classificati in:

- a) trasmissione WPT a corto raggio con fascio largo (*omnidirezionale*) verso più utilizzatori;
- b) trasmissione WPT a corto raggio con propagazione a cammini multipli (*multipath*) verso un singolo utilizzatore;
- c) trasmissione WPT a corto/lungo raggio con fascio stretto (*direttivo*) verso un singolo utilizzatore.

Ciascuna delle tecnologie descritte può essere utilizzata in diverse applicazioni WPT, come descritto nella tabella 1, tratta da [4].

Tabella 1 – Caratteristiche dei sistemi WPT radiativi e principali applicazioni [4]

Applicazioni WPT	Gamma di frequenza	Condizione d'uso	Distanza	Guadagno d'antenna (TX)	Potenza trasmessa
Rete di sensori alimentata in modalità wireless	915 MHz 2.45 GHz 5.8 GHz	Interno, Esterno	Da alcuni metri a decine di metri	6 dBi (tipicamente nella banda 915 MHz), 25 dBi (tipicamente nelle bande 2.45 GHz e 5.8 GHz)	< 50 W
Ricarica wireless di dispositivi mobili	2.45 GHz, 915 MHz	Interno	Da alcuni metri a decine di metri	25 dBi (tipicamente nella banda 2.45 GHz)	< 50 W
WPT verso bersaglio mobile/volante	2.45 GHz, 5.8 GHz	Interno, Esterno	Da alcuni metri fino a 20 km	10 dBi – 30 dBi (tipicamente nella banda 5.8 GHz)	50 W – 1 MW
WPT punto-punto	2.45 GHz, 5.8 GHz	Esterno	1 m – 20 km		100 W – 1 MW
Ricarica wireless di veicoli elettrici	2.45 GHz, 5.8 GHz	Esterno	0.1 m – 1 m		100 kW – 500 kW
Satellite a energia solare	5.8 GHz	Collegamenti spazio-terra	36,000 km		1.3 GW
Dispositivi <i>Internet-of-things</i> (IoT), automazione, collegamenti punto-punto, etc.	24 GHz, 61 GHz, 122 GHz, 244 GHz	Interno, Esterno	1 m – 1 km		100 W

VALUTAZIONE DELL'ESPOSIZIONE

La figura 4 (tratta da [4]) presenta il diagramma di flusso che descrive la procedura generale di valutazione dell'esposizione ai CEM generati dai sistemi WPT, con riferimento alle grandezze inerenti sia agli effetti diretti (campo elettrico interno, densità di corrente, tasso di assorbimento specifico (SAR), densità di potenza) sia agli effetti indiretti (corrente di contatto). I metodi di valutazione per queste grandezze sono diversi e possono essere basati su misurazioni e/o calcoli.

Figura 4 – Procedura generale di valutazione dell'esposizione

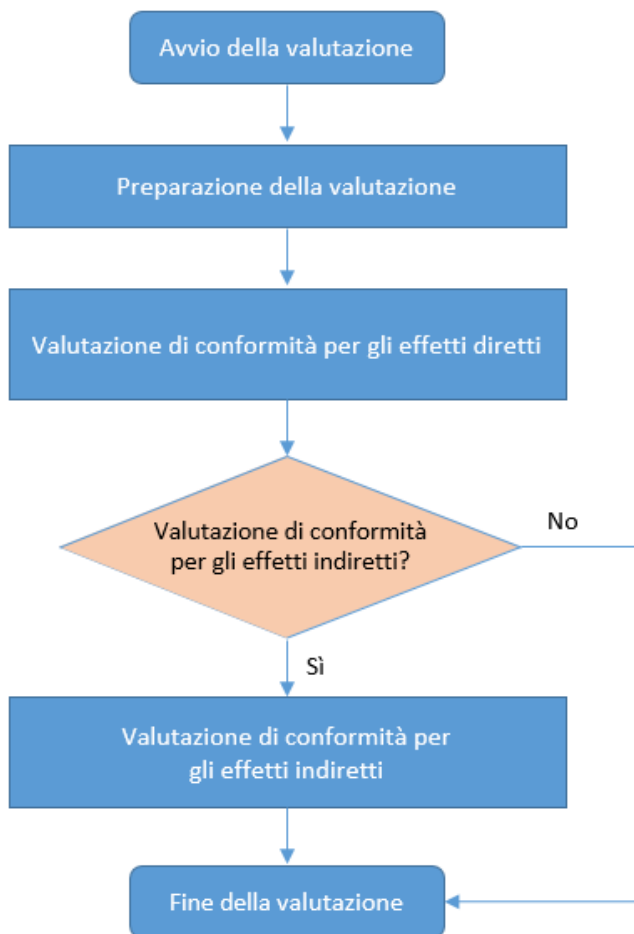


Figura tratta da [4]

PREPARAZIONE DELLA VALUTAZIONE

In preparazione della valutazione, è necessario identificare il prodotto/famiglia di prodotti e le relative caratteristiche elettromagnetiche (potenza, corrente, frequenza, altre condizioni), la posizione dell'utilizzatore e la relativa postura, i pertinenti limiti di esposizione da applicare e il metodo di valutazione (misure e/o calcoli), come descritto in figura 5, tratta da [4].

Figura 5 – Preparazione della valutazione dell'esposizione



Figura tratta da [4]

LIMITI DI ESPOSIZIONE

I limiti di esposizione sono differenziati per gli effetti di stimolazione (effetti non termici), prevalenti nella gamma di frequenze fino a 100 kHz, e per gli effetti termici, prevalenti nella gamma di frequenze da 10 MHz a 300 GHz. Nella gamma delle frequenze intermedie (100 kHz – 10 MHz) la valutazione di conformità deve essere effettuata rispetto ai limiti sia per gli effetti di stimolazione sia per gli effetti termici.

Ai fini della valutazione di conformità, la determinazione del pertinente limite di esposizione dipende non solo dalla gamma di frequenza, ma anche dalla situazione di esposizione in relazione alla distanza dalla sorgente (condizione di campo vicino o lontano) e alla condizione di esposizione (esposizione a corpo intero o esposizione localizzata).

A livello nazionale, i limiti per la protezione della popolazione e dei lavoratori non esposti a CEM per motivi professionali sono definiti dalla legge quadro n. 36 del 2001 [15] e relativi decreti attuativi [16][17][18]. Ai sensi dei suddetti decreti, per le esposizioni non riconducibili agli elettrodotti alla frequenza di rete (50 Hz) e ai sistemi fissi di telecomunicazione e radiotelevisivi –

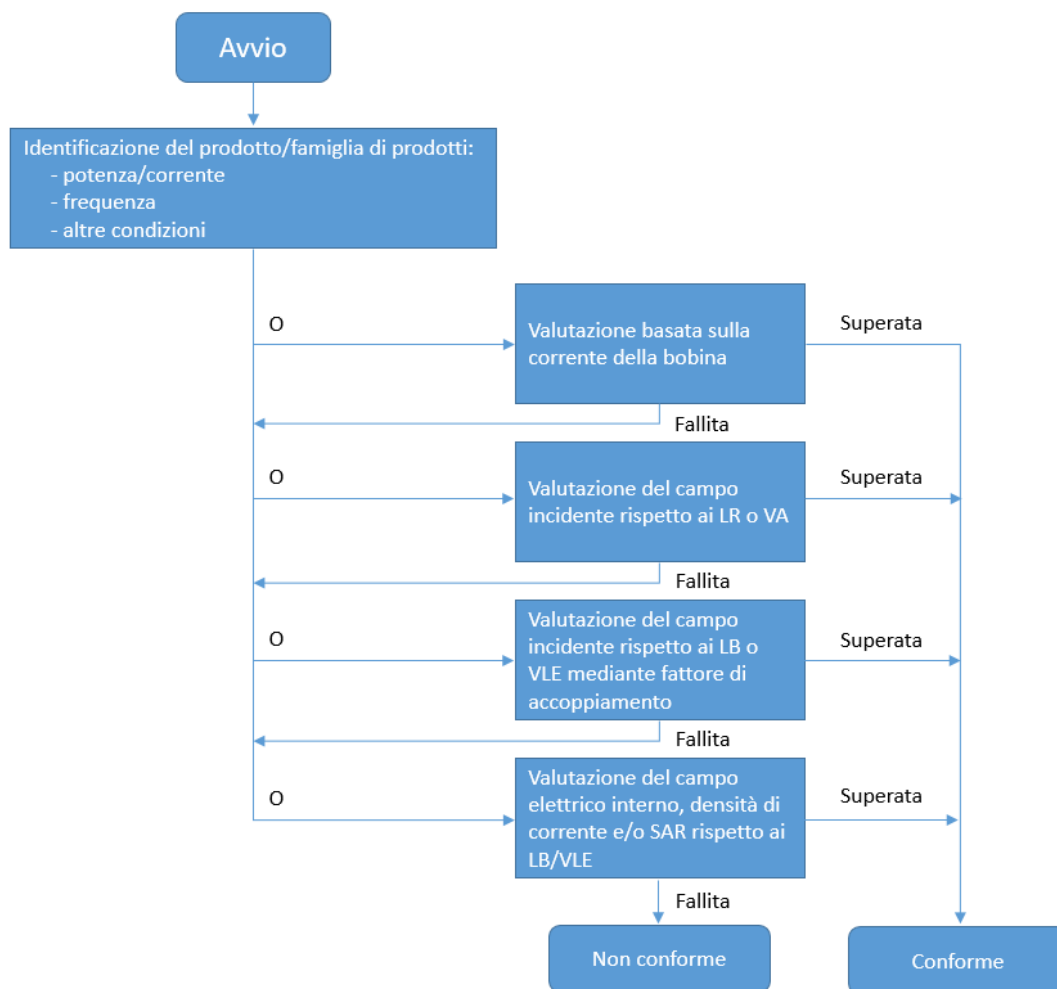
per i quali sussistono restrizioni specifiche – si applicano i limiti di cui alla Raccomandazione del Consiglio 1999/519/CE [19], articolati in Limiti di Base (LB) e Livelli di Riferimento (LR). Ai lavoratori esposti a CEM per motivi professionali si applicano i limiti di cui all'art. 208 e allegato XXXVI del Decreto Legislativo n. 81 del 2008 [20], come modificato dal D.Lgs. n. 159 del 2016 [21] **Errore. L'origine riferimento non è stata trovata.**, articolati in Valori Limite di Esposizione (VLE) e Valori di Azione (VA).

PROCEDURA DI VALUTAZIONE PER I SISTEMI WPT INDUTTIVI

Nei sistemi WPT induttivi, le principali fonti di emissione CEM sono riconducibili alle correnti che scorrono nella bobina primaria (TX) e secondaria (RX). Per aumentare l'efficienza della trasmissione e ridurre i campi dispersi, le bobine sono solitamente dotate di concentratori di flusso realizzati con materiali magnetici quali, ad es., ferrite, nonché di una schermatura magnetica realizzata, tipicamente, con un materiale in alluminio altamente conduttivo.

La figura 6, tratta da [4], presenta il diagramma di flusso che descrive la procedura per la valutazione della conformità dei sistemi WPT induttivi. Come descritto in figura, è possibile selezionare uno dei quattro approcci di valutazione, a seconda di quale sia il più praticabile per lo scenario d'esposizione.

Figura 6 – Procedura per la valutazione della conformità dei sistemi WPT induttivi



PROCEDURA DI VALUTAZIONE PER I SISTEMI WPT RADIATIVI

La figura 16, tratta da [4], presenta il diagramma di flusso che descrive la procedura per la valutazione della conformità dei sistemi WPT radiativi. Come descritto in figura, la scelta dell'approccio di valutazione dipende dalle caratteristiche del dispositivo in prova (potenza, frequenza) e dallo scenario d'esposizione.

Figura 7 – Procedura di valutazione della conformità dei sistemi WPT radiativi

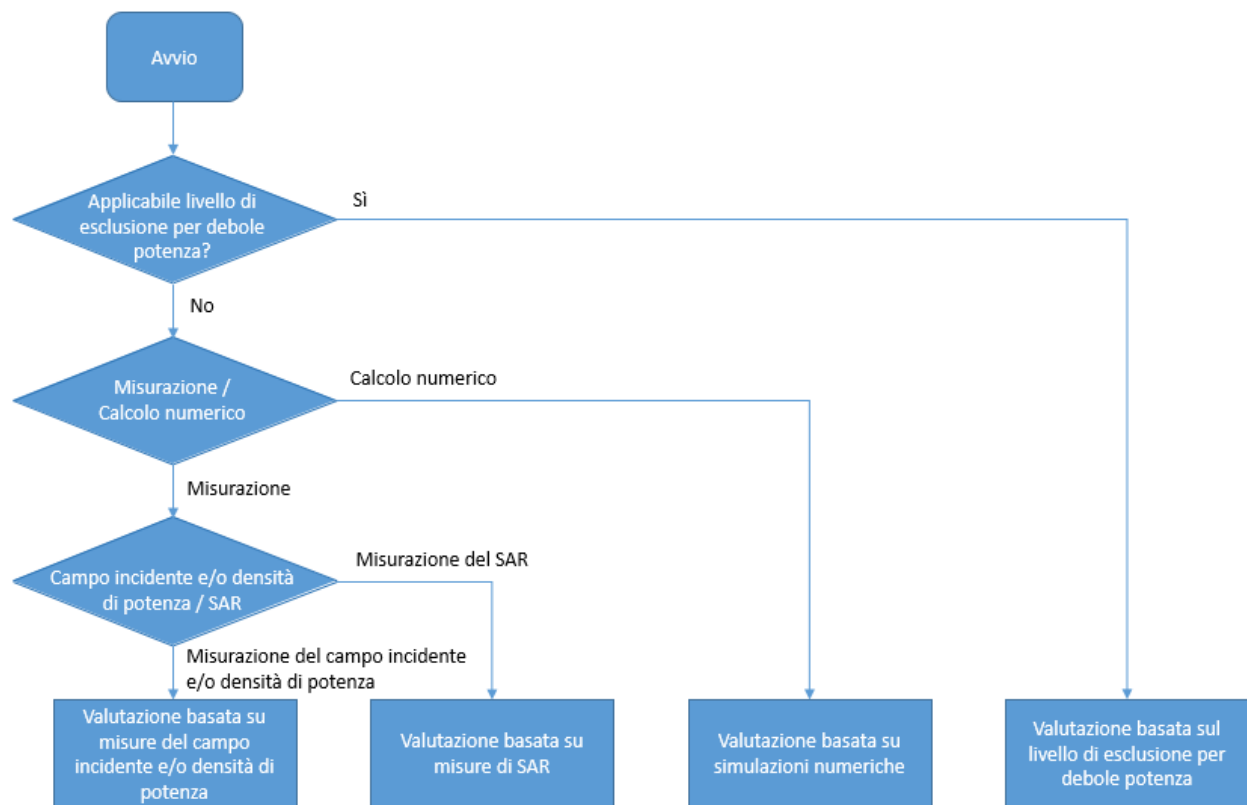


Figura tratta da [4]

CONCLUSIONI

Come illustrato nel corso di questo articolo, la tecnologia WPT è una tecnologia emergente che risulta trasversale rispetto a molteplici ambiti di applicazione, dall'alimentazione di sensori alla ricarica delle batterie di dispositivi elettronici personali e di veicoli elettrici, con valori di potenza trasferita variabili sensibilmente in relazione alle applicazioni e ai tempi di ricarica. Contestualmente agli sviluppi della tecnologia WPT e alla sua progressiva diffusione, è emersa l'esigenza di disporre di metodi e procedure standardizzate per la valutazione dell'esposizione umana ai CEM generati dai sistemi WPT ai fini della verifica di conformità ai pertinenti limiti normativi.

In ambito internazionale, il comitato tecnico TC-106 della International Electrotechnical Commission (IEC) ha pubblicato nel 2021 la specifica tecnica IEC PAS 63184 sui metodi e le procedure di valutazione dell'esposizione umana ai CEM generati dai sistemi WPT induttivi funzionanti nella gamma di frequenza da 1 kHz a 30 MHz [5], sulla cui base sta sviluppando la norma tecnica internazionale di cui si prevede la pubblicazione entro il 2023. Sempre in ambito internazionale, il comitato tecnico TC-106 della IEC ha recentemente concluso lo sviluppo

rapporto tecnico DTR 63177 sui metodi e le procedure di valutazione dell'esposizione umana ai CEM generati dai sistemi WPT radiativi funzionanti nella gamma di frequenza da 30 MHz a 300 GHz [6], di cui si prevede la pubblicazione entro la fine del 2022.

In ambito nazionale, il Gruppo di Lavoro dedicato alla valutazione dell'esposizione ai CEM generati dalle nuove tecnologie WPT, istituito all'interno del Comitato Tecnico CT 106 del CEI, ha recentemente concluso lo sviluppo del Rapporto Tecnico sui metodi e le procedure di valutazione dell'esposizione umana ai CEM generati dai sistemi WPT induttivi e radiativi funzionanti nella gamma di frequenza fino a 300 GHz [4], di cui si prevede la pubblicazione entro la fine del 2022. Il Rapporto Tecnico CEI WPT tiene conto di una serie di documenti tecnici e normativi disponibili (norme IEC e CENELEC, norme ISO, norme SAE, norme nazionali, documenti tecnici di buona prassi elaborati nell'ambito di progetti europei di ricerca, ecc.), nonché integra alcuni casi di studio su tematiche specifiche, tra cui la valutazione dell'esposizione ai CEM generati dai sistemi WPT per la ricarica induttiva stazionaria e dinamica di veicoli elettrici e la valutazione dell'esposizione in applicazioni WPT per dispositivi portatili. Il Rapporto Tecnico si rivolge a diverse tipologie di utilizzatori, tra cui i progettisti, i laboratori di prova e di ricerca e sviluppo, gli organismi di certificazione e gli enti di verifica, nonché i soggetti coinvolti a vario titolo nella valutazione dei rischi per la salute e la sicurezza derivanti dall'esposizione a CEM.

RINGRAZIAMENTI

Si ringraziano i colleghi del Gruppo di Lavoro "Esposizione umana ai campi elettromagnetici generati dalle nuove tecnologie Wireless Power Transfer" del CEI CT-106, che con il loro impegno e la loro competenza hanno reso possibile la realizzazione del Rapporto Tecnico CEI WPT.

BIBLIOGRAFIA

- [1] Nikola Tesla, U.S. patent 1,119,732 (1914)
- [2] A. Kurs, A. Karalis, R. Moffatt, J.D. Joannopoulos, P. Fisher, M. Soljacic', *Wireless Power Transfer via Strongly Coupled Magnetic Resonances*. Science 317, 83, 2007
- [3] G.A. Covic and J.T. Boys, *Inductive power transfer*. Proc. IEEE, vol. 101, pp. 1276-1289, 2013
- [4] CEI Rapporto Tecnico CEM-WPT (2022-XX), *Rapporto Tecnico sulla valutazione dell'esposizione umana ai campi elettrici, magnetici ed elettromagnetici (gamma di frequenza da 1 kHz a 300 GHz) emessi da sistemi per il trasferimento di potenza senza contatto (wireless power transfer, WPT)*
- [5] IEC PAS 63184 (2021-05), *Assessment methods of the human exposure to electric and magnetic fields from wireless power transfer systems - Models, instrumentation, measurement and numerical methods and procedures (frequency range of 1 kHz to 30 MHz)*, 2021 (disponibile su: <https://my.ceinorme.it/home.html>)
- [6] IEC DTR 63377 (2022-XX), *Procedures for the assessment of human exposure to electromagnetic fields from radiative wireless power transfer systems - measurement and computational methods (Frequency range of 30 MHz to 300 GHz)*
- [7] 16ENG08 EMPIR MICEV Consortium, *Best practice guide for the assessment of EMF exposure from vehicle Wireless Power Transfer systems*. A cura di R. Guilizzoni, S. Harmon, M. Zucca, 2021. ISBN: 978-88-945324-1-8 (disponibile su: <https://www.micev.eu/>)
- [8] CEI EN IEC 61980-1 (2021-07), *Sistemi di trasferimento di potenza wireless per veicoli elettrici (WPT)*. Parte 1: Requisiti generali (disponibile su: <https://my.ceinorme.it/home.html>)
- [9] CEI CLC IEC/TS 61980-2 (2021-05), *Sistemi di trasferimento di potenza senza fili per veicoli elettrici (WPT)*. Parte 2: Requisiti particolari per la comunicazione tra veicolo elettrico (EV) e l'infrastruttura di ricarica (disponibile su: <https://my.ceinorme.it/home.html>)
- [10] CEI CLC IEC/TS 61980-3 (2021-05), *Sistemi di trasferimento di potenza senza fili per veicoli elettrici (WPT)*. Parte 3: Requisiti particolari per sistemi di trasferimento di potenza senza fili a campo magnetico (disponibile su: <https://my.ceinorme.it/home.html>)
- [11] SAE J2954 (2020-10), *Wireless Power Transfer for Light-Duty Plug-in/Electric Vehicles and Alignment Methodology*. Revisione 20-10-2020 (disponibile su: <https://www.sae.org/standards/>)

- [12] SAE J2954/2 (2020-12), *Wireless Power Transfer & Alignment for Heavy Duty Applications*, versione bozza 2/12/2020
- [13] H.K. Dashora, G. Buja, M. Bertoluzzo., R. Pinto, and V. Lopresto, *Analysis and design of DD coupler for dynamic wireless charging of electric vehicles*. J. Electromagnetic Waves and Applications, vol. 32, no. 2, pp. 170-189, 2018.
- [14] M.P. Theodoridis, *Effective capacitive power transfer*. IEEE Trans. Power Electron, vol. 27, n. 12, pp. 4906-4913, 2012.
- [15] Legge 22 febbraio 2001, n.36, *Legge quadro sulla protezione dalle esposizioni a campi elettrici, magnetici ed elettromagnetici*. Gazzetta Ufficiale n. 55 del 7 marzo 2001
- [16] Decreto del Presidente del Consiglio dei Ministri 8 luglio 2003, *Fissazione dei limiti di esposizione, dei valori di attenzione e degli obiettivi di qualità per la protezione della popolazione dalle esposizioni a campi elettrici, magnetici ed elettromagnetici generati a frequenze comprese tra 100 kHz e 300 GHz*. Gazzetta Ufficiale n.199 del 28 agosto 2003
- [17] Decreto del Presidente del Consiglio dei Ministri 8 luglio 2003, *Fissazione dei limiti di esposizione, dei valori di attenzione e degli obiettivi di qualità per la protezione della popolazione dalle esposizioni ai campi elettrici e magnetici alla frequenza di rete (50 Hz) generati dagli elettrodotti*, Gazzetta Ufficiale n.200 del 29 agosto 2003
- [18] Legge 221/2012, Conversione in legge, con modificazioni, del Decreto Legge 18 ottobre 2012, n. 179 recante *Ulteriori misure urgenti per la crescita del Paese (c.d. Decreto Crescita 2.0)*, coordinato con la legge di conversione 17 dicembre 2012, n. 221. Art. 14 “Interventi per la diffusione delle tecnologie digitali”, commi 10, 11 e 12. Gazzetta Ufficiale n. 294 del 18 dicembre 2012
- [19] 1999/519/CE *Raccomandazione del Consiglio del 12 luglio 1999, sulla limitazione dell'esposizione della popolazione generale ai campi elettromagnetici (0 Hz – 300 GHz)*. Giornale Ufficiale delle Comunità Europee, L 199, 30 luglio 1999
- [20] Decreto legislativo 9 aprile 2008, n.81, *Testo coordinato con il D.Lgs. 3 agosto 2009, n. 106 – Attuazione dell'art.1 della legge 3 agosto 2007, n. 123, in materia di tutela della salute e della sicurezza nei luoghi di lavoro*. Gazzetta Ufficiale n. 101 del 30 aprile 2008 - Suppl. Ordinario n. 108 – Decreto integrativo e correttivo: Gazzetta Ufficiale n. 180 del 5 agosto 2009 - Suppl. Ordinario n. 142/L e s.m.i. Revisione agosto 2022
- [21] Decreto Legislativo 1 agosto 2016, n. 159, *Attuazione della direttiva 2013/35/UE sulle disposizioni minime di sicurezza e di salute relative all'esposizione dei lavoratori ai rischi derivanti dagli agenti fisici (campi elettromagnetici) e che abroga la direttiva 2004/40/CE*. Gazzetta Ufficiale n.192 del 18 agosto 2016

Definizione di un metodo di misura per la valutazione del livello di esposizione a luce blu emessa da monitor ad alta risoluzione in ambito sanitario

Alice Cimino^{1,2}, Riccardo Di Liberto¹

¹UOC Fisica Sanitaria, Fondazione IRCCS Policlinico San Matteo, Pavia

²Scuola di Specializzazione in Fisica Medica, Università degli Studi di Milano

a.cimino@smatteo.pv.it

Riassunto

La luce blu emessa dai dispositivi digitali quali monitor o tablet ha generato negli ultimi anni un notevole interesse nella comunità scientifica, in particolare in relazione ai possibili danni che queste lunghezze d'onda possono causare alla retina.

Negli ambienti di lavoro, e in particolare all'interno di un ospedale, è ormai comune l'utilizzo di videotermini e dunque sono comuni osservazioni prolungate di monitor sia da refertazione che generici.

La normativa vigente in materia di salute e sicurezza sul lavoro stabilisce dei valori limite di esposizione (VLE) alla luce blu in termini di radianza. Di conseguenza, per poter valutare accuratamente il livello di esposizione a cui sono sottoposti gli operatori sanitari che utilizzano i monitor da refertazione e anche, più in generale, i lavoratori che utilizzano altri tipi di monitor, è stato necessario definire un metodo per misurare dei valori di radianza confrontabili con quelli riportati nella normativa, seguendo le norme tecniche applicabili.

Sulla base di tali norme tecniche, è stata definita una metodica di misura per la valutazione della radianza da luce blu emessa da monitor ad usi lavorativi, risolvendo alcune criticità non a priori riportate nelle linee guida nazionali e internazionali.

È intenzione degli autori presentare uno standard di misura metrologicamente corretto, che possa essere facilmente utilizzato per la valutazione del rischio da esposizione a luce blu nell'impiego di monitor da refertazione e generici in ambito sanitario.

Il metodo di misura stabilito ha permesso di affrontare le problematiche strumentali e di definizione di una corretta geometria di misura, offrendo soluzioni adeguate.

Introduzione

L'uso di videotermini durante le attività lavorative è notevolmente aumentato negli ultimi anni, senza contare che l'uso di smartphone, tablet o computer è ormai una pratica comune anche per scopo di svago. Conseguentemente sono state fatte numerose ricerche sugli effetti della luce artificiale emessa da questi dispositivi, e le componenti dello spettro visibile con lunghezze d'onda comprese tra 400 nm e 480 nm nello specifico - "luce blu" - hanno suscitato notevole interesse. Ciò è dovuto al fatto che questa componente spettrale è legata ad alcuni effetti negativi per la salute, in particolare l'alterazione del ritmo circadiano (Wahl, 2019) e il danno fotochimico alla retina (ICNIRP, 2013).

Mentre i disturbi del ritmo circadiano solitamente esulano dalle considerazioni sulle sorgenti luminose in ambito lavorativo, per quanto riguarda il rischio da fotoretinite esistono linee guida internazionali (ICNIRP, 2013) e norme tecniche europee (CEI EN 62471, 2010) dalle quali la normativa nazionale in materia di sicurezza dei lavoratori definisce i Valori Limite di Esposizione (VLE) in termini di radianza delle sorgenti, ovvero quei valori al di sotto dei quali non dovrebbero esserci effetti avversi per la salute dell'occhio.

Attualmente, nella delimitazione dei VLE vengono considerati solo gli effetti acuti, mentre non ci sono menzioni ad eventuali effetti cronici dovuti all'esposizione continuativa a sorgenti a bassa intensità. Inoltre, alcuni studi (Algere, 2006; Fletcher, 2008; Taylor, 1990; Wielgus, 2010) indicano la luce blu come una delle possibili cause della maculopatia degenerativa (AMD), che è una malattia che tende a colpire la popolazione anziana e che può portare alla cecità. Tuttavia, attualmente la Commission Internationale de l'Eclairage (CIE) considera queste affermazioni come speculative (Position Statement, 2019).

All'interno delle norme tecniche europee sull'argomento vengono definite metodologie per la misura della radianza di sorgenti artificiali (UNI EN 14255-2, 2006). Tuttavia, non sempre è semplice riportarsi a delle situazioni reali all'interno di un laboratorio o di un ospedale, soprattutto in termini di strumentazione.

Specialmente all'interno di un ospedale – che è il nostro focus – e, più precisamente, negli studi medici in cui sono presenti i monitor da caratterizzare, è importante poter effettuare misure in maniera rapida ed efficiente, cercando di far fronte alle problematiche che i vari locali possono presentare (ad es. illuminazione ambientale o di altre sorgenti, etc.).

Pertanto, si è deciso di studiare e determinare un metodo per effettuare misurazioni di radianza che siano conformi alle linee guida di enti internazionali e alle norme tecniche europee. Ciò ha permesso di effettuare una valutazione completa dei livelli di esposizione alla luce blu generati da monitor LED da refertazione, attraverso una caratterizzazione spettrale sui dispositivi che vengono utilizzati quotidianamente dagli operatori sanitari.

VLE per la radianza ponderata da luce blu (L_B)

I medici radiologi trascorrono molto del loro tempo lavorativo a refertare, osservando radiografie digitali su dei monitor medicali che presentano un'intensità luminosa maggiore rispetto a dei monitor generici per PC che, in aggiunta, utilizzano per altre attività.

I VLE per la radianza L_B [$W/sr \cdot m^2$], consultabili nell'allegato XXXVII, D.Lgs. 81/08 e s.m.i., per sorgenti estese (apertura angolare $\alpha > 11$ mrad) sono i seguenti:

$$L_B = \frac{10^6}{t} \text{ per } t \leq 10\,000 \text{ s}$$
$$L_B = 100 \text{ per } t > 10\,000 \text{ s}$$

Dove t è il tempo di esposizione. Ai fini della valutazione della radianza sulle sorgenti esaminate, considerato il tipo di utilizzo, si è tenuto conto del VLE definito per $t > 10\,000$ s, e quindi pari a $100 W/sr \cdot m^2$.

L_B è la radianza emessa dalla sorgente, ponderata tramite la *funzione di ponderazione spettrale per la luce blu* $B(\lambda)$, che rappresenta l'intensità del danno biologico sulla retina al variare della lunghezza d'onda. I dati relativi a $B(\lambda)$ sono presenti in letteratura (CEI EN 62471 2010; All. XXXVII, D.Lgs. 81/08 e s.m.i.).

Ci si è quindi chiesti come ottenere dei valori di radianza confrontabili con quelli riportati nella normativa, in quanto non è solamente necessario misurare la radianza ma anche tenere conto

dell'angolo di accettazione, intendendo con questo termine l'angolo sotteso dalla sorgente all'occhio dell'osservatore o del rivelatore.

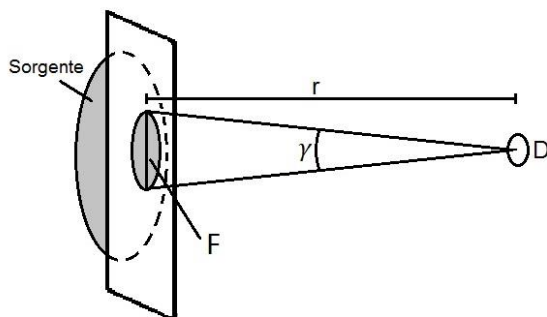
In letteratura sono presenti alcuni studi (O'Hagan, 2016; Moyano, 2020) in cui sono state eseguite misure di irradianza e radianza di monitor, tablet e smartphone in modo da poter quantificare la componente di luce blu alla quale può essere esposto un lavoratore. In questi studi, però, vengono ottenuti dei risultati non direttamente confrontabili con i VLE poiché non viene rispettato il limite imposto sull'angolo di accettazione. In particolare, nello studio di O'Hagan et al. del 2016 viene fatta la considerazione che se i valori di radianza non superano i limiti a campo aperto, allora non li supereranno nemmeno col campo di vista delimitato. Per quanto questa sia una considerazione ragionevole e corretta, l'obiettivo del presente lavoro è quello di definire un metodo di misura della radianza standardizzato secondo quanto definito da ICNIRP.

Le misure effettuate utilizzando il metodo qui proposto potrebbero costituire un punto di partenza per future indagini sulla valutazione del rischio retinico, soprattutto perché mancano dati sulle emissioni dei monitor medicali e sull'esposizione continuativa alla luce blu. In aggiunta, è possibile utilizzare la stessa metodologia per effettuare valutazioni sull'emissione da luce blu su altri tipi di sorgente.

Materiali e metodo

Per le misure è stato utilizzato uno spettroradiometro CCD dotato di correttore del coseno, in grado di effettuare misure spettrali e di irradianza. È stato dunque deciso di calcolare la radianza, a partire dalle misure di irradianza, utilizzando il *metodo alternativo* descritto nella norma tecnica europea CEI EN 62471 (2010-01).

Figura 1 – Rappresentazione del metodo alternativo per calcolare la radianza a partire da misure di irradianza.



Il metodo prevede la misura dei valori di irradianza di una porzione limitata della sorgente, tramite il rivelatore D (in riferimento alla figura 1). Viene infatti schermata la sorgente in modo da lasciare aperta soltanto una fenditura di diametro F appropriato.

I valori di irradianza E [W/m^2] misurati sono poi convertiti in radianza L [$W/sr \cdot m^2$] tramite la relazione:

$$E = L \cdot \Omega \quad (1)$$

Dove Ω è l'angolo solido che sottende la sorgente e si può ricavare da:

$$\Omega = \frac{\pi \gamma^2}{4} \quad (2)$$

In cui γ è l'*angolo di accettazione* ed indica l'angolo piano relativo al campo di vista sotteso da Ω . L'ampiezza di γ è strettamente legata alla distanza sorgente-rivelatore r e al diametro del diaframma F utilizzato per schermare la sorgente, tramite la seguente relazione:

$$\gamma = \frac{F}{r} \quad (3)$$

Per quanto riguarda la distanza r , è stato scelto di eseguire le misure alle distanze di 40 cm e 20 cm, in modo da simulare la distanza tipica a cui si pone l'operatore davanti al monitor e la distanza a cui si pone un operatore con problemi di presbiopia.

L'angolo γ è invece stato scelto pari a 110 mrad, come indicato dalle più recenti linee guida ICNIRP (ICNIRP, 2013) nel caso di esposizioni prolungate ($t > 10\,000$ s).

Di conseguenza, sono stati calcolati i diametri delle fenditure in modo tale che l'angolo di accettazione rimanga consono alla geometria imposta da ICNIRP:

$$F_{40} = 0.110 \text{ rad} \cdot 40 \text{ cm} = 4.4 \text{ cm}$$

$$F_{20} = 0.110 \text{ rad} \cdot 20 \text{ cm} = 2.2 \text{ cm}$$

Per schermare i monitor, inizialmente, si era pensato alla realizzazione di coperture rigide, con dei supporti fissi per i rivelatori alla distanza corretta. Tuttavia, durante il processo di delineazione del metodo, questa soluzione si è rivelata non adatta a misurazioni da effettuarsi in luoghi diversi, spesso studi medici o uffici, in quanto scomode da trasportare e poco adattabili alle varie esigenze. Per tale motivo si è scelto di delimitare il campo di vista con uno schermo realizzato con cartoncino nero intagliando le fenditure come mostrato in figura 2.

Figura 2 – Monitor con schermatura e supporto per il rivelatore del luxmetro.



Un problema riscontrato è stato il seguente: durante le misurazioni con lo spettroradiometro, utilizzando la geometria di misura ICNIRP ($\gamma=110$ mrad, $d=40$ cm, $F_{40}=4,4$ cm oppure $d=20$ cm, $F_{20}=2,2$ cm) la sensibilità dello strumento non è apparsa adeguata al livello di segnale emesso dal monitor. La sensibilità è invece risultata idonea effettuando la misura senza schermatura.

Per poter ovviare al problema, e utilizzare comunque il *metodo alternativo*, si è adottata la seguente metodica: sono state eseguite delle misurazioni con lo spettroradiometro – che misura l'irradianza – e con un luxmetro – che misura l'illuminamento – su alcune sorgenti molto intense. Le misure sono state effettuate su due lampadine ed un faretto a LED. In questo modo è stato

possibile misurare le due grandezze, con i due rispettivi strumenti, sia nelle condizioni di geometria a campo aperto che con la fenditura (geometria ICNIRP), in quanto la sensibilità dello spettroradiometro in questo caso è risultata adeguata.

È stato quindi calcolato un *fattore di forma* f ottenuto dal semplice rapporto dell'irradianza, ovvero illuminamento, ottenuta schermando la sorgente e la stessa grandezza ottenuta a campo aperto:

$$f = \frac{\text{acquisizione con schermatura}}{\text{acquisizione a campo aperto}}$$

Questi fattori sono stati confrontati tra i due strumenti e si possono leggere nella tabella 1.

Tabella 1 – fattori di forma calcolati per le misure con lo spettroradiometro (rapporti tra valori di irradianza) e per le misure con il luxmetro (rapporti tra misure di illuminamento), a diverse distanze d .

Faretto LED			
	40 cm	20 cm	10 cm
$f_{\text{spettroradiometro}}$	0,328	0,098	0,028
$f_{\text{luxometro}}$	0,323	0,100	0,026

LAMPADINA LED 1			
	40 cm	20 cm	10 cm
$f_{\text{spettroradiometro}}$	0,083	0,026	0,010
$f_{\text{luxometro}}$	0,085	0,026	0,009

LAMPADINA LED 2			
	40 cm	20 cm	10 cm
$f_{\text{spettroradiometro}}$	0,249	0,081	0,025
$f_{\text{luxometro}}$	0,268	0,081	0,024

Come si può notare, i *fattori di forma* sono in accordo tra i due strumenti. Ciò significa che questo rapporto dipende soltanto dalla geometria di misura e dalla sorgente, ma non dallo strumento specifico utilizzato. Questi risultati hanno consentito quindi di validare l'utilizzo del luxmetro anche in caso di sorgenti meno intense, quali sono i monitor, per poter effettuare misurazioni di illuminamento nelle due geometrie e calcolare i *fattori di forma*. Questo valore infatti risulta utile in quanto, se moltiplicato al valore di irradianza misurato con lo spettroradiometro a campo aperto, permette di ottenere il relativo valore riportandolo alla geometria ICNIRP, poiché rappresenta la frazione del segnale totale che sarebbe rivelata con il campo di vista schermato.

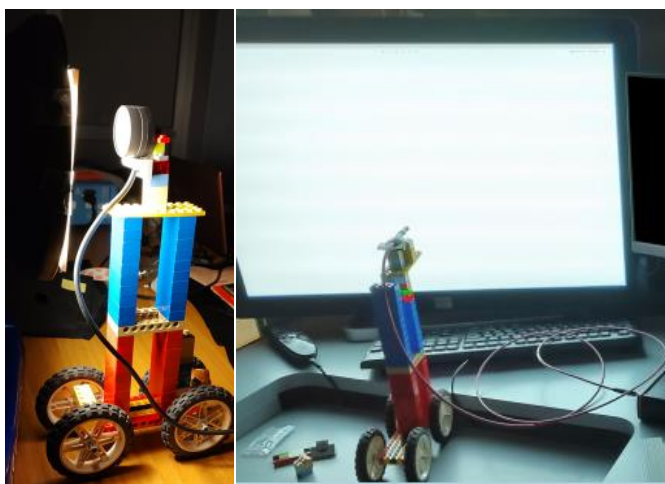
Prima di utilizzare lo spettroradiometro per le acquisizioni di irradianza sfruttando il *metodo alternativo*, è dunque necessario effettuare delle misurazioni col luxmetro con e senza schermatura per poter calcolare il *fattore di forma*.

Un'altra problematica che si è presentata è legata al supporto del rivelatore del luxmetro e dello spettroradiometro (il correttore del coseno). È infatti importante rispettare sia la distanza monitor-rivelatore che il corrispettivo allineamento, in quanto è indispensabile che gli strumenti puntino sempre alla medesima area del monitor, poiché queste sorgenti tendono a non essere

perfettamente uniformi in termine di emissione luminosa. Specialmente per il calcolo del *fattore di forma*, è molto importante che il rivelatore rimanga nella stessa posizione, ovvero sia puntato verso la stessa area del monitor sia per la misura in geometria ICNIRP sia a campo aperto. Questo perché esso viene calcolato tramite un rapporto che non risulterebbe valido se le due misure venissero fatte su aree diverse dello schermo. Allo stesso modo, per evitare effetti dovuti a disomogeneità nell'emissione del monitor, è importante che lo spettroradiometro acquisisca l'irradianza nella stessa posizione.

Il problema è stato facilmente risolto utilizzando un supporto autocostruito (figura 3), regolabile in altezza e traslabile lungo l'asse che collega il rivelatore allo schermo.

Figura 3 – Supporto autocostruito per il rivelatore del luxmetro (a sinistra) e per il correttore del coseno dello spettroradiometro (a destra).



Il metodo definito e qui proposto consiste quindi, in primis, nella misura del fondo ambientale ad entrambe le distanze di riferimento, da eseguire con la sorgente spenta. Poiché per i monitor medicali si è visto che ciò non è sempre possibile, si è optato per la visualizzazione sullo schermo di un'immagine completamente nera oppure per l'oscuramento con un telo. Una volta accesa la sorgente, per eseguire le acquisizioni di illuminamento e di irradianza è stato scelto di generare un'immagine bianca a tutto schermo: tale situazione rappresenta la peggiore condizione di esposizione oculare. Posizionando correttamente il supporto e la fenditura, si eseguono quindi misure di illuminamento con e senza schermatura. È necessario tenere sempre conto del fondo ambientale (misurato in precedenza) in modo da sottrarlo al segnale misurato. L'ideale sarebbe effettuare queste misure in condizioni di buio, ma ciò non è sempre possibile, sia per la configurazione dei locali, sia per l'eventuale presenza di personale che lavora nella stessa stanza. Inoltre, proprio a causa del movimento dei lavoratori presenti in condizioni di illuminazione artificiale o naturale dell'ambiente, è stata valutata una variabilità del fondo dovuta alla riflettanza degli indumenti.

L'illuminazione ambientale è stata infatti motivo di criticità durante la campagna di misure, in quanto la presenza di finestre e quindi la luce del sole entrante tende a variare anche nell'arco di pochi minuti, rendendo necessarie nuove misure di fondo ambientale.

Dopo le acquisizioni dell'illuminamento col luxmetro ad entrambe le distanze di riferimento, necessarie per calcolare il *fattore di forma*, sono state eseguite le misure di irradianza con lo

spettrometro e correttore del coseno. Queste si eseguono senza schermatura, ossia a campo aperto, ad entrambe le distanze.

I valori ottenuti sono stati ponderati tramite $B(\lambda)$ e sono stati eseguiti i calcoli come mostrato nelle eq. (1) e (2).

Presentazione dei dati

Tale metodo è stato utilizzato per eseguire una campagna di misure su un campione di monitor da refertazione e monitor generici.

In tabella 2 sono riportati i valori di radianza efficace L_B dei monitor caratterizzati.

Tabella 2 – Valori di radianza efficace di un campione di monitor. L'incertezza sui valori ϵ è del 18%.

Nome PC	Dimensioni schermo	L_B [W/sr·m ²]	
		40 cm	20 cm
Monitor da refertazione 1	772 mm 30,4"	0,64	0,64
Monitor da refertazione 2	772 mm 30,4"	0,55	0,54
Monitor da refertazione 3	772 mm 30,4"	0,66	0,65
Monitor da refertazione 4	772 mm 30,4"	0,67	0,66
Monitor da refertazione 5	61 cm 24"	0,26	0,25
Monitor da refertazione 6	772 mm 30,4"	0,65	0,62
Monitor da refertazione 7	61 cm 24"	0,14	0,15
Monitor da refertazione 8	61 cm 24"	0,15	0,15
Monitor da refertazione 9	85 cm 33,6"	1,05	1,11
Monitor da refertazione 10	85 cm 33,6"	1,11	1,08
Monitor 1	54 cm 21,5"	0,08	0,08
Monitor 2	61 cm 24"	0,14	0,12
Monitor 3	49,5 cm 19,5"	0,11	0,11
Monitor 4	49 cm 19,3"	0,14	0,13
Monitor 5	47 cm 19"	0,07	0,07
Monitor 6	49 cm 19,5"	0,13	0,14
Monitor 7	43 cm 17"	0,06	0,07

Utilizzando un'immagine totalmente bianca, la radianza efficace dei monitor generici per PC è compresa nell'intervallo da $0,06 \pm 0,01$ W/sr·m² a $0,14 \pm 0,03$ W/sr·m², mentre per i monitor da refertazione è compresa tra $0,14 \pm 0,02$ W/sr·m² e $1,1 \pm 0,2$ W/sr·m².

Per validare il metodo, è stato effettuato un interconfronto con il Laboratorio di Agenti Fisici della AUSL Toscana Sud Est. I valori di radianza efficace ottenuti col metodo di misura proposto sono risultati in accordo con i valori di radianza misurati direttamente con una diversa catena metrologica.

Entrambi i sistemi di misura sono stati sottoposti a taratura presso i rispettivi fabbricanti.

Tabella 3 – valori di radianza efficace misurati direttamente e con metodo alternativo proposto.

	Misura diretta	Metodo alternativo
Distanza (cm)	L_B [W/sr·m²] $\epsilon = \pm 7\%$	L_B [W/sr·m²] $\epsilon = \pm 18\%$
20	0,16	0,14
40	0,16	0,15

Considerando le incertezze delle misure, i due valori di radianza efficace, ad entrambe le distanze, sono in buon accordo tra loro. Ciò significa che il metodo proposto può considerarsi metrologicamente corretto, e può essere utilizzato per una valutazione della radianza efficace da luce blu sia per i monitor che per altri tipi di sorgente in condizioni standard.

Conclusione

Il metodo definito ha consentito di effettuare misure di radianza efficace, partendo dal *metodo alternativo* della norma tecnica CEI EN 62471 e risolvendo le problematiche che abbiamo riscontrato nella sua messa in pratica. In particolare, alcune criticità riscontrate durante la validazione del metodo riguardavano l'adeguata schermatura della sorgente, insieme all'allineamento tra fenditura e strumento di misura. È stato quindi utilizzato un supporto autocostituito per mantenere fermo il rivelatore durante l'acquisizione e per poter modificare con facilità l'altezza o la distanza di questo rispetto al monitor. Inoltre, poiché lo spettroradiometro CCD commerciale impiegato non è risultato sufficientemente sensibile per il livello di emissione del monitor in geometria IC-NIRP, è stata sviluppata una metodologia che permettesse la misura dell'irradianza senza fenditure. Ciò è stato possibile definendo il *fattore di forma* tramite misure di illuminamento nelle due geometrie, con e senza limitazioni del campo di vista.

Per una conferma metrologica, è stato eseguito un interconfronto tra laboratori, ottenendo un buon accordo tra i dati ottenuti col metodo qui definito e la misura diretta di radianza efficace.

I dati ottenuti sono stati confrontati con i VLE presenti nella normativa italiana, con il risultato che i monitor per PC e quelli da refertazione non comportano il superamento del valore limite di radianza efficace L_B di 100 W/sr·m².

Per quanto riguarda eventuali effetti tardivi dovuti ad esposizioni continuative di sorgenti a bassa intensità, non è possibile ad oggi fare delle ipotesi e sarebbero necessarie ulteriori indagini.

In ultimo, il metodo consente di effettuare valutazioni di radianza efficace tramite uno spettroradiometro commerciale a basso costo, con una geometria di misura che consente di rispettare i criteri definiti da ICNIRP e dalle norme tecniche europee.

Ringraziamenti

Gli autori desiderano ringraziare il dott. A. Bogi del Laboratorio di Sanità Pubblica, AUSL Toscana Sud Est, sezione Agenti Fisici per il prezioso contributo alla validazione del metodo.

Bibliografia

Algere P.V. et al., *Age-related maculopathy and the impact of blue light hazard*. 2006 Acta Ophthalmol Scand. 84(1):4-15. DOI: 10.1111/j.1600-0420.2005.00627.x

Allegato XXXVII, D.Lgs. 81/08 e s.m.i.

CEI EN 62471, *Sicurezza fotobiologica delle lampade e dei sistemi di lampada*, 2010-01

CIE *Position Statement on the Blue Light Hazard*, 2019

Fletcher A.E. et al. *Sunlight Exposure, Antioxidants, and Age-Related Macular Degeneration*. 2008 Arch Ophthalmol.;126(10):1396–1403. DOI:10.1001/archoph.126.10.1396

ICNIRP *Guidelines on Limits of Exposure to Incoherent Visible and Infrared Radiation*, Health Physics 105(1):74-96; 2013

Moyano D.B. et al., *Blue-Light Levels Emitted from Portable Electronic Devices Compared to Sunlight*, 2020 Energies, 13, 4276. DOI: 10.3390/en13164276

O'Hagan J.B. et al., *Low-energy light bulbs, computers, tablets and the blue light hazard*, 2016 Eye (Lond), 30(2): 230–233. DOI: 10.1038/eye.2015.261.

Taylor H.R. et al., *Visible light and risk of age-related macular degeneration*, 1990 Trans Am Ophthalmol Soc. 88:163-73; discussion 173-8

UNI EN 14255-2, *Misurazione e valutazione dell'esposizione personale a radiazioni ottiche incoerenti. Parte 2: Radiazioni visibili ed infrarosse emesse da sorgenti artificiali nei posti di lavoro*, 2006

Wahl S. et al., *Blue light sets the human rhythm*, 2019 J. Biophotonics, 12:e201900102. DOI:10.1002/jbio.201900102

Wielgus A.R. et al., *Blue light induced A2E oxidation in rat eyes — experimental animal model of dry AMD*, 2010 Photochem Photobiol Sci 9, 1505–1512. DOI: 10.1039/c0pp00133c

Lavorare alla luce del sole: proprietà germicide della radiazione ottica

Francesco Frigerio¹, Elena Grignani¹, Massimo Borra², Andrea Militello², Renata Sisto², Franco Fusi³

¹ ICS Maugeri Spa, Centro Ricerche Ambientali, Vigonza (PD)

² INAIL, Centro Ricerche Monte Porzio Catone

³ Dipartimento di Scienze Biomediche, Sperimentali e Cliniche Mario Serio Università degli Studi di Firenze

francesco.frigerio@icsmaugeri.it

Riassunto

Due anni di pandemia COVID 19 hanno portato ad accumulare una certa esperienza sulle potenzialità di impiego della radiazione ottica nel controllo dei patogeni.

Le possibilità di impiego della radiazione UVC sono state ampiamente studiate principalmente sulla base dell'esperienza accumulata con le lampade a mercurio con emissione principale a 254 nm; l'impiego di questa regione dello spettro, d'altra parte, può comportare effetti biologici sull'uomo, in caso di esposizione indebita, anche a livelli apprezzabilmente inferiori a quelli che hanno efficacia germicida.

In letteratura sono riportate esperienze di laboratorio sulle proprietà battericide della luce nella regione spettrale del blu ma con livelli di irradianza elevata, generalmente non compatibili con il normale illuminamento degli ambienti. D'altra parte, ci sono anche diverse evidenze su una correlazione dell'incidenza della malattia da COVID 19 con le variazioni stagionali dei livelli naturali di esposizione a radiazione solare.

Il continuo sviluppo della tecnologia a led, che ha portato molti progressi nell'ambito dell'illuminazione artificiale, ha inoltre dato la possibilità di sviluppare sorgenti in grado di sfruttare regioni spettrali attualmente non coperte dalle righe di emissione delle sorgenti a vapori di mercurio.

In questo lavoro sono illustrate le diverse tipologie di sorgenti oggi disponibili, con le loro proprietà germicide note, potenzialmente utilizzabili in ambito sanitario, ma senza trascurare gli aspetti di criticità legati alla sicurezza fotobiologica.

Introduzione

Con la pandemia abbiamo imparato molto su come si trasmettono le infezioni virali aeree e sui mezzi fisici per contenerle. Ma è ancora di attualità lo studio della possibile influenza delle condizioni ambientali sulla diffusione delle infezioni. Come evidenziato recentemente da Fusi & Romano [Fusi F and Romano G 2020] tali condizioni possono essere rappresentate da variabili fisiche (es. temperatura, umidità relativa dell'aria, irraggiamento solare) la cui influenza sulla diffusione dell'infezione può essere utilmente descritta sulla base di parametri fisici che concorrono alla modellizzazione del fenomeno, come nel caso delle dimensioni delle goccioline, dell'evaporazione e della permanenza nell'aria e dei fattori che le controllano.

In molti casi di infezione respiratoria è stata osservata una dipendenza dell'infettività dalle variabili stagionali [Tamerius JD 2013]; l'umidità relativa dell'aria e le temperature sembrano modulare la diffusione dell'infezione [Lowen AC, Steel J. 2019] con l'irradianza della luce solare nella regione UV che è certamente un fenomeno stagionale ben noto soprattutto per le latitudini temperate [Moan J 2001]]. Partendo da queste osservazioni, vorremmo focalizzare la nostra attenzione sulla radiazione ultravioletta (UV) che appartiene a quella parte dello spettro elettromagnetico che va da 100nm a 400nm. Nel discutere gli effetti biologici dell'UV, la Commissione Internazionale per l'Illuminazione (CIE) ha diviso lo spettro UV in tre bande; la banda da 315 a -400nm è designata come UVA, da 280 a 315 nm come UVB e da 100 a 280 nm come UVC (CIE 1987, 1998). Le lunghezze d'onda inferiori a 180nm (definite anche UV

sottovuoto, 180-100nm) sono di scarso significato biologico pratico in quanto sono facilmente assorbite dall'aria.

L'esposizione giornaliera alle radiazioni UVB (315-280nm) a 30° di latitudine aumenta di oltre 4 volte tra l'estate e l'inverno. Inoltre, la fluenza annuale di UVB a 30° e 45° di latitudine è rispettivamente il 40% e il 65% della fluenza annuale all'equatore, dove l'impatto dei virus respiratori sulla salute sembra essere meno importante [Moan J, 2001].

La radiazione solare UV è il principale virucida naturale [Lytle CD, Sagripanti J-L. 2005] nell'ambiente esterno, anche se l'atmosfera taglia praticamente tutti gli UVC e parte della radiazione solare UVB che sono noti per essere le lunghezze d'onda antimicrobiche più efficaci [Chevretil G et al. 2006].

Meccanismi di inattivazione da radiazione UV

Gli acidi nucleici sono i bersagli principali della radiazione UV e i tipi di danni prodotti dipendono dalla banda di radiazione (UV-C, UV-B, o UV-A). La banda UV-C induce la formazione di fotoprodotto dovuti all'assorbimento diretto dei fotoni da parte delle molecole di pirimidina e purina (le basi azotate che costituiscono i nucleotidi degli acidi nucleici); ricordando anche che le pirimidine assorbono circa 10 volte più delle purine, i principali danni indotti dai raggi UV-C si manifestano con la generazione di dimeri ciclobutano-pirimidina (CPD). Chiaramente, aumentando la lunghezza d'onda, quando le cellule sono esposte alla radiazione nell'UV-B o, a maggior ragione, nell' UV-A, questo meccanismo è meno efficace a causa della bassa assorbanza del DNA con una ridotta produzione di CPD. I CPD in tali condizioni hanno un'efficienza di formazione circa 10^5 volte inferiore rispetto alla condizione di irradiazione a 260 nm dove DNA e RNA hanno il massimo dell'assorbimento.

La capacità antimicrobica della radiazione UV non si esplica soltanto con danno al DNA: la fotoossidazione da UV-A colpisce una serie di altri bersagli biologici come proteine, lipidi e steroli. Le proteine sono tra i principali bersagli cellulari della foto-ossidazione, sia per la loro abbondanza che per la presenza di cromofori endogeni all'interno delle loro strutture (alcune catene laterali di amminoacidi aromatici, nonché alcuni cromofori legati, come flavine e porfirine).

Tuttavia, la maggior parte dei danni alle proteine indotte dai raggi UV si verificano indirettamente, mediati da specie reattive dell'ossigeno (ROS) che reagiscono preferenzialmente con Trp, His, Tyr, metionina (Met), cisteina (Cys) e residui della catena laterale della cistina.

Si comprende chiaramente che in seguito alla necessità di sterilizzazione di volumi aerei elevati, come è avvenuto in seguito al COVID 19, l'uso della radiazione UV come virucida, ha avuto un notevole impulso, anche per il costo relativamente basso delle principali sorgenti di UVC (se non si considerano i costi energetici), le lampade a vapori di mercurio, che emettono ad una lunghezza d'onda (254nm) vicina al max di assorbimento del DNA.

Sebbene economiche ed efficienti, queste lampade non sono adatte all'uso in aree frequentate da persone in quanto la radiazione a 254 nm è fortemente mutagena, essendo in grado di indurre tumori della pelle (vedi ad esempio Sterenberg, Putte e Leun 1988), Inoltre, è noto che questa lunghezza d'onda induce cataratta e danni corneali [Balasubramanian 2000]. Se ci spostiamo verso lunghezze d'onda più corte l'assorbimento del DNA diminuisce per poi risalire per lunghezze d'onda inferiori a 230nm, come si vede in Figura 1

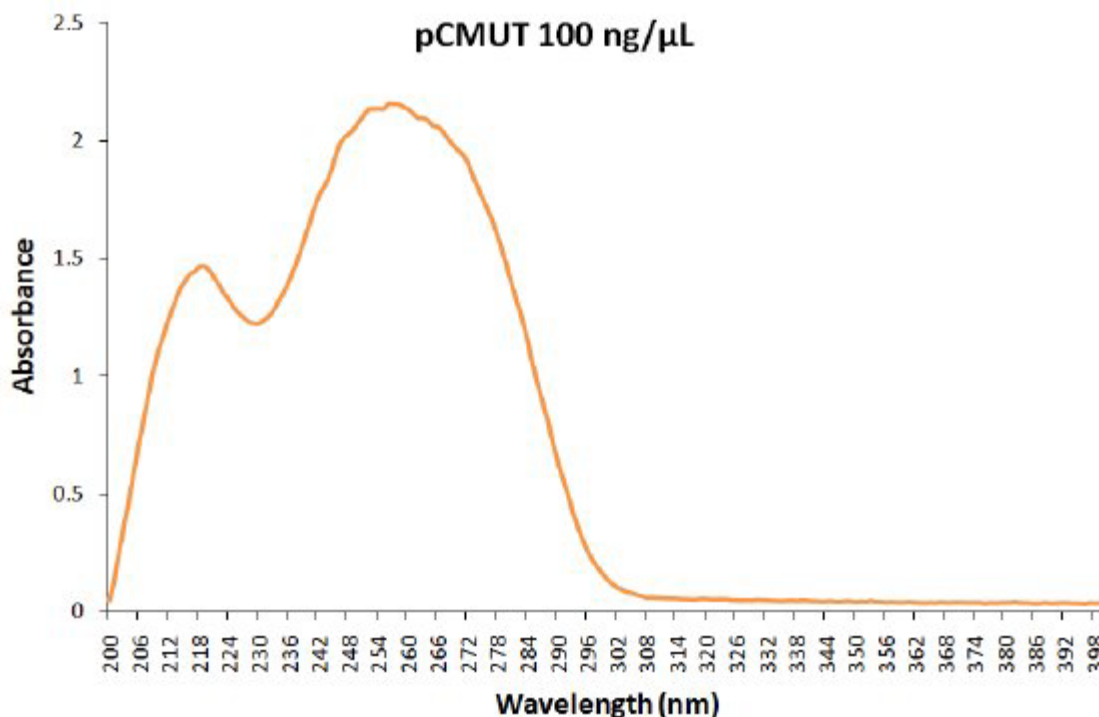


Figura 1: spettro di assorbimento del DNA (Yagura et al., 2011)

La dipendenza dei possibili danni per gli occhi e per la pelle dovuti alla radiazione UV è riassunta nello spettro d'azione riportato nelle linee guida ICNIRP del 2004 (Figura2).

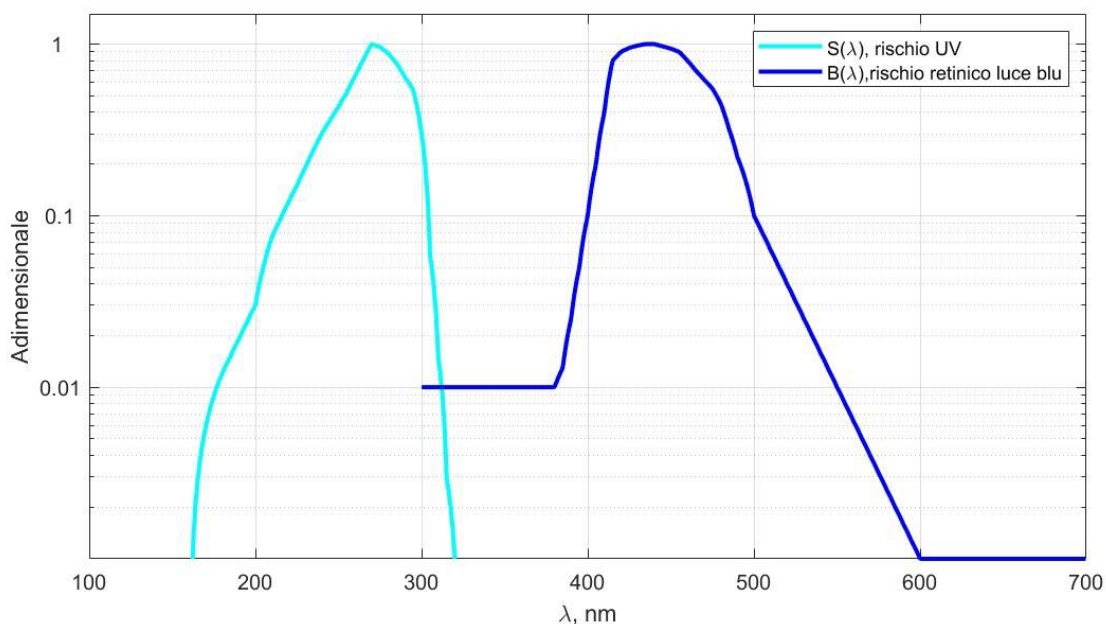


Figura 2 spettri d'azione efficace $S(\lambda)$ per la protezione di occhi e pelle, e $B(\lambda)$ per il danno fotochimico da luce blu (ICNIRP 2004)

Tra 180nm e 230nm le uniche sorgenti luminose di una certa efficienza sono le lampade ad eccimeri.

Studi recenti dimostrano che l'efficacia nella disattivazione di virus e batteri della radiazione a 222 nm (eccimeri KrCl) è elevata e paragonabile alla radiazione a 254 nm. Questa efficacia è stata dimostrata ad esempio con esperimenti in vitro su colture di *Staphylococcus aureus* [Buonanno et al. 2017] e più recentemente su virus influenzali [Welch 2018] e coronavirus con tropismo per le vie aeree superiori umane [Buonanno et al. 2020]. D'altra parte, i rischi per la salute umana associati all'esposizione alle radiazioni UV a lunghezze d'onda pari o inferiori a 222 nm sembrano essere molto inferiori a quelli generati dalle radiazioni UV a lunghezze d'onda più lunghe. La ragione di questa minore tossicità sta nel fatto che man mano che la lunghezza d'onda diminuisce, l'assorbimento delle radiazioni da parte delle sostanze biologiche aumenta fortemente, così che la profondità di penetrazione nei tessuti biologici è molto inferiore, dell'ordine di pochi micron (a 222 nm). . ato che la dimensione tipica dei batteri è molto piccola (intorno a 1 μm) e ancor più quella dei virus (0,1 μm), la penetrazione delle radiazioni nelle strutture delle cellule batteriche o virali è sufficiente per ottenere comunque un'efficace azione biocida.

Nel caso della pelle, la radiazione nel lontano UVC viene assorbita dallo strato corneo superficiale (cheratina), e non è in grado di raggiungere le cellule del derma e quindi indurre mutazioni del DNA e dell'RNA cellulare. Un meccanismo di protezione simile si verifica nel caso della cornea, in modo che il danno corneale sia trascurabile o assente anche a dosi elevate, rispetto al danno indotto dalle radiazioni a 254 nm [Kaidzu et al. 2019]. Il risultato netto è che la mutagenicità della radiazione per lunghezze d'onda inferiori a 220nm appare dalla letteratura recente come trascurabile, così come la capacità di indurre reazioni infiammatorie rispetto a UVC a lunghezze d'onda più grandi [Yamano et al. 2020]. Tuttavia, i possibili effetti sulla pelle e sulla cornea per esposizioni prolungate dovrebbero essere studiati con maggior cura, soprattutto se nuove e più potenti lampade dovessero raggiungere il mercato.

Altre Sorgenti UV

Come alternativa alle lampade contenenti mercurio, sono stati proposti sistemi basati su lampade pulsate allo xeno [Chetan et al., 2015]. Le lampade allo xeno hanno uno spettro continuo di emissione che si estende dai raggi UV agli infrarossi, quindi, per raggiungere una sufficiente efficacia germicida senza rischi per l'operatore, devono essere usate in modo pulsato e la radiazione emessa deve essere adeguatamente filtrata. Ancora una volta, i risultati sono fortemente dipendenti dallo spettro effettivo e dall'irradianza media, pertanto l'efficacia di questi sistemi è ancora in discussione nella letteratura [Health Quality Ontario, 2018].

La tecnologia dei diodi a emissione luminosa (LED) è ormai entrata nella vita quotidiana e durante la pandemia è risultato spontaneo cercare di applicare questi dispositivi anche alla disinfezione suscitando anche qualche preoccupazione riguardo all'impatto sulla salute.

L'efficienza quantistica dell'emissione LED dipende drasticamente dalla lunghezza d'onda. I LED con tecnologia InGaN (400-365nm) utilizzano ciò che è stato sviluppato per motivi industriali per i dispositivi a emissione blu (vedi Premio Nobel per la Fisica, 2014) e mostrano prestazioni vicine a quelle dei LED blu. I dispositivi basati su AlGaIn, che vengono utilizzati per emissioni inferiori a 365 nm, hanno efficienze a una cifra, sebbene siano state recentemente pubblicate efficienze più elevate per i LED UV vicini a 275 nm [Hsu et al 2021 Kneissl M et al. 2019].

Altri intervalli spettrali

Le variazioni stagionali della curva epidemica nelle diverse regioni del pianeta, hanno suggerito che anche la radiazione naturale possa esercitare un ruolo importante nel contenimento della pandemia.

La questione è stata studiata per esempio da alcuni ricercatori dell'Istituto Nazionale di Astrofisica (INAF, Nicastro et al. 2020), che hanno effettuato prove di laboratorio che spiegano le correlazioni individuate, almeno nella prima fase della pandemia.

Questi risultati, unitamente ai pregressi studi sulla possibilità di inattivare i batteri antibiotico-resistenti mediante la luce blu, hanno suggerito di studiare il possibile impiego di questa parte dello spettro [Hadi et al., 2020].

Gli studi di laboratorio hanno evidenziato effettivamente un'attività sui virus [Muller et al. 1995] oltre che sui batteri, tuttavia i valori di irradianza necessari sono talmente elevati da non avere al momento una reale prospettiva applicativa.

Nondimeno sono stati anche proposte applicazioni pratiche della luce blu generata mediante LED per il controllo della pandemia.

Un lavoro pubblicato nel 2021, in effetti evidenzia un'inattivazione del SARS COV-2 mediante un dispositivo a LED, attribuendo l'effetto ad una particolare combinazione di lunghezze d'onda [De Santis et al., 2021].

Anche in questo caso, tuttavia, i campioni sono stati irradiati mantenendo il campione a 25 cm di distanza dalla sorgente, ottenendo un'irradianza di $46,7 \text{ W/m}^2$.

Le stesse linee guida ICNIRP già citate, pongono anche dei limiti all'esposizione alla luce blu, a causa degli effetti fotochimici, in particolare a carico della macula, quando si osserva una sorgente luminosa sotto angoli piccoli.

L'Agence nationale de sécurité sanitaire de l'alimentation, de l'environnement et du travail (ANSES), agenzia francese per la salute e la sicurezza, ha passato in rassegna i possibili rischi legati al diffuso impiego dei LED in un documento che prendeva in considerazione anche altri effetti oltre al rischio da luce blu come trattato da ICNIRP. [ANSES,2019].

La componente blu è dominante nella luce diurna mentre per secoli, compresi i primi 150 anni dall'invenzione della luce elettrica, l'illuminazione artificiale è stata dominata dallo spettro di corpo nero, con prevalenza della regione del giallo.

Negli ultimi anni l'esposizione umana alla luce blu è aumentata drasticamente anche nelle ore notturne sia per l'uso di smartphone e tablet sia per la diffusione dei sistemi a LED anche nell'illuminazione pubblica.

Questo spostamento spettrale è stato recentemente documentato mediante l'analisi delle immagini dallo spazio [Sanchez et al., 2022].

Proprio al fine di limitare gli effetti della luce blu sui ritmi circadiani, molti moderni dispositivi hanno la possibilità di modificare lo spettro luminoso dello schermo, anche se il reale impatto sanitario non è al momento molto ben documentato.

Risulta comunque interessante approfondire la reale esposizione alla radiazione ottica negli ambienti di vita e di lavoro in relazione alla composizione spettrale.

Abbiamo infatti misurato lo spettro di diverse sorgenti UV-visibile reperibili nei luoghi di lavoro con particolare attenzione alle possibili occasioni di esposizione a radiazione UVC ma anche all'effettiva incidenza della componente blu dello spettro per cercare di evidenziare il ruolo delle diverse regioni dello spettro in relazione alla possibilità di impiego germicida ma anche del rischio fotobiologico.

Quanto sopra, senza dimenticare che, al di là delle richieste normative in merito alla valutazione del rischio di esposizione a sorgenti artificiali, la principale sorgente di esposizione a radiazione ottica è la radiazione naturale.

Materiali e metodi

La composizione spettrale delle sorgenti luminose maggiormente utilizzate nei normali ambienti di lavoro è stata studiata misurando l'irradianza spettrale $E(\lambda)$ fra 200 e 1000 nm, utilizzando due diversi spettroradiometri:

AvaSpec HS2048XL-EVO e Ocean Optics HR 4000.

L'illuminamento, in lux è stato ricavato integrando l'irradianza spettrale mediante l'espressione

$$E_{lux} = 683 \int_{\lambda=380}^{\lambda=730} E(\lambda)V(\lambda)d\lambda \quad (1)$$

Dove $V(\lambda)$ è la curva di sensibilità fotopica dell'occhio umano come definita dalla Commission Internationale de l'Eclairage (CIE) già nel 1931.

Per ciascuna sorgente, il contenuto di luce blu è stato valutato introducendo la grandezza "Rapporto di luce blu" R_b , definito come

$$R_b = \frac{E_B}{E_{lux}} \quad (2)$$

dove

$$E_B = \int_{\lambda=300nm}^{\lambda=700nm} E(\lambda)B(\lambda)d\lambda \quad (3)$$

è l'irradianza pesata per il rischio retinico da luce blu, come definita dalle linee guida ICNIRP.

Tale grandezza, viene di solito divisa per l'angolo solido ω sotteso dalla sorgente per calcolare la radianza

$$L = \frac{E}{\omega} \quad (4)$$

Quest'ultima viene confrontata con il limite, espresso in $W/m^2 \cdot sr$, dipendente dal tempo di esposizione:

$$< \frac{10^6}{t} W/m^2 \cdot sr \text{ per } t < 10000 \text{ s}$$

$$L_B \quad (5)$$

$$< 100 W/m^2 \cdot sr \text{ per } t \geq 10000 \text{ s}$$

La funzione $B(\lambda)$ ha l'andamento riportato in Figura 2; il suo utilizzo nella (2) permette di sfruttare l'irradianza E_b che comunque deve essere calcolata per le normali valutazioni fotobiologiche, per confrontare tra loro diverse sorgenti.

Considerando il fattore di normalizzazione nella (1), risulta poi pratico esprimere R_b in $mW/m^2 \cdot lux$. Per completezza, è utile poi ricordare che l'irradianza UV, deve essere limitata secondo l'ICNIRP, per proteggere dai danni deterministici (fotocheratite, fotocongintivite, eritema) agli occhi e alla pelle, limitando l'esposizione radiante come segue

$$H_{eff} = \int_0^t \int_{\lambda=180nm}^{\lambda=400nm} E(\lambda, t) S(\lambda) d\lambda dt < 30 \text{ J/m}^2 \quad (6)$$

Confronto tra sorgenti diverse

Nella Figura 3, è illustrata la composizione spettrale della luce naturale, sia con riferimento alla luce diretta proveniente dal sole, sia con riferimento alla luce diffusa.

Per ovvie ragioni, è quasi superfluo precisare che la curva rossa riguarda quasi solo l'esposizione della pelle mentre quella azzurra corrisponde all'osservazione oculare quando si osserva il cielo azzurro.

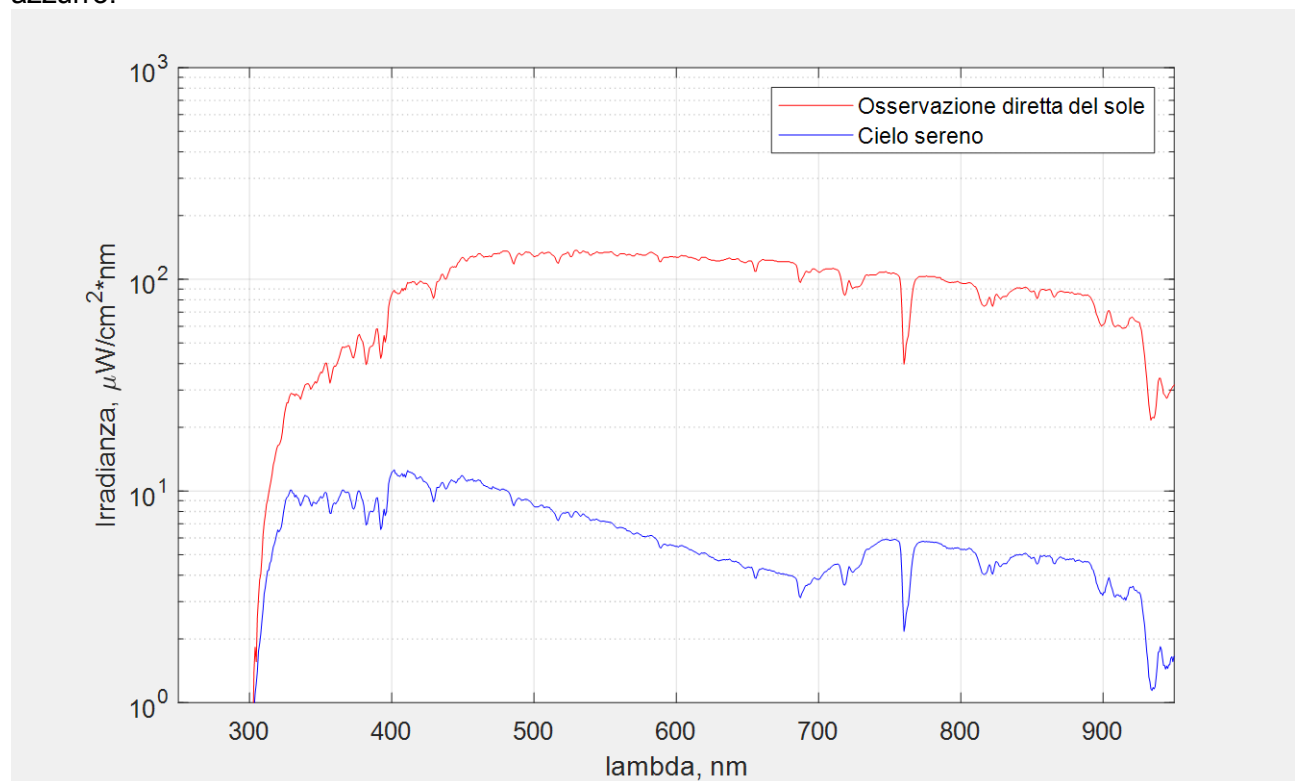


Figura 3: spettro della radiazione naturale misurato alla latitudine di Roma alle ore 14.00

Si nota come l'irradianza si riduce di tre ordini (qui ne vedo 2) di grandezza tra 400 e 300 nm, per effetto del citato assorbimento atmosferico dell'UV; la luce diffusa evidenzia anche una evidente riduzione dell'irradianza a lunghezza d'onda > 450 nm, che corrisponde alla dominante blu del cielo sereno.

La componente UVC è del tutto trascurabile mentre la frazione UVB-UVA, per quanto nella figura sembra ridotta, è quella responsabile dei noti effetti acuti e cronici a carico dell'occhio e della cute.

La misura è stata eseguita alla latitudine di Roma intorno alle ore 14:00; la posizione geografica e le condizioni meteo possono influenzare l'intensità e la composizione spettrale.

Per una gran parte della giornata, anche nei luoghi di lavoro, l'esposizione della maggior parte delle persone a radiazione ottica è dovuta alla somma del contributo della luce naturale, parzialmente filtrata dai serramenti, e di quella artificiale.

Nella Tabella 1, sono riportati i valori dell'illuminamento misurato e il contributo della luce blu, misurati in diversi ambienti di lavoro dotati di impianto di illuminazione a led mantenuto acceso.

Tabella 1: esposizioni a luce artificiale + naturale in diversi ambienti di lavoro

Località	Orario della misura	Illuminamento alla distanza di misura (lux)	R_b mW/m ² *lux
Courmayeur	14:00 - 15:00	3474	0,85
Courmayeur	14:00 - 15:00	1319	0,83
Chamonix	15:00 - 16:00	326	0,65
Chamonix	15:00 - 16:00	536	0,67
Chamonix	15:00 - 16:00	2275	0,90
Roma (diretta)	13:00 - 14:00	99175	0,79
Roma (diffusa)	13:00 - 14:00	5178	1,46
Milano	10:30 - 11:00	728	0,66
Milano	10:30 - 11:00	2110	0,93
Milano	10:30 - 11:00	1631	1,01
Milano	10:30 - 11:00	1067	0,87
Milano	11:00 - 12:00	1527	0,90
Milano	11:00 - 12:00	1084	1,05
Milano	11:00 - 12:00	1319	0,78
Milano	11:00 - 12:00	1820	0,97
Milano	11:00 - 12:00	1126	0,82
Milano	11:00 - 12:00	1797	0,96

Le misure eseguite alla latitudine di Roma sono quelle rappresentate in Figura 3, la tabella conferma che la componente blu è dovuta essenzialmente alla diffusione.

Le variazioni della composizione spettrale dovute alle condizioni meteo non sono oggetto di questo lavoro; in questa sede è importante evidenziare che il valore di R_b della radiazione naturale è prossimo a 1 o anche maggiore, e l'illuminamento supera abbondantemente il valore di 500 lux che è la norma nella progettazione degli uffici.

Nella Tabella 2 sono riportati per confronto i valori misurati per diverse sorgenti artificiali.

In questo caso è stato anche valutato il possibile superamento del VLE stabilito dall'ICNIRP definito nell'espressione (5); si ricorda che la radianza L_B non dipende dalla distanza quanto dall'angolo sotto il quale viene vista la sorgente.

I valori di illuminamento sono quelli corrispondenti alle misure di irradianza, la radianza è stata ricavata dividendo l'irradianza misurata per l'angolo solido sotteso dalla superficie emittente della sorgente.

Si ricorda che i lavoratori possono effettivamente arrivare a distanze brevi dai corpi illuminanti, in particolare per le esigenze di manutenzione.

Tabella 2: misure eseguite su diverse sorgenti artificiali e valutazione del rischio da luce blu

Sorgente	Illuminamento alla distanza di misura (lux)	Rischio luce blu (danno retinico fotochimico)		
		L_B W/m ² sr	t max (s) per VLE	R_b mW/m ² *lux
Torcia frontale (a 10 cm)	1729	24223,33	41	1,10
Illuminazione industriale a tubi fluorescenti (a 1m)	216	3,41	> 2,5 h	0,42
Illuminazione industriale a led (a 10 cm)	4754	0,78	> 2,5 h	0,54
Faretto a led per illuminazione industriale	3019	337,50	2963	0,91
Plafoniera per illuminazione fluorescente da interni	277	1,11	> 2,5 h	0,45
Faro ad alogenuri metallici per illuminazione industriale	83	90,02	> 2,5 h	0,94
Faro a led per illuminazione industriale	206	178,56	5600	0,76
Faretto alogeno piattaforma idraulica	276	19,35	> 2,5 h	0,31
Osservazione corpi illuminanti fluorescenti in cabina di esazione	772	1,02	> 2,5 h	0,74
Torcia led Zatek KB150 circolare (a 10 cm)	11684	13614,68	73	1,02

La tabella evidenzia che valori di illuminamento maggiori o superiori a quello della luce naturale, si possono ottenere normalmente solo avvicinandosi a distanze molto brevi dalle normali sorgenti utilizzate negli ambienti indoor, anche per uso professionale.

Il contenuto di luce blu, descritto dal rapporto R_b , è molto variabile anche per i dispositivi a LED, nel caso dei dispositivi per illuminazione generale, non è in effetti troppo diverso da quello di altri sistemi.

Nella Figura 4, è riportato il confronto fra due corpi illuminanti installati nello stesso ambiente (= contributo della luce diffusa dalle pareti) e con dimensioni simili, nel contesto di un programma di sostituzione dell'illuminazione fluorescente con quella a LED.
Il confronto fra i valori misurati è riportato in Tabella 3.

Tabella 3: confronto tra le prestazioni dell'illuminazione a tubi fluorescenti con quella a LED

Sorgente	Illuminamento lux	L_B W/m ² sr	t max (s) per VLE	R_b mW/m ² *lux
LED	707	0,71	> 2,5 h	0,36
Tubi fluorescenti	693	0,69	> 2,5 h	0,50

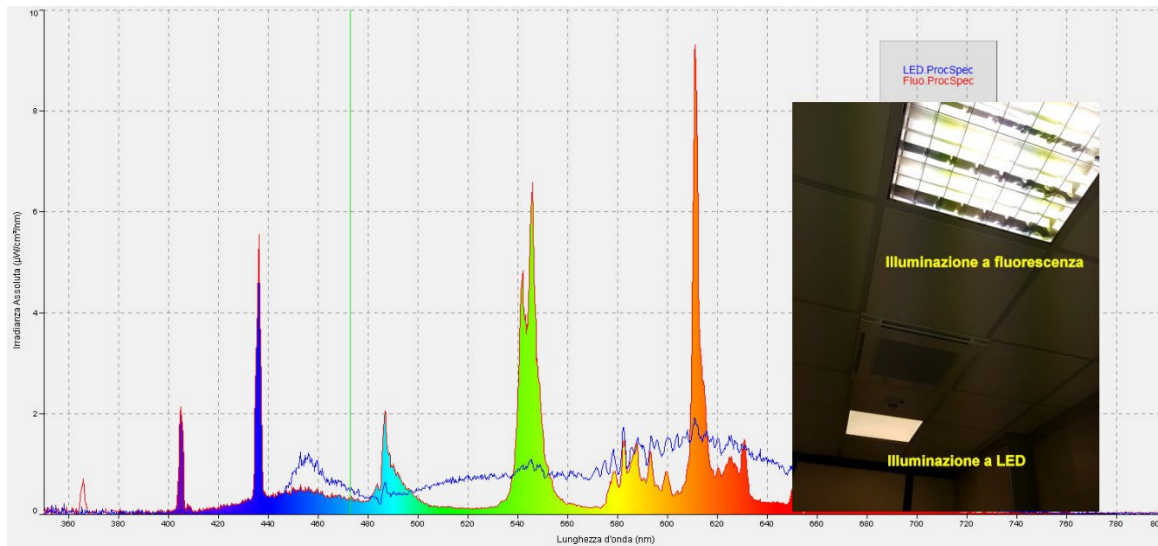


Figura 4: confronto tra gli spettri generati da sistemi di illuminazione a LED e a tubi fluorescenti

Le lampade fluorescenti, in via di sostituzione con i LED, ma ancora oggi largamente impiegate, generano la luce visibile per fluorescenza eccitata dai picchi UV del mercurio il cui contenuto pone un problema ambientale che ne ha decretato la fine.

Nella Figura 4 si osserva chiaramente un residuo del picco del mercurio a 360 nm che non ha interesse protezionistico nei sistemi civili mentre avrebbe potuto essere oggetto di attenzione per gli addetti alla manutenzione nei sistemi industriali, in particolare quelli basati sui fari ad alogenuri metallici.

Questi ultimi, come, riportato in Tabella 2-hanno tipicamente uno spettro ancora più ricco nelle componenti blu e UVA, tanto da essere denominati anche come fari “a luce diurna”.

A breve distanza, in posizioni dove non dovrebbero essere presenti persone se non eventualmente i manutentori, questi dispositivi producono anche una quantità di UVA da valutare caso per caso. Questi fari sono ancora diffusamente impiegati in quanto, nelle applicazioni ad

elevata potenza, il loro rapporto consumo di energia/flusso luminoso è ancora vantaggioso rispetto ai LED.

Nei dispositivi per illuminazione generale a LED, la componente gialla è ottenuta ancora per fluorescenza, eccitata in questo caso dalla radiazione blu.

In Tabella 5 sono confrontati i valori di R_b misurati per diverse lampade per illuminazione generale a LED reperibili in commercio.

Nella prima colonna sono riportati, oltre a marca e modello, le caratteristiche dichiarate dai produttori.

Come indicazione spettrale, questi forniscono la temperatura comparativa di colore (CCT), che è la temperatura di un corpo nero che produce la stessa sensazione luminosa della sorgente data.

Tabella 4: contenuto di luce blu misurato per diverse lampade a LED

Dati forniti dal produttore	R_b mW/m ² *lux
Beghelli 1055 lm 6500 K 12 W	0,93
Philips 806 lm 4000 K 7 W	0,50
Biovitae 800 lm 5250 K 9 W	1,46
Philips 806 lm 6500 K 7 W	0,92

Questo modo di classificare le sorgenti poteva essere adatto quando si utilizzavano le lampade a incandescenza (ormai scomparse) o le lampade alogene che si comportano sostanzialmente come corpi neri; la Figura 5 evidenzia come per i LED questa indicazione sia meno significativa: a 4000 K il valore di R_b è effettivamente inferiore che a 5000, ma a 6000 e 6500 K il valore di R_b è lo stesso ed è inferiore a quello misurato a 5000.

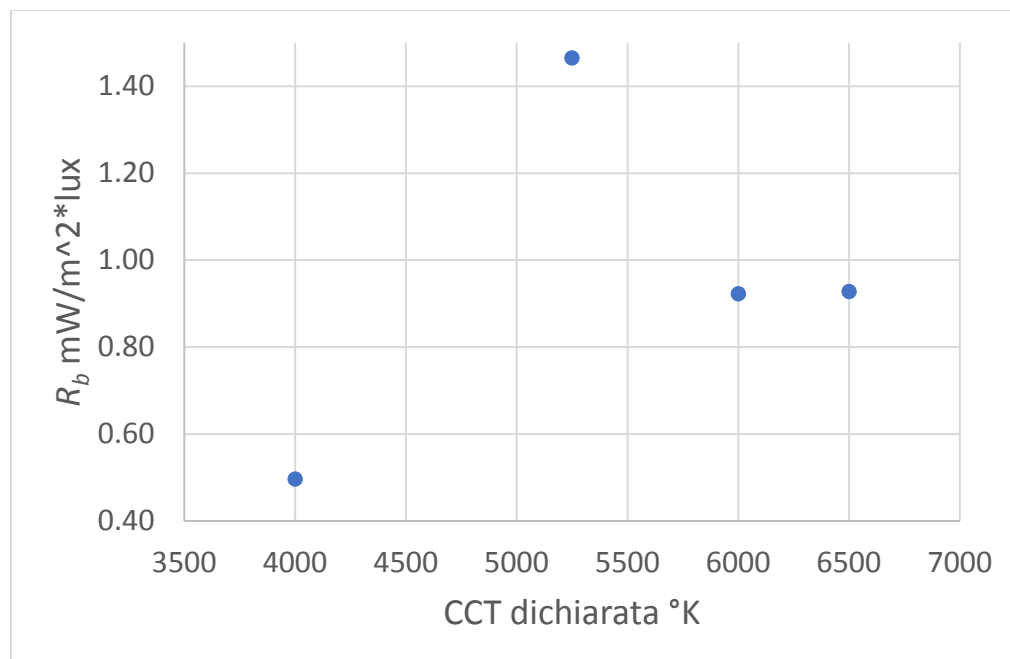


Figura 5: correlazione tra CCT dichiarata e R_b misurato

In Figura 6, si vede come lo spettro delle lampade a LED sia significativamente diverso da quello di un corpo nero, che avrebbe invece l'andamento della curva verde, ottenuta alla stessa distanza dal faro anabbagliante di un autoveicolo.

La lampada Biovitae, che ha il valore di R_b più alto, è promossa online come efficace nel controllo del COVID, citando a sostegno, il lavoro di De Santis et al. [De Santis et al. 2021]. Le misure evidenziano come la peculiarità di questa lampada, rispetto ai prodotti simili non promossi come germicidi, sia l'utilizzo del picco a 410 nm che di fatto comporta un R_b maggiore, comparabile con quello della luce naturale.

Alla distanza di normale impiego delle lampade dalle superfici, evidentemente, anche questa lampada genera un'irradianza che è di gran lunga inferiore a quella dimostratasi efficace.

Dal punto di vista del rischio fotobiologico, tuttavia, la Tabella 2 dimostra come il problema dei dispositivi a LED per illuminazione non sia rappresentato dallo spettro, ma dalla possibilità di produrre sorgenti puntiformi di elevata luminanza che non devono essere orientate verso gli occhi.

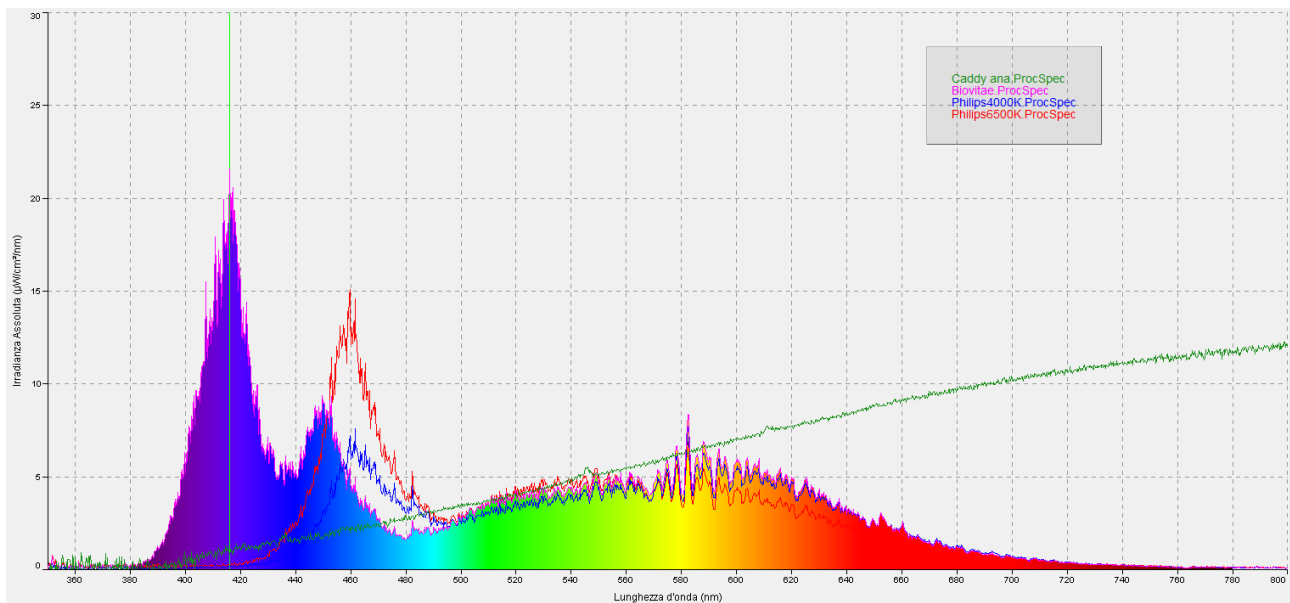


Figura 6: confronto tra gli spettri di diverse lampade a LED, misurate a 25 cm di distanza, e il faro alogeno di un autoveicolo

L'evoluzione della tecnologia, ha però portato a immettere sul mercato anche prodotti a LED che, pur avendo una minore efficienza delle lampade a mercurio, costituiscono un serio rischio per le persone.

In letteratura è ampiamente documentato come la radiazione UVC sia impiegata diffusamente in contesti di laboratorio o comunque controllati rispetto al rischio.

La diffusione dei LED, purtroppo ha portato alla incauta commercializzazione di dispositivi, tipicamente venduti per la disinfezione, che risultano pericolosi, anche per la scarsità di istruzioni per l'uso come quello illustrato in Figura 7 insieme al suo spettro misurato alla distanza di 5 cm.

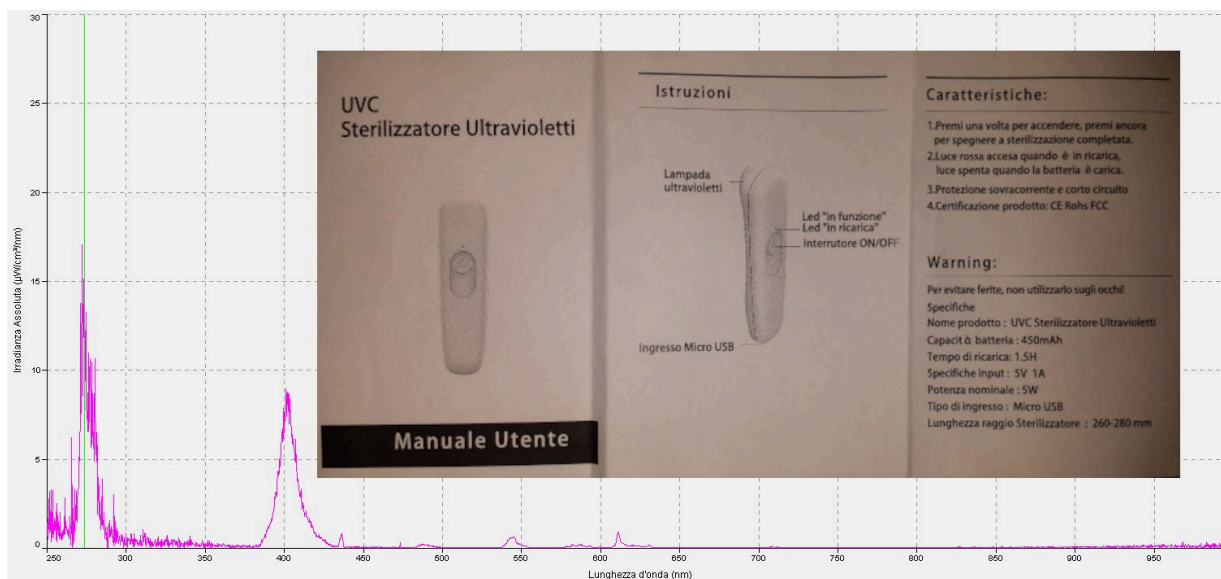


Figura 7: dispositivo per disinfezione acquistato al supermercato di una nota catena nazionale

Nella Tabella 5, sono confrontati gli integrali calcolati nei diversi intervalli spettrali con gli appropriati limiti ICNIRP.

Tabella 5: emissioni del dispositivo misurate a 5 cm e limiti applicabili

Rischio UV (occhio e pelle)		Rischio UVA (cataratta fotochimica)		Rischio luce blu (danno retinico fotochimico)	
E_{UV} W/m ²	t max (s) per VLE b	E_{UVA} W/m ²	t max (s) per VLE b	L_B W/m ² sr	t max (s) per VLE c
1,145	26	0,506	19773	284,79	3511

Meehan & 6 Wilson [Meehan & Wilson, 2006] riportano come parametro di riferimento per l'efficacia di una cappa biologica una dose di 300 J/m².

Diversi patogeni sono sensibili a dosi diverse [Chevrefils et al, 2006], in ogni caso possiamo assumere ugualmente questo valore come riferimento anche per organismi più resistenti dei virus.

D'altra parte, le cappe di sicurezza biologica utilizzano come sorgente la lampada a mercurio che ha il picco a 254 nm, che si trova al 50% dello spettro di azione della Figura 2.

Il picco di emissione in Figura 7 è proprio al valore di 270 nm che coincide invece con il picco dello spettro di azione.

Possiamo quindi assumere, che il valore di E_{UV} , che è pesato sullo stesso spettro di azione possa essere utilizzato per calcolare un tempo minimo di applicazione per ottenere una dose efficace di 150 J/m²

Si ottiene così che per un'efficace azione germicida occorre mantenere il dispositivo a 5 cm dalla superficie da trattare per almeno 100 s, ma il limite di esposizione per la pelle e per gli occhi si raggiunge dopo soli 26 secondi.

Il manuale riporta l'indicazione di pericolo per gli occhi mentre non c'è alcun cenno al fatto che la radiazione a quella lunghezza d'onda è pericolosa anche per la pelle.

L'esposizione oculare è pericolosa per gli occhi anche per effetto della sola radianza visibile, anche se il rischio più rilevante rimane quello dovuto all'UVC.

Conclusioni

L'evoluzione della tecnologia ha portato già da qualche anno lo spettro della luce artificiale ad essere sempre più simile alla radiazione naturale per il contenuto di luce blu; in assenza di luce naturale, tuttavia, l'irradianza è normalmente sempre inferiore alla luce diurna.

L'emissione di luce blu delle diverse sorgenti potrebbe essere evidenziato dai produttori in modo più accurato rispetto al valore di CCT, per esempio con l'indicazione di R_b , espresso in mW/lm. Non è fattibile produrre sorgenti luminose che siano in grado di illuminare in modo sicuro e contemporaneamente "sanificare" dal punto di vista microbiologico più di quanto sia possibile farlo con la luce naturale che, di per se, ha comunque effetti biologici negativi.

Le sorgenti UV-visibile presentano interessanti caratteristiche germicide che possono essere ulteriormente approfondite ma devono essere attentamente valutate dal punto di vista del rapporto rischio/beneficio.

Un eventuale effetto germicida della componente blu dello spettro potrebbe spiegare la degradazione degli agenti patogeni nell'ambiente ma il suo effetto deve essere ancora attentamente studiato prendendo in considerazione con accuratezza le caratteristiche delle sorgenti e le reali condizioni di esposizione.

RINGRAZIAMENTI

Progetto parzialmente finanziato dalla Regione Toscana su Bando COVID 19 "Suppression of Airborne Viral Epidemic Spread by Ultraviolet light barriers" (SAVES US), Franco Fusi ringrazia per le proficue discussioni il Prof Francesco Ranaldi e il dr Marco Fusi

BIBLIOGRAFIA

ANSES Opinion Request No 2014-SA-0253 *OPINION of the French Agency for Food, Environmental and Occupational Health & Safety on the "effects on human health and the environment (fauna and flora) of systems using light-emitting diodes (LEDs)"* 5 aprile 2019 <https://www.anses.fr/en/system/files/AP2014SA0253EN.pdf>

Balasubramanian D. Ultraviolet radiation and cataract. *J Ocul Pharmacol Ther* 2000;16:285–97. <https://doi.org/10.1089/jop.2000.16.285>.

Buonanno, Manuela et al. (2017). "Germicidal Efficacy and Mammalian Skin Safety of 222-Nm UV Light." *Radiation Research* 187(4): 493–501.

Buonanno, Manuela, David Welch, Igor Shuryak, and David J. Brenner. (2020). "Far-UVC Light Efficiently and Safely Inactivates Airborne Human Coronaviruses." *Research Square*: 1–21. https://www.researchsquare.com/article/rs-25728/latest?utm_source=researcher_app&utm_medium=referral&utm_campaign=RESR_MRKT_Researcher_inbound.

- Chetan et al., 2015. Can pulsed xenon ultraviolet light systems disinfect aerobic bacteria in the absence of manual disinfection? *American Journal of Infection Control*, 43, 415 – 417. [https://www.ajicjournal.org/article/S0196-6553\(14\)01398-4/fulltext](https://www.ajicjournal.org/article/S0196-6553(14)01398-4/fulltext)
- Chevrefils G, Caron É, Wright H, Sakamoto G. UV dose required to achieve incremental log inactivation of bacteria, protozoa and viruses. *IUVA News* 2006;8:38–45.
- CIE. Erythema reference action spectrum and standard erythema dose. Vienna: CIE; 1998.
- CIE. International lighting vocabulary. Vienna: Commission Internationale de l'Eclairage (International Commission on Illumination); Publication CIE No 17 (E-I.I); 1987.
- De Santis, V. Luca, J. Näslund, R.K. Ehmann, M. De Angelis, E. Lundmark, L. Nencioni, G. Faggioni, S. Fillo, D. Amatore, E. Regalbuto, F. Molinari, G. Petralito, R. Wölfel, P. Stefanelli, G. Rezza, A.T. Palamara, M. Antwerpen, M. Forsman, F. Lista, Rapid inactivation of SARS-CoV-2 with LED irradiation of visible spectrum wavelengths, *J. Photochem. Photobiol.* 8 (2021) 100082. <https://doi.org/10.1016/j.jpap.2021.100082>.
- Fusi F, Romano G. Shedding light on the restart. *Phys Med* 2020;77:18–20. <https://doi.org/10.1016/j.ejmp.2020.07.018>.
- J. Hadi, M. Dunowska, S. Wu, G. Brightwell, Control Measures for SARS-CoV-2: A Review on Light-Based Inactivation of Single-Stranded RNA Viruses, *Pathogens*. 9 (2020) 737. <https://doi.org/10.3390/pathogens9090737>.
- Health Quality Ontario, 2018. Portable ultraviolet light surface-disinfecting devices for prevention of hospital-acquired infections: a health technology assessment. *Ont. Health Technol. Assess. Ser.*, 18 (1), 1 - 73. Available from: <http://www.hqontario.ca/evidence-to-improve-care/journal-ontario-health-technology-assessment-series>
- ICNIRP, 2004. Guidelines on limits of exposure to ultraviolet radiation of wavelengths between 180 nm and 400 nm (incoherent optical radiation). *Health Physics*, Vol. 87, n° 2.
- Hsu T-C, Teng Y-T, Yeh Y-W, Fan X, Chu K-H, Lin S-H, et al. (2021) Perspectives on UVC LED: Its Progress and Application. *Photonics*;8:196. <https://doi.org/10.3390/photonics8060196>.
- Kaidzu, Sachiko et al. (2019). "Evaluation of Acute Corneal Damage Induced by 222-Nm and 254-Nm Ultraviolet Light in Sprague–Dawley Rats." *Free Radical Research* 53(6): 611–17. <https://www.tandfonline.com/doi/abs/10.1080/10715762.2019.1603378> (July 2, 2020).
- A. King, E. Gottlieb, D.G. Brooks, M.P. Murphy, J.L. Dunaief, Mitochondria-derived Reactive Oxygen Species Mediate Blue Light–induced Death of Retinal Pigment Epithelial Cells, *Photochem. Photobiol.* 79 (2004) 470. <https://doi.org/10.1562/LE-03-17.1>.
- Kneissl M, Seong TY, Han J, Amano H. The emergence and prospects of deep-ultraviolet light-emitting diode technologies. *Nat Photonics* 2019;13:233–44. <https://doi.org/10.1038/s41566-019-0359-9>
- Kowalski, W. (Ed.). (2009). *Ultraviolet germicidal irradiation handbook. UVGI for air and surface disinfection*. New York: Springer.
- Lytle CD, Sagripanti J-L. (2005) Predicted Inactivation of Viruses of Relevance to Biodefense by Solar Radiation. *J Virol*;79:14244–52. <https://doi.org/10.1128/jvi.79.22.14244-14252.2005>

- Lowen AC, Steel J. Roles of Humidity and Temperature in Shaping Influenza Seasonality. *J Virol* 2014;88:7692–5. <https://doi.org/10.1128/jvi.03544-13>;
- M. Maclean, S.J. MacGregor, J.G. Anderson, G. Woolsey, Inactivation of Bacterial Pathogens following Exposure to Light from a 405-Nanometer Light-Emitting Diode Array, *Appl. Environ. Microbiol.* 75 (2009) 1932–1937. <https://doi.org/10.1128/AEM.01892-08>.
- Marr LC, Tang JW, Van Mullekom J, Lakdawala SS. Mechanistic insights into the effect of humidity on airborne influenza virus survival, transmission and incidence. *J R Soc Interface* 2019;16:20180298. <https://doi.org/10.1098/rsif.2018.0298>.
- Moan J. Visible Light and UV Radiation. In: D.Brune, R.Hellborg BRRP and RP, editor. *Radiat. home, outdoors Work.*, Oslo: Scandinavian Science Publisher; 2001, p. 69–85
- Meechan, P.J and Wilson, C., 2006. Use of Ultraviolet Lights in Biological Safety Cabinets: A Contrarian View. *Applied Biosafety*, 11 (4), 222 - 227. <https://doi.org/10.1177%2F153567600601100412>
- F. Nicastro, G. Sironi, E. Antonello, A. Bianco, M. Biasin, J.R. Brucato, I. Ermolli, G. Pareschi, M. Salvati, P. Tozzi, D. Trabattoni, M. Clerici, Solar UV-B/A radiation is highly effective in inactivating SARS-CoV-2, *Sci. Rep.* 11 (2021) 14805. <https://doi.org/10.1038/s41598-021-94417-9>.
- Sánchez de Miguel A, Bennie J, Rosenfeld E, Dzurjak S, Gaston KJ. Environmental risks from artificial nighttime lighting widespread and increasing across Europe. *Sci Adv.* 2022 Sep 16;8(37):eabl6891. doi: 10.1126/sciadv.abl6891. Epub 2022 Sep 14. PMID: 36103525.
- Sinha, R. P., & Hader, D. P. (2002). UV-induced DNA damage and repair: a review. *Photochemical&Photobiological Sciences*, 1(4), 225-236.
- Slieman, T. A., & Nicholson, W. L. (2000). Artificial and solar UV radiation induces strand breaks and cyclobutane pyrimidine dimers in *Bacillus subtilis* spore DNA. *Applied and Environmental Microbiology*, 66(1), 199–205.
- Sterenborg HJCM, Putte SCJ, Leun JC. The Dose-Response Relationship of Tumorigenesis by Ultraviolet Radiation of 254 nm. *Photochem Photobiol* 1988;47:245–53. <https://doi.org/10.1111/j.1751-1097.1988.tb02722.x>.
- Tamerius JD, Shaman J, Alonso WJ, Bloom-Feshbach K, Uejio CK, Comrie A, et al. Environmental Predictors of Seasonal Influenza Epidemics across Temperate and Tropical Climates. *PLoS Pathog* 2013;9. <https://doi.org/10.1371/journal.ppat.1003194>.



XXXVIII Congresso Nazionale Airp
Milano, 28 – 30 settembre 2022

Yagura, Teiti & Makita, Kazuo & Yamamoto, Hiromasa & Menck, Carlos & Schuch, André. (2011). Biological Sensors for Solar Ultraviolet Radiation. *Sensors* (Basel, Switzerland). 11. 4277-94. 10.3390/s110404277.

Yamano, Nozomi et al. (2020). "Long-Term Effects of 222 Nm Ultraviolet Radiation C Sterilizing Lamps on Mice Susceptible to Ultraviolet Radiation." *Photochemistry and Photobiology*, 96, 853-862

Welch, David, et al. (2018) "Far-UVC light: A new tool to control the spread of airborne-mediated microbial diseases." *Scientific Reports* 8.1: 1-7.

L'esposizione oculare ai digital devices in epoca Covid e oltre: Digital Eyestrain Syndrome come problema di salute sociale

Dott.ssa Enrica Zinzini

Clinica Oculistica Universitaria degli Spedali Civili di Brescia

P.le Spedali Civili, 1 -25123 Brescia-

e.zinzini@alice.it

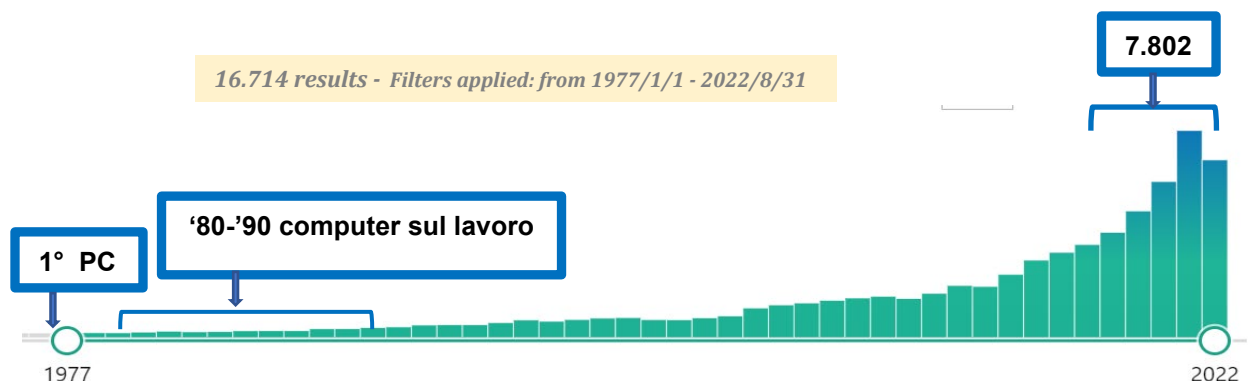
Riassunto

I disturbi oculari e visivi correlati all'impiego di vari strumenti digitali a scopo lavorativo, nello studio, nelle attività di svago ha da sempre sollecitato l'interrogativo relativo al loro impatto sulla salute visiva. Come noto i requisiti minimi di sicurezza sono normati all'All. XXXIV D.Lgs 81/08 ed il cosiddetto 'rischio VDT' è sottoposto a Sorveglianza Sanitaria e alle opportune attività di formazione ed informazione ai lavoratori esposti. Il periodo pandemico da COVID-19 e le conseguenti disposizioni restrittive (lockdown, DAD, SW) hanno sicuramente evidenziato una sovraesposizione ai device che ha coinvolto non solo i lavoratori ma trasversalmente la popolazione in generale. Sono quindi esponenzialmente aumentate a livello planetario le segnalazioni cliniche di un insieme di disturbi oculari e visivi che definiscono il quadro sindromico del Digital Eyestrain (D.E.S.). Nel presente lavoro, vengono analizzati gli aspetti epidemiologici, relativamente al nostro Paese, clinici e preventivi della sindrome.

IMPATTO EPIDEMIOLOGICO

Il termine Digital Eyestrain Syndrome compare nel 2016 ed indica l'insieme di disturbi oculari correlabili alle attività visive con varie tipologie di device. La produzione scientifica in merito compare circa 40 anni fa, si incrementa tra gli anni '80 e '90 con l'adozione dei computer in ambito lavorativo (IBM), ma la metà delle pubblicazioni sono concentrate negli ultimi 5 anni; in particolare colpisce il picco 2020-21 in epoca COVID (fig.n.1). Il forte interesse scientifico più recente sostiene l'affermazione ormai condivisa che la DES stia assumendo in tutto il mondo, il carattere di vero problema di salute sociale.

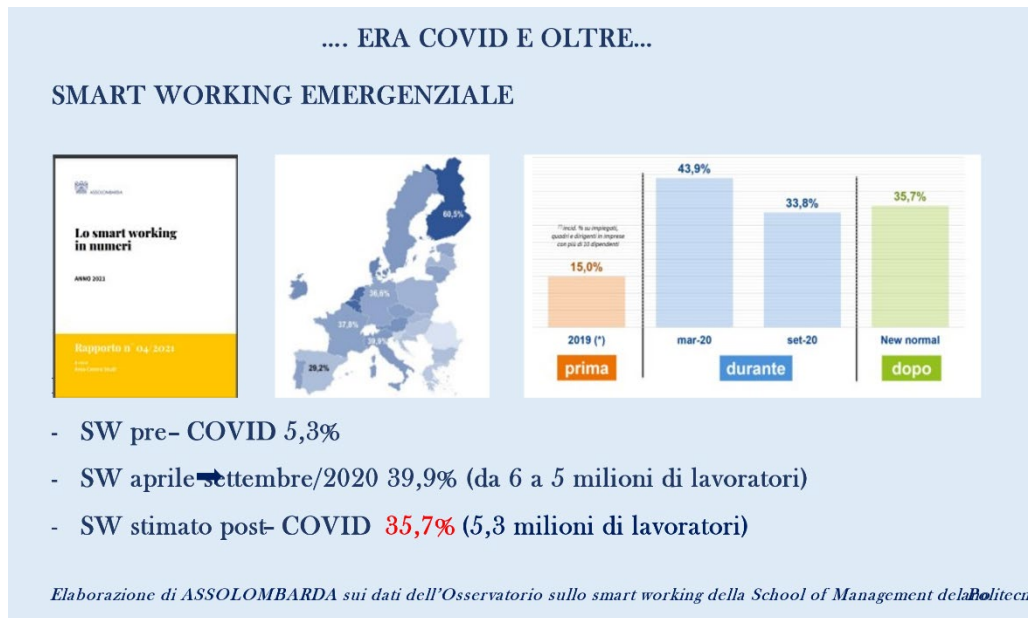
Figura n.1 Fonte: pagina introduttiva PUBMED alla search query: 'Computer Vision'



I fenomeni sociali che hanno contribuito all'incremento dell'impiego di device in corso di emergenza COVID sono stati l'ampliamento dello smart working (SW), l'istituzione della didattica a distanza (DAD) ed in generale le restrizioni delle attività outdoor.

Il rapporto di ASSOLOMBARDA dell'aprile/2021(fig. n.2) riporta i dati rilevati dall'Osservatorio sullo SW del Politecnico di Milano ed indica che nel nostro Paese il fenomeno in epoca pre-COVID coinvolgeva il 5,3% dei lavoratori, nel 2020 ha interessato tra 5 e 6 milioni di lavoratori, con una stima in crescita che prevede che lo SW potrebbe coinvolgere in futuro fino al 35% dei lavoratori (5,3 mil)

Figura n.2: Sunto dei dati Osservatorio SW Politecnico di Milano 4/2021



I dati riportati in figura n.3 forniscono un'idea sull'entità del problema nel nostro Paese. La fonte di questi dati è il Digital Italy 2020 e 2021 della piattaforma wearesocial.com che provvede ad esaminare il mondo del web prevalentemente dal punto di vista commerciale e che nell'era COVID ha potuto fornire preziosi dati sull'impatto della pandemia sulla società mondiale.

Figura n.3: Dati epidemiologici relativi alla diffusione ed all'impiego dei device 2/2022



L'istituzione della DAD del marzo 2020 ha coinvolto il 73% degli studenti italiani. E' stato valutato che l'impegno giornaliero per l'e-learning e lo svolgimento delle consegne ha impegnato in media da 4 a 6 ore al giorno. Com'è noto però l'impiego di device per attività extrascolastiche interessa maggiormente proprio gli adolescenti ed i giovani adulti, incrementandosi esponenzialmente l'impegno visivo quotidiano per queste classi di età.

Durante i vari periodi di lockdown si è rilevato un significativo incremento di nuovi utenti tra 01/2020 ed il 01/2021; nello stesso periodo è emerso che l'italiano medio tra i 16 ed i 64 anni ha trascorso 6 ore e ½ al dì su internet, circa 2 ore su piattaforme social e 49 minuti in attività di gaming; quindi considerando le sole azioni con impegno visivo su device esse hanno occupato in media 9-10 ore della nostra giornata. Un altro dato d'interesse è che l'esplorazione internet, il gaming e la comunicazione social, vengono prevalentemente svolte attraverso lo smartphone (60-93%).

Di fatto una Review anglosassone del 2018 (A.L.Sheppard et alii, 2018) riferiva di una prevalenza della DES pari al 50% degli utenti di device, mentre uno studio osservazionale su larga scala pubblicato nell'agosto 2021(B.Alabdurkader, 20219) riporta una prevalenza del 78%.

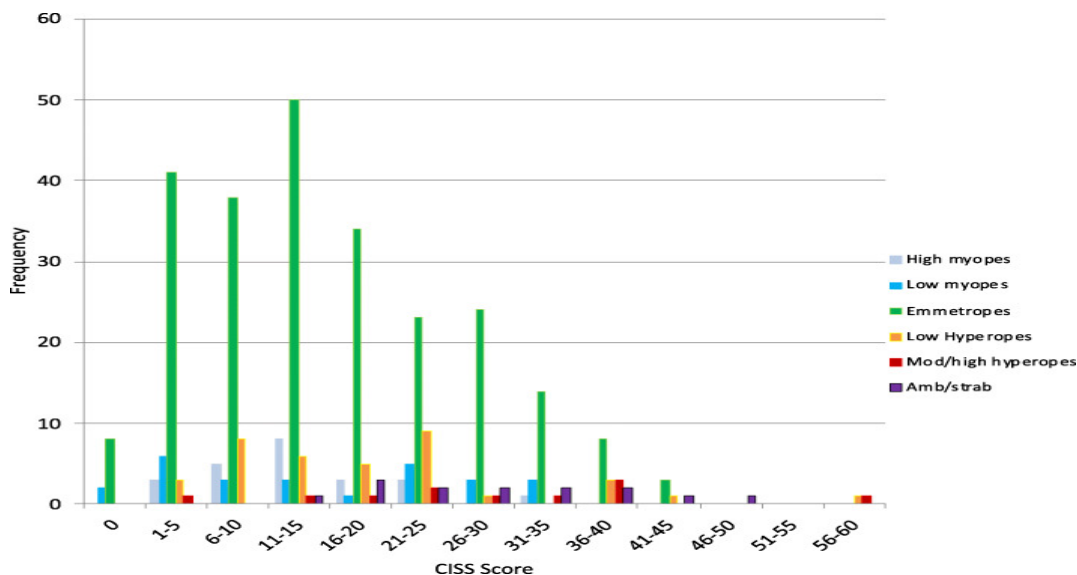
INQUADRAMENTO CLINICO

La DES è contrassegnata dall'associazione in proporzioni variabili da caso a caso di disturbi visivi, disturbi oculari e disturbi generali. Si tratta di sintomatologia aspecifica, comune anche ad altre condizioni.

I **disturbi visivi** sono rappresentati da visione offuscata, difficoltà accomodativa a distanze diverse, defocus, disturbi oculomotori come esoforie/tropie, fotofobia che derivano principalmente dall'elevata sollecitazione dell'accomodazione, soprattutto nell'impiego di device con schermo di ridotte dimensioni o nelle attività che necessitano una breve/brevissima distanza di lavoro. Tali disturbi sono più frequenti nei soggetti ipermetropi (latenti o manifesti), astigmatici e presbiteri. Alcuni studi tuttavia indicano elevata prevalenza di DES anche in soggetti emmetropi (fig.n.4), in

assenza di strabismi latenti o manifesti nei campioni tra 5 e 35 anni e soprattutto tra gli 11 ed i 15 anni.

Figura n.4: Grafico che illustra la prevalenza dei vari difetti refrattivi nei soggetti con DES

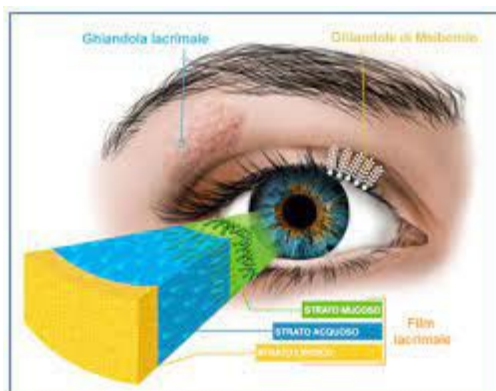


Gli Autori suggeriscono in questi casi lo studio dell'ampiezza accomodativa, della frequenza critica di fusione e delle forie dissociative per vicino (Junghans B.M. et alii, 2020; Lee HS, 2016). Nell'esame oftalmologico bisogna inoltre poter evidenziare un eventuale spasmo accomodativo che può preludere ad una incipiente miopizzazione, rilievo questo che sostiene un opportuno adeguamento del follow-up (Hussaindeen J.R., et alii, 2020).

I **disturbi oculari** che frequentemente accompagnano le attività visive intellettualmente impegnative sono correlati alla prolungata fissazione che riduce sia il blink rate che la blink completeness. L'ammiccamento contribuisce alla secrezione lipidica delle Ghiandole di Meibomio, deputata a contenere l'evaporazione dello strato acquoso sottostante (fig.n.5)

La riduzione di frequenza e di ampiezza dell'ammiccamento può quindi determinare un'iperosmolarità del film lacrimale e favorire l'insorgenza della condizione di Dry Eye Syndrome soprattutto in soggetti predisposti. Tale condizione interessa circa il 50% dei soggetti adulti ma è stata spesso riscontrata anche in età scolare (Mohan, et alii, 2021).

Figura n.5: Struttura del film lacrimale



La sintomatologia oculare e visiva si accompagna spesso a **disturbi extraoculari**; tra i più frequenti si annoverano cefalea, emicrania, nausea che possono rappresentare il primo sintomo di difetti refrattivi misconosciuti (ipermetropia latente, astigmatismo o presbiopia incipiente), insufficienza di convergenza, deficit fusionali, ma anche di franche patologie oculari (glaucoma angolo stretto/chiuso).

I **disturbi posturali** (fig.n.6) dei lavoratori a VDT vantano un'enorme bibliografia fin dagli anni '60. I distretti interessati sono quelli del cingolo scapolo omerale, il rachide cervico- dorsale e gli arti superiori e sono correlati alle posizioni incongrue o, benchè congrue, da mantenere per tempi

Figura n.6: Distretti muscolo scheletrici interessati da disturbi posturali (rosso)



lunghi. Tali disturbi possono anche coinvolgere indirettamente l'equilibrio oculo-motore in virtù delle strette connessioni nervose tra rachide cervicale, sistema vestibolare e muscoli oculari estrinseci (via oculo-vestibolare).

Sono pure stati segnalati disturbi del ritmo sonno/veglia e dell'attenzione. Il rilascio della melatonina dalla ghiandola pineale è controllato da una via che proviene dalle cellule gangliari retiniche fotosensibili contenenti melanopsina, che ha una sensibilità di picco di circa 482 nm, cioè luce blu-turchese di lunghezza d'onda più lunga rispetto alla luce blu-violetta. L'esposizione alla luce di lunghezza d'onda corta (emessa anche dai dispositivi digitali), soprattutto se impiegati prima di coricarsi, può quindi disturbare i modelli di sonno e ridurre la vigilanza soggettiva.

Ciò che è importante sottolineare relativamente allo smart working emergenziale e alla DAD è che queste situazioni di lavoro con device non sono normate dal punto di vista della tutela della salute, a differenza del telelavoro che prevede la fornitura ed il controllo della postazione da parte del datore di lavoro. È anche questo un ambito nel quale informazione e formazione assumono grande rilevanza, soprattutto nei confronti dei soggetti in età scolastica per i quali un percorso formativo ed informativo, quantomai auspicabile, non è ancora istituzionalizzato.

LA 'QUESTIONE' DELLA LUCE BLU

Le principali fonti naturali ed artificiali dell'emissione luminosa blu sono rappresentate dalla luce solare, illuminazione ambientale a LED, fari dei mezzi di trasporto, illuminazione stradale, lavagna interattiva, fotocopiatrici, schermi di computer, smartphone, tablet, ecc.

I potenziali effetti lesivi prospettati in alcuni studi in seguito all'esposizione prolungata a schermi di vario genere riguarderebbero la frazione blu-violetta della luce con lunghezza d'onda più corta (415-455nm). Tali indagini hanno documentato apoptosi dei neurociti e fratture del DNA delle cellule ganglionari in colture cellulari retiniche esposte a luce blu (Chen P, Lai Z, et alii, 2019).

Analizzando le emissioni di luce blu di schermi di vari device è tuttavia emerso che l'entità della loro emissione è più di 10 volte inferiore a quella della fonte naturale di luce blu, il sole (J B O'Hagan, M Khazanova, LL A Price, 2016).

Vista la proliferazione bibliografica in merito, nel 2018 autorevoli ricercatori rivolsero all'American Academy of Ophthalmologist una lettera che confutava motivatamente le rilevazioni di danni retinici associati all'impiego di device, in ragione del fatto che né il materiale colturale impiegato (cellule retiniche immature), né le modalità di esposizione alla fonte di luce blu (durata dell'esposizione, distanza dalla fonte, ecc.) riproducevano ciò che si verifica nella real life (D.T. Gudgel, S. Garg, J.R. Sparrow, 2018).

Pertanto pare emergere che se da un lato è assolutamente comprovata la necessità di proteggersi dalla luce solare (e non solo dalla sua frazione blu-violetta), ad oggi non trova riscontro l'affermazione che la luce blu emessa dai device possa danneggiare irreparabilmente il tessuto retinico.

Miopia e device

Come noto l'insorgenza e la progressione della miopia ha genesi multifattoriale. Tra i fattori favorevoli sono compresi la prolungata attività visiva a breve distanza ed il tempo trascorso su device. L'aumento dell'impiego delle tecnologie digitali e dell'e-learning online durante la pandemia hanno stimolato ulteriormente l'interesse.

Una metanalisi pubblicata sull'American Journal of Ophthalmologist nel marzo 2021 pur avendo evidenziato un'associazione positiva tra incidenza di miopia in età evolutiva e attività con device > di 4h/die, ha valutato non sufficientemente forti le conclusioni per la disomogeneità di conduzione degli studi stessi (Wong CW, et alii, 2021). Una successiva meta analisi del dicembre 2021 pubblicata su Lancet Digital Health (Foreman J, Salim AT, Praveen A, et alii, 2021) evidenziava una correlazione positiva tra tempo di esposizione ai vari device e comparsa o progressione della miopia nelle età comprese fra 3 e 16 anni. La review segnalava inoltre che gli studi sull'impatto di un fattore potenzialmente dannoso per l'età evolutiva possono richiedere molti anni; pare quindi appropriato considerare adeguatamente l>alert proposto dalla letteratura.

In questo senso già si sono attivate organizzazioni sanitarie di vari paesi come pure l'OMS che ha fornito indicazioni restrittive sull'impiego di device sotto i 5 anni di età (<1h/die).

Conclusioni

Si propongono di seguito alcune indicazioni operative per la gestione del quadro clinico fin qui illustrato.

L'eccessiva sollecitazione dell'accomodazione può essere utilmente attenuata applicando la regola 20-20-20 già diffusamente pubblicizzata negli Stati Uniti: ogni 20 minuti, spostare lo sguardo a 6 metri (20 ft) per 20 minuti (Kaur K, Gurnani B, Nayak S, et alii, 2022) curare la postura, l'ergonomia dell'ambiente lavorativo mutuando le indicazioni già note ed applicate per l'uso professionale dei computer.

L'utilizzo dello smartphone per il gaming, la lettura di testi ed anche per la visione di film (soprattutto nelle età più giovani) deve essere scoraggiata; le ridotte dimensioni dello schermo obbligano, per queste attività, ad una distanza molto breve con le possibili conseguenze illustrate

In merito al procedimento diagnostico di DES si richiama l'importanza dell'anamnesi mirata, della cicloplegia, dell'esame ortottico delle funzioni visive indicate e lo studio quali quantitativo del film lacrimale.

L'epidemia COVID-19 e i provvedimenti restrittivi adottati hanno portato all'emersione di una **nuova categoria di 'lavoratori': i soggetti in età evolutiva, per i quali attualmente non è prevista alcun tipo di tutela,** come invece già avviene per i lavoratori a computer.

La rilevanza clinica della DES ed il suo peso epidemiologico non sono ancora del tutto emersi o chiariti. La nostra attenzione va quindi rivolta soprattutto alle nuove generazioni, ai genitori, agli insegnanti con iniziative di informazione e formazione accreditate, volte a distribuire la

conoscenza del problema ed a sollecitare comportamenti corretti a tutela della presente e futura salute visiva.

BIBLIOGRAFIA

Alabdurkader B.: *Effect of digital device use during COVID-19 on digital eye strain*. Clin Exp Optom. 2021 Aug;104(6):698-704

1-A.L.Sheppard, J.S.Wolffshon: *Digital eye strain: prevalence, measurement and amelioration*. BMJ Ophthalmol.2018 Apr 16;3(1)

Chen P,Lai Z, et alii: *Retinal Neuron Is More Sensitive to Blue Light-Induced Damage than Glia Cell Due to DNA Double-Strand Breaks*. Cells. 2019 Jan18;8(1).

Foreman J, Salim AT, Praveen A, et alii: *Association between smart device use and myopia: a systematic review and meta-analysis*. Lancet Digit Health. 2021 Dec;3(12):e806-e818.

Gudgel D.T., S. Garg, J.R. Sparrow: *No, blue light by your smartphone is not blinding you*. Letter to the American Academy of Ophthalmologist. 20.08.2018

Hussaindeen J.R., et alii.: *Managing the myopia epidemic and digital eye strain post COVID-19 pandemic – What eye care practitioners need to know and implement?* Indian J Ophthal. 2020 Aug; 68(8): 1710–1712.

JunghansB.M.et alii: *Unexpectedly high prevalence of asthenopia in Australian school children identified by the CISS survey tool*. BMC Ophthalmol.2020;20:408

Kaur K, Gurnani B, Nayak S, et alii: *Digital Eye strain- A comprehensive review*. Ophthalmol Ther. 2022 Oct;11(5):1655-1680.

Lee HS, Park SW, Heo H.: *Acute acquired comitant esotropia related to excessive Smartphone use*. BMC Ophthalmol. 2016;16:37.

Mohan, et alii: *Prevalence and risk factor assessment of digital eye strain among children using online e-learning during the COVID-19 pandemic: Digital eye strainamong kids (DESK study-1)*. Indian J Ophthalmol. 2021 Jan; 69():140-144

O'Hagan J B, M Khazanova, LL A Price: *Low-energy light bulbs, computers, tablets and the blue light hazard Eye* (Lond) 2016 Feb; 30(2): 230–233

Wong CW, et alii: *Digital Screen Time during COVID-19 Pandemic: Risk for a Further Myopia Boom*. Am. J. Ophthalmol 2021 mar;233-333-337

Radiazioni Ottiche Artificiali: aggiornamento delle indicazioni operative del Coordinamento Tecnico delle Regioni e delle Province autonome

Andrea Bogi¹, Sara Adda², Iole Pinto³

¹ Azienda USL Toscana Sud Est – Laboratorio di Sanità Pubblica – Siena

² ARPA Piemonte, via Jervis 30 – Ivrea

³ Responsabile scientifico Portale Agenti Fisici 2008-2021

andrea.bogi@uslsudest.toscana.it

Riassunto

Il D.Lgs 81/08 demanda al Coordinamento Tecnico per la sicurezza nei luoghi di lavoro delle Regioni e delle Province autonome il compito di redigere indicazioni operative che siano da guida nella corretta applicazione di quanto sancito dal decreto stesso. Nello specifico, per quanto riguarda gli agenti fisici, l'applicazione della norma pone diversi quesiti, soprattutto a causa dell'estrema complessità del quadro dei limiti, dei parametri di interesse e della grande varietà di sorgenti, che possono causare esposizione in molte tipologie di lavoratori. Le risposte a molti di questi quesiti sono state pubblicate sul Portale Agenti Fisici (PAF) nelle sottosezioni delle FAQ. Il presente lavoro si propone di offrire una panoramica dei documenti relativi alle indicazioni operative, in particolare quelli riguardanti i rischi da radiazioni ottiche artificiali, mettendo in evidenza le novità introdotte nell'ultimo aggiornamento rispetto alle versioni precedenti.

Introduzione

Il D.Lgs 81/08 e s.m.i. stabilisce al titolo VIII l'obbligo generale per il datore di lavoro di valutare tutti gli agenti fisici conosciuti: rumore, vibrazioni, campi elettromagnetici, radiazioni ottiche (sia artificiali che naturali), microclima, atmosfere iperbariche, ultrasuoni, infrasuoni. Per alcuni di tali agenti sono esplicitate nei capi del titolo VIII le metodiche di valutazione ed i limiti applicabili. Ciò significa che per quei rischi che non hanno una corrispondenza in uno dei capi del titolo VIII, rimane comunque l'obbligo di valutazione da parte del datore di lavoro, ma la metodica ed i limiti applicabili devono essere scelti tenendo conto di altre fonti di informazioni quali linee guida, norme di buona tecnica, normativa specifica o letteratura scientifica.

Per fornire una guida alla valutazione degli agenti fisici in tali casi e anche per la corretta applicazione di quanto esplicitamente dichiarato nel D. Lgs 81/08, lo stesso Testo Unico demanda al Coordinamento Tecnico per la sicurezza nei luoghi di lavoro delle Regioni e delle Province autonome la stesura di indicazioni operative (denominate nel seguito FAQ) sui differenti argomenti.

Per gli agenti fisici che non hanno una metodica esplicitata nel D. Lgs 81/08 il valutatore è libero di seguire quanto dichiarato nelle FAQ oppure di scegliere una metodica differente, purché tale metodica porti ad un livello di protezione dei lavoratori equivalente.

La metodica di valutazione delle radiazioni ottiche artificiali è descritta al capo V del titolo VIII ed i corrispondenti limiti sono esplicitati nell'allegato XXXVII. Tuttavia l'estrema complessità del quadro dei limiti, dei parametri di interesse e della grande varietà di sorgenti, che possono causare esposizione in molte tipologie di lavoratori ha indotto molti addetti alle valutazioni a

chiedere chiarimenti sui differenti aspetti del rischio in questione. Le risposte a molti di questi quesiti sono state pubblicate sul Portale Agenti Fisici (PAF) nelle sottosezioni delle FAQ; nel 2019 è stato dato mandato al Gruppo Interregionale Agenti Fisici di aggiornare la prima edizione delle FAQ con i nuovi quesiti, integrandoli con lo stato delle conoscenze attuali.

Al fine di aumentarne la chiarezza, il documento è stato strutturato nelle seguenti sezioni:

- effetti sulla salute e sorveglianza sanitaria
- metodiche e strumentazione per la misura delle Radiazioni Ottiche Artificiali (ROA)
- valutazione del rischio
- gestione del rischio
- adempimenti normativi, vigilanza e aspetti medico-legali

Verranno di seguito riportati i concetti principali contenuti nel documento delle FAQ sulle radiazioni ottiche che è in fase di accettazione da parte dell'Interregionale della Prevenzione.

Gli effetti sulla salute delle radiazioni ottiche

Le radiazioni ottiche si dividono in naturali (sostanzialmente il sole) e artificiali, mentre dal punto di vista della qualità si dividono in coerenti (i laser) e incoerenti (il resto delle sorgenti). Le FAQ in oggetto prendono in considerazione solo le ottiche artificiali, fornendo informazioni sia per le sorgenti coerenti che per quelle non coerenti.

Da un punto di vista fisico le radiazioni ottiche sono radiazioni elettromagnetiche le cui proprietà sono riconducibili a quelle della luce visibile e convenzionalmente hanno lunghezze d'onda da 100nm a 1mm. La radiazione visibile è quella con lunghezza d'onda compresa fra 400nm e 780nm ed ha come organo bersaglio principale la retina [ICNIRP, 2013]. La radiazione infrarossa, caratterizzata da una lunghezza d'onda maggiore di 780nm, ha come organo bersaglio principale ancora la retina fino a lunghezze d'onda inferiori a 1200nm e la camera anteriore dell'occhio per lunghezze d'onda maggiori [ICNIRP, 2006]. All'estremo opposto, la radiazione UV che comprende onde di lunghezza inferiore a 400nm. viene assorbita principalmente dai tessuti della camera anteriore dell'occhio, fino agli UVC che si fermano alla cornea [ICNIRP, 2010].

I rischi per la salute e la sicurezza che si vogliono prevenire nel caso dei lavoratori esposti a radiazioni ottiche artificiali sono di natura sia diretta sia indiretta, con particolare riferimento agli effetti nocivi sia a breve che a lungo termine che possono verificarsi a livello dell'occhio e della cute, principali organi bersaglio della radiazione ottica. L'interazione con l'occhio e la cute è prevalentemente di tipo fotochimico nell'UV e termico nell'IR.

Per quanto riguarda gli effetti a lungo termine dell'esposizione si deve ricordare che tutta la radiazione UV è un cancerogeno certo per l'uomo (gruppo 1 IARC) [IARC, 2009]; inoltre l'esposizione cumulativa a questa radiazione causa il fotoinvecchiamento della cute.

Gli effetti cancerogeni della radiazione UV sono stocastici, ciò significa che rispettare i limiti non garantisce dalla loro insorgenza, ma la loro probabilità di insorgenza si abbassa ad un livello considerato accettabile. Ciò significa che l'esposizione agli UV dovrebbe essere evitata completamente, quando ciò sia realisticamente possibile; ad esempio l'esposizione alla radiazione UV emessa nelle cappe germicida, non essendo inevitabile deve essere eliminata adottando procedure corrette che prevedano di interrompere sempre l'emissione prima di aprire la cappa.

Nei casi di soggetti "particolarmente sensibili" alla radiazione ottica, il rispetto dei limiti di esposizione può non essere sufficiente a garantire la prevenzione di effetti avversi indesiderati e si rende perciò necessario, in fase di scelta delle appropriate misure di tutela, approfondire le valutazioni insieme al medico competente e, nel dubbio, adottare, anche in via cautelativa, ulteriori precauzioni e misure di protezione. Questa categoria comprende:

- Donne in gravidanza;
- Minori di anni 18;

- Albini e fototipi chiari;
- individui con pregresso tumore della cute o con lesioni pre-maligne della cute;
- Portatori di malattie del collagene;
- Individui con estese aree di vitiligine o con estesi esiti cicatriziali o da ustione nelle aree cutanee foto esposte;
- Individui portatori di condizioni nel complesso note come fotodermatosi o determinanti fotosensibilizzazione;
- Soggetti in trattamento cronico o ciclico con farmaci fotosensibilizzanti
- Individui immunocompromessi;
- Individui affetti da alterazioni dell'iride e della pupilla;
- Individui portatori di drusen;
- Individui con impianto di cristallino artificiale;
- Individui epilettici in relazione all'esposizione a luce visibile intermittente;
- Lavoratori affetti da patologie cutanee fotoindotte o (foto)-aggravate;
- Lavoratori affetti da xeroderma pigmentosus.

Si fa in ogni caso presente che tali condizioni di suscettibilità individuale non rappresentano in genere condizioni di inidoneità al lavoro, per tali lavoratori andranno valutate, caso per caso, misure specifiche di prevenzione e protezione in relazione alle modalità espositive ed alla specifica patologia o fotosensibilità, individuando per questi soggetti specifici protocolli di sorveglianza sanitaria a cura del medico competente, di concerto con il medico curante/specialista. Per tale motivo risulta fondamentale la collaborazione fra chi valuta il rischio ed il medico competente, in modo da evidenziare l'esigenza di particolari misure di tutela previste dalle normative o dalla letteratura rispetto ai soggetti sensibili.

Ai sensi dell'art.218 del D.Lgs. 81/08 la sorveglianza sanitaria per i lavoratori esposti al rischio ROA viene effettuata periodicamente, di norma una volta l'anno o con periodicità inferiore decisa dal medico competente, con particolare riguardo ai lavoratori particolarmente sensibili al rischio, tenuto conto dei risultati della valutazione dei rischi trasmessi dal datore di lavoro.

La sorveglianza sanitaria periodica va sempre attivata per i lavoratori esposti a ROA non coerenti che, sulla base dei risultati della valutazione del rischio, abbiano necessità di indossare DPI per la protezione degli occhi o della cute, in quanto, nonostante la messa in atto di tutte le misure tecniche e organizzative per ridurre l'esposizione, sono suscettibili di superare i valori limite.

A tal proposito si sottolinea che la valutazione del livello di esposizione ai fini della classificazione del lavoratori deve essere effettuata senza considerare l'attenuazione offerta dai DPI.

Nel caso di esposizione cronica a radiazione UV, IR e luce blu a valori inferiori ai valori limite di esposizione, ma comunque significativamente superiori ai valori espositivi normalmente rilevabili in ambiente chiuso, si consiglia l'attivazione della sorveglianza sanitaria al fine di prevenire possibili effetti a lungo termine a carico di occhi e cute, che potrebbero insorgere anche a valori espositivi inferiori ai VLE, soprattutto in relazione alla tutela dei soggetti particolarmente sensibili al rischio.

In aggiunta a quanto detto, si raccomanda di sottoporre a sorveglianza sanitaria i lavoratori che utilizzano laser di classe 3B e 4, come peraltro indicato anche nella "Guida per l'utilizzazione di apparati laser per laboratori di ricerca" CEI 76 Fascicolo 3850 R al punto E10.11 [CEI,1998].

Si ricorda infine che vanno sempre valutati e prevenuti i rischi di tipo indiretto dovuti a:

- Sovraesposizione a radiazione visibile sotto forma di disturbi visivi temporanei quali abbagliamento e cecità temporanea;
- Incendio ed esplosione innescati dalle sorgenti stesse e/o dal fascio di radiazione e rischi ulteriori associati alle apparecchiature/lavorazioni che utilizzano ROA (stress termico, contatti con superfici calde, rischi di natura elettrica).

Anche le reazioni di fotosensibilizzazione possono essere incluse tra gli effetti indiretti essendo dovute non all'azione diretta della radiazione sul tessuto, ma alla presenza di una sostanza che viene foto-attivata

Le metodiche di misura e la strumentazione utilizzata

La misurazione delle radiazioni ottiche è molto spesso complicata. Ciò è dovuto da una parte all'articolazione dei limiti e delle ponderazioni da applicare per ottenere la radiazione efficace per le differenti patologie da prevenire e dall'altra dalla scarsità di strumentazione progettata per effettuare misure ai fini della valutazione del rischio ROA. Per tale motivo è sempre bene ribadire che l'Art. 216 del D.lgvo 81/08 "Identificazione dell'esposizione e valutazione dei rischi" prescrive che nell'ambito della valutazione dei rischi, il datore di lavoro valuta e, quando necessario, misura e/o calcola i livelli delle radiazioni ottiche a cui possono essere esposti i lavoratori. Infatti la finalità principale della valutazione del rischio da esposizione a radiazioni ottiche è l'individuazione delle appropriate misure di tutela da mettere in atto per prevenire l'insorgenza dei danni diretti ed indiretti che la radiazione ottica può provocare nell'ambiente di lavoro. Se tali informazioni sono disponibili l'effettuazione delle misure non è più necessaria.

Nel caso si debba procedere alla valutazione con misurazioni, documenti di riferimento per le ottiche non coerenti sono le

- UNI EN 14255-1:2005 per gli UV;
- UNI EN 14255-2:2006 per VIS-IR;
- UNI EN 14255-4:2007 terminologia

Si ricordano inoltre le norme sulla classificazione delle sorgenti non coerenti:

- CEI EN 62471:2009 "Sicurezza fotobiologica delle lampade e sistemi di lampade"
- UNI EN 16237:2013 "Classificazione delle sorgenti non elettriche di radiazioni ottiche non coerenti"

Mentre per la radiazione laser la norma di riferimento è la CEI EN 60825-1:2017 "Sicurezza dei prodotti laser Parte 1: Classificazione degli apparecchi e requisiti", insieme alle altre norme della serie EN 60825. Si ricordano inoltre:

- Norma CEI 76 – Fascicolo 3850 R – Guida utilizzazione apparati laser nei laboratori di ricerca
- Norma CEI 76 - 6 – CT 76 – Fascicolo 5928: Guida all'uso degli apparati laser in medicina
- Norma CEI 76 – CT 76 – Fascicolo 3849 R: Guida all'uso degli apparati laser in industria, telecomunicazioni, etc.
- UNI EN ISO 11553-1:2020: Safety of machinery -- Laser processing machines Laser safety requirements

La misura dei livelli di esposizione dei lavoratori alle radiazioni ottiche non coerenti ai fini del confronto con i VLE, richiede in primo luogo che venga individuata la regione spettrale in cui emette la sorgente per definire quali indicatori di rischio devono essere valutati. A tal fine è indispensabile la consultazione del manuale di istruzioni ed uso ed eventualmente documentazione tecnica integrativa ove siano riportati i dati di emissione spettrale della sorgente. Una volta individuata tale regione, il dato più utile da misurare è l'irradianza spettrale*. A seconda dell'indicatore di rischio da valutare, tale grandezza viene poi ponderata con le pertinenti curve di efficacia biologica e/o utilizzata per calcolare la radianza. Le modalità di misura dell'irradianza dipendono dalla regione spettrale di interesse. Nel documento delle FAQ vengono introdotte le metodiche di misura per la valutazione delle diverse grandezze con cui sono espressi i limiti dell'allegato XXXVII.

Per quanto riguarda i laser si fa notare che le misure dell'esposizione ai fini della classificazione e della determinazione della DNRO e dei parametri essenziali necessari ai fini della valutazione del rischio è di stretta competenza del costruttore, secondo quanto richiesto dalle pertinenti direttive comunitarie.

I principi della valutazione del rischio da agenti fisici

Vengono ribaditi i criteri generali per la valutazione del rischio da radiazioni ottiche artificiali, che rispecchiano in parte quelli relativi alla valutazione del rischio da agenti fisici.

La prima fase della valutazione, valida in realtà per ogni agente fisico, consiste in un censimento delle sorgenti di emissione presenti nell'ambiente di lavoro, insieme alle informazioni fornite dal costruttore nei manuali di istruzioni ed uso.

Tali informazioni provengono in prima battuta dal manuale d'uso e manutenzione che deve contenere sufficienti informazioni per permettere all'utilizzatore di conoscere i rischi associati al corretto utilizzo del macchinario e le procedure da mettere in atto per il loro controllo.

Infatti le attrezzature che emettono radiazioni ottiche artificiali devono essere corredate dalle informazioni sulle emissioni, in conformità a specifiche norme tecniche che fanno riferimento ai seguenti filoni principali:

- D.Lgs. 17/2010, Direttiva Macchine;
- D.Lgs. 46/97 e D.lgs. 37/2010 attuazione Direttive dispositivi medici;
- DLgs.332/00 - dispositivi medici diagnostici *in vitro*
- Regolamento 2017/745 sui dispositivi medici

Per gli altri apparati sorgenti ROA che non rientrano nelle sopracitate categorie le informative sui rischi devono essere fornite dal costruttore ai sensi della Direttiva Bassa Tensione 2014/35/UE ovvero del Codice del Consumo D.lgs. 206/2005.

In molte situazioni la valutazione preliminare si conclude semplicemente riconducendo il parco macchine analizzato a tipologie che possono essere considerate non rilevanti da un punto di vista protezionistico. A questo proposito si ricorda che si definisce situazione "giustificabile" (art.181 c.3 D.lgs.81/08) la condizione prevista dalla normativa generale sugli agenti fisici secondo cui il datore di lavoro può eseguire una valutazione del rischio semplificata quando ritiene che la natura e l'entità dei rischi non rendono necessaria una valutazione dei rischi più dettagliata. Per poter definire una esposizione lavorativa "giustificabile" occorre che non vi siano rischi sia per gli effetti diretti che per gli effetti indiretti, e che il permanere dell'assenza del rischio non richieda l'istituzione e l'applicazione di specifiche procedure di controllo del rischio.

In linea di principio sono giustificabili tutte le apparecchiature che emettono radiazione ottica non coerente classificate nella categoria 0 secondo lo standard UNI EN 12198, così come le lampade e i sistemi di lampade anche a LED, classificate nel gruppo "Esente" dalla norma CEI EN 62471 se utilizzate conformemente alle norme di prodotto.

Tipicamente si può procedere con la giustificazione in tutti i luoghi di lavoro in cui sono presenti solo macchinari di uso comune, conformi a direttive di prodotto che garantiscono la sicurezza dei beni di consumo (es. telefoni cellulari, elettrodomestici, computer, macchine da ufficio etc.): tali apparati sono da considerarsi intrinsecamente sicuri in relazione alle radiazioni emesse nelle normali condizioni di utilizzo, e non presentano – salvo casi di utilizzo particolare - la necessità di ulteriori approfondimenti.

In ogni caso è compito e cura del valutatore, anche in presenza di sorgenti considerate tali da dare luogo ad emissioni irrilevanti nelle normali condizioni di impiego, valutare se e in che misura sia necessario istituire procedure ad hoc atte a garantire che nel tempo siano mantenuti i requisiti di sicurezza appurati all'atto della valutazione del rischio. In tal caso la sorgente - anche se dà luogo ad emissioni irrilevanti - non sarà più da considerarsi "giustificabile".

Nel caso di sorgenti con emissioni non trascurabili, il rischio va valutato e vanno attuate specifiche misure di tutela per tutte le categorie di soggetti potenzialmente esposti, e per i soggetti con controindicazioni specifiche all'esposizione.

A questo proposito nelle FAQ vengono descritte le procedure di valutazione per particolari sorgenti come i corpi illuminanti, saldatrici ad arco, sorgenti di radiazione infrarossa.

Si ricorda che a livello europeo un autorevole riferimento da utilizzare per la valutazione del rischio è la Guida non vincolante alla buona prassi nell'attuazione della direttiva 2006/25/CE «Radiazioni ottiche artificiali» in cui sono esplicitate e commentate in modo articolato le disposizioni della Direttiva 2006/25/CE oltre alla discussione di specifiche condizioni espositive.

Infine la valutazione del rischio può essere effettuata facendo riferimento alla sezione ROA del Portale Agenti Fisici, che è oggetto di continuo aggiornamento, ed in particolare:

- Ai dati riportati nella Banca Dati ROA del Portale Agenti Fisici
- Ai rapporti di valutazione del rischio per specifiche sorgenti contenuti alla sezione ROA- Documentazione del Portale Agenti Fisici
- Alle procedure guidate on line disponibili per specifiche sorgenti (es saldatura; sistemi di illuminazione, LASER etc.) del Portale Agenti Fisici

La gestione del rischio

Nel documento delle FAQ ROA viene discusso cosa si intenda per personale qualificato ad effettuare una valutazione del rischio da radiazioni ottiche artificiali sia coerenti che non coerenti. Premesso che il “personale qualificato” risulta tale se in grado di effettuare la valutazione dei rischi da radiazioni ottiche non coerenti richiesta per la specifica attività lavorativa e di redigere una relazione tecnica completa ed esaustiva, secondo i requisiti richiesti dal D.Lgs. 81/08; in assenza di normativa specifica in materia, che definisca i criteri di qualificazione del “personale qualificato”, possono essere assunte come riferimento sui requisiti di questa figura professionale che possono orientare la scelta del Datore di lavoro, le indicazioni contenute nel documento “REQUISITI DI CONOSCENZA, ABILITÀ E COMPETENZA DEL PERSONALE QUALIFICATO PER LA VALUTAZIONE DEI RISCHI DA RADIAZIONI OTTICHE NON-COERENTI E COERENTI(LASER) NEI LUOGHI DI LAVORO”. Tale documento è stato redatto a cura della CIIP (Consulta Interassociativa Italiana per la Prevenzione) nel 2020, in collaborazione col Coordinamento interregionale sicurezza salute luoghi di lavoro – Gruppo di lavoro Agenti fisici e disponibile sul sito web della Consulta medesima. www.ciip-consulta.it.

Tipicamente vengono distinte due tipologie di valutatore di ROA non coerenti, corrispondenti ad un livello di conoscenza di base ed avanzata discriminando il caso in cui si debba effettuare una valutazione del rischio mediante calcoli e/o misure, livello avanzato, dal caso in cui si possa effettuare la valutazione utilizzando dati forniti dal fabbricante delle sorgenti o da banche dati e strumenti online presenti sul Portale Agenti Fisici o da altre banche dati accreditate.

Anche per la valutazione delle ROA coerenti vengono individuati livelli differenti di conoscenza, in base ai compiti ed alle responsabilità assegnate; si parla quindi di utilizzatore del laser, preposto alla sicurezza laser ed esperto Sicurezza LASER.

L'Esperto Sicurezza LASER, nelle due accezioni di Addetto Sicurezza LASER-ASL in ambito sanitario/estetico/veterinario e di Tecnico Sicurezza LASER-TSL negli altri ambiti, va sempre nominato nei casi di utilizzo di sistemi contenenti LASER di classe 3B e/o di classe 4. Ciò anche per sistemi LASER di classe 1 o di classe inferiore alla classe 3B che contengano LASER di classe 3B e 4 limitatamente agli interventi di manutenzione. L'ASL e il TSL sono figure professionali idonee a effettuare la valutazione e gestione del rischio LASER, intesa come stima, misura o calcolo dei livelli di esposizione per i lavoratori e anche la supervisione sul controllo del rischio.

Si fa presente che gli aspetti di sicurezza riguardano prima di tutto la rispondenza del macchinario e del suo manuale d'uso e manutenzione a quanto richiesto dalle vigenti normative, ma anche

l' idoneità del locale di utilizzo in relazione alle caratteristiche della specifica apparecchiatura, le corrette procedure di utilizzo ed il mantenimento nel tempo del controllo del rischio. Per tali motivi sarebbe opportuno che il parere dell'esperto fosse richiesto preliminarmente all'acquisto del macchinario, della modifica dello stesso o del locale di utilizzo, in modo da prevenire eventuali condizioni di non conformità. Da questo punto di vista risulta evidente l'importanza della terzietà dell'ESL rispetto al produttore dell'apparecchio laser in modo da avere maggiori garanzie di una valutazione oggettiva.

La gestione della sicurezza laser da parte di personale altamente specializzato (Esperto Sicurezza Laser) è legata alla presenza di apparecchiature laser che contengano una sorgente di classe 3B o 4, a prescindere dalla tipologia di azienda nella quale viene utilizzata. L'articolazione della struttura gerarchica necessaria per la gestione della sicurezza, sarà commisurata al numero di apparecchiature presenti ed alle dimensioni dell'azienda.

Nel caso di aziende molto piccole si può supporre che l'Esperto Sicurezza Laser (ESL) sia un consulente esterno a cui l'azienda affida la gestione della particolare sorgente.

Per quanto riguarda la relazione tecnica di supporto al documento di valutazione del rischio ROA, nel documento delle FAQ ne vengono ricordati i contenuti generali:

- obiettivo della valutazione
- luogo e data della valutazione / professionisti responsabili della valutazione;
- luogo / reparto di lavoro;
- caratterizzazione del luogo di lavoro con individuazione degli apparati in grado di emettere ROA e delle posizioni di lavoro (layout, tipo di sorgente, fabbricante della macchina/dispositivo, etc.).
- definizione delle principali caratteristiche delle sorgenti di radiazione ottica e in particolare di quelle radiometriche, dimensioni della superficie radiante, temperature operative (nel caso di forni di fusione metalli e vetro), spettro di emissione, classificazione della sorgente riportata nel manuale di istruzioni ed uso (obbligatoria nel caso dei Laser); informazioni relative alla sicurezza ed al corretto impiego riportate nei manuali di istruzioni ed uso secondo le pertinenti direttive comunitarie
- lista degli eventuali standard riferibili agli apparati/sorgenti;
- eventuale dimostrazione di *giustificazione* della sorgente o del sistema che la contiene;
- descrizione delle condizioni di utilizzo della sorgente: processo di lavoro, tempi di esposizione, posizione del lavoratore rispetto alla sorgente durante le fasi che comportano esposizione a radiazioni ottiche;
- fonti informative dei singoli dati utilizzati (dati del fabbricante, buone prassi, dati di letteratura, banche dati);
- elenco delle mansioni dei lavoratori esposti per ragioni professionali o di gruppi omogenei;
- indicazioni inerenti le misure di tutela da mettere in atto tratte ad esempio dal Portale Agenti Fisici o dal manuale di uso e manutenzione

Nel caso di effettuazione di misure si devono fornire tutte le indicazioni necessarie alla caratterizzazione della sorgente, comprese le modalità di utilizzo, dell'ambiente mediante planimetria, della strumentazione di misura e delle condizioni di misura.

I risultati della relazione tecnica devono comprendere:

- Tipologia di esposizione (UV/IR/Visibile) e durate limite espositive in assenza di DPI associati a ciascuno dei gruppi omogenei identificati, in relazione ai pertinenti VLE;
- Distanze di sicurezza;
- Incertezze associate ai livelli di esposizione utilizzati ai fini del confronto con i VLE (solo nel caso in cui siano state effettuate misure)

Mentre nelle conclusioni vanno almeno riportati:

- a) I lavoratori esposti a rischio ROA e i livelli di rischio identificati con riferimento ai VLE previsti dall'Allegato XXXVII del DLgs.81/2008;

- b) Le specifiche condizioni espositive ove siano riscontrabili superamenti dei VLE o incrementi espositivi rilevanti in relazione alla tutela di soggetti particolarmente sensibili;
- c) Gli interventi che si propongono siano messi in atto dall'azienda, con indicazione dei soggetti preposti all'attuazione ed al controllo degli stessi: interventi strutturali, le procedure di installazione e manutenzione preventiva e periodica e di sostituzione delle sorgenti
- d) Le caratteristiche dei DPC e DPI che si propongono siano adottati per le differenti condizioni espositive o mansioni omogenee, le procedure di utilizzo degli stessi, le modalità di acquisto e manutenzione degli stessi.
- e) L'indicazione delle aree ove si riscontra il superamento dei VLE che necessitano di delimitazione e le modalità di delimitazione delle stesse.
- f) Presenza di fattori di criticità inerenti il possibile incremento del rischio ROA nel tempo e modalità di controllo /gestione degli stessi (es. sorgenti mobili, turn over personale, guasti sistemi sicurezza presenti etc.).
- g) Il piano proposto per il miglioramento nel tempo dei livelli di sicurezza raggiunti.
- h) Scadenza / periodicità della valutazione del rischio professionale da esposizione a ROA, in relazione all'entità del rischio riscontrato e delle misure di tutela predisposte.

Si ricorda che a conclusione della valutazione del rischio, in base all'art.36 del D.Lgs. 81/08, la informazione va fornita a tutti i lavoratori in qualsiasi modo coinvolti direttamente o indirettamente ad esposizioni con ROA. In base all'art. 37 del D.Lgs. 81/08, ai relativi Accordi Stato Regione sulla formazione e all'art. 184 del D.Lgs. 81/08, tutti i lavoratori devono essere formati in merito ai rischi specifici della propria mansione.

In particolare, per l'esposizione a radiazione ottica non coerente si raccomanda di attivare l'informazione / formazione dei lavoratori quando la valutazione dei rischi non può concludersi con la cosiddetta "giustificazione" di non dover effettuare una valutazione più dettagliata.

Per quanto riguarda l'esposizione a radiazione ottica coerente (LASER) si raccomanda di attivare l'informazione/formazione specifica dei lavoratori quando la valutazione dei rischi non può concludersi con la cosiddetta "giustificazione" di non dover effettuare una valutazione dei rischi più dettagliata ossia quando si utilizzano sorgenti di classe diversa dalla 1.

I contenuti della formazione, dettagliati nel documento delle FAQ, devono essere mirati alle sorgenti effettivamente presenti nel luogo di lavoro ed alle modalità di utilizzo adottate. In ogni caso la formazione deve comprendere la descrizione del tipo di ROA presente nell'azienda, i rischi per la salute e la sicurezza e le controindicazioni specifiche; i risultati della valutazione del rischio ROA; le misure di prevenzione e protezione adottate per ridurre al minimo i rischi; le circostanze nelle quali i lavoratori hanno diritto alla sorveglianza sanitaria ed i risultati anonimi e collettivi della stessa.

Nel documento delle FAQ vengono analizzati i criteri di gestione del rischio in presenza di particolari scenari espositivi, come ad esempio quelli derivanti dalla presenza di radiazione infrarossa emessa da corpi caldi non incandescenti, dall'impiego di lampade germicida UVC, comprese quelle inserite nei condotti del ricambio dell'aria.

Anche per quanto riguarda la radiazione coerente vengono descritti i criteri di utilizzo sicuro di sorgenti particolari come ad esempio i laser ad uso scenico.

Vigilanza ed aspetti medico legali

Nell'ultima sezione del documento delle FAQ vengono descritti alcuni aspetti utili alla vigilanza per la verifica della corretta gestione del rischio ROA, come l'obbligatorietà della delimitazione delle aree dove i lavoratori potrebbero essere esposti a livelli di radiazione ottiche che superano i valori limite di esposizione, ai sensi dell'art. 217 comma 2. Un altro aspetto importante è costituito dalle informazioni che ci si aspetta siano comunicate dai produttori sia di sorgenti coerenti che non coerenti nei manuali di utilizzo o nelle istruzioni d'uso nel caso di beni di consumo, ai sensi

delle pertinenti norme di prodotto, come già discusso nei paragrafi precedenti. A questo proposito si ricordano le informazioni che il datore di lavoro dovrebbe chiedere ai produttori in fase di acquisto di nuovi macchinari/attrezzature, al fine di attendere alla disposizioni contenute agli artt. 28, 71, 216 e 217 del D.lgs. n. 81/2008.

Conclusioni

Il presente lavoro vuole essere un'anticipazione dei contenuti del documento contenente le indicazioni operative sulle radiazioni ottiche artificiali redatte dal Gruppo Interregionale Agenti Fisici del Coordinamento Tecnico per la sicurezza nei luoghi di lavoro delle Regioni e delle Province autonome. Il documento che rappresenta la versione aggiornata ed ampliata delle indicazioni operative pubblicate nel 2010, è attualmente in fase di approvazione. Per una trattazione completa si rimanda al documento originale che sarà reso pubblico ed inserito nell'apposita sezione FAQ delle radiazioni ottiche artificiali del Portale Agenti Fisici.

Bibliografia

- [ICNIRP ,2013] International Commission on Non-Ionizing Radiation Protection (ICNIRP), *ICNIRP Guidelines on limits of exposure to incoherent visible and infrared radiation*, 2013, Health Physics 105 (1)
- [ICNIRP,2006] International Commission on Non-Ionizing Radiation Protection (ICNIRP), *ICNIRP Statement- protection of workers against ultraviolet radiation*, 2010, Health Physics 99 (1)
- [ICNIRP,2010] International Commission on Non-Ionizing Radiation Protection (ICNIRP), *ICNIRP Statement on far infrared Radiation Exposure*, 2006, Health Physics 91 (6)
- [IARC, 2009] IARC, *Radiation Volume 100D, A review of human carcinogens*, 2009, WHO Press
- [CEI,1998] CEI, *76-6 Guida per l'utilizzazione di apparati laser per laboratori di ricerca*, 1998, CEI

Valutazione statistico-previsionale dell'andamento dell'esposizione umana ai CEM negli scenari pre e post 5G attraverso l'utilizzo combinato di software di simulazione e piattaforme GIS

T. Aureli¹, N. Blefari-Melazzi^{2,3}, L. Chiaraviglio^{2,3}, D. Franci¹, E. Grillo¹, C. Lodovisi^{2,3}, S. Pavoncello¹

¹ARPA Lazio, Sezione Provinciale di Roma, Via G. Saredo 52, Roma

²Dip. di Ingegneria Elettronica, Università degli Studi di Roma "Tor Vergata", Via del Politecnico, Roma

³Consorzio Nazionale Interuniversitario per le Telecomunicazioni, Viale G.P. Usberti, n. 181/A, Parma

daniele.franci@arpalazio.it

INTRODUZIONE

La valutazione dell'esposizione umana ai campi elettromagnetici generati da stazioni radio base non può prescindere da scenari simulativi ricreati attraverso l'ausilio di adeguati strumenti informatici. Guardando poi all'innovazione introdotta dal sistema 5G con l'utilizzo di antenne attive massive MIMO e fasci di radiazione tempo-varianti, uno strumento previsionale integrato che sia in grado di effettuare valutazioni su larga scala in ambiente urbano assume un ruolo fondamentale sia dal punto di vista della pianificazione strategica che del controllo ambientale. ARPA Lazio ha sviluppato internamente il software 3DSimulation [1], utilizzato da quasi un decennio come strumento di valutazione previsionale dei campi elettromagnetici prodotti da sorgenti RF. Il software è stato nel tempo adattato all'esigenza di effettuare valutazioni a larga scala in contesti urbani complessi e multi-sorgente attraverso l'implementazione di interfacce che consentono di utilizzare 3DSimulation congiuntamente con software come Google Earth e QGIS. Tale possibilità permette di contestualizzare il risultato della simulazione previsionale all'interno di uno scenario urbano realistico consentendo, al contempo, di avere accesso ad una serie di dati molto interessanti ai fini della valutazione dell'esposizione umana (ad es. dati censuari ISTAT, stratificazione della popolazione, tipologia di edifici). Un primo esercizio per testare l'integrazione tra software di simulazione e ambiente GIS è riportato in [2]. Questo lavoro, frutto di una collaborazione tra ARPA Lazio e il Dipartimento di Ingegneria Energetica dell'Università di Tor Vergata, rappresenta la naturale evoluzione di [2] in cui la procedura di analisi è stata raffinata ed integrata con ulteriori valutazioni tecnico-scientifiche. In particolare, il lavoro prende in considerazione l'impatto pre e post 5G in ambiente urbano e suburbano, considerando diversi scenari di maturità della nuova tecnologia. In aggiunta, la stratificazione dei dati di input ha permesso di focalizzare l'attenzione sugli edifici sensibili (scuole e ospedali) e anche su particolari fasce di popolazione (bambini e adolescenti). Infine è stato

considerato l'effetto introdotto da fenomeni dissipativi come la pioggia o l'assorbimento da parte degli edifici. I risultati dello studio sono stati raccolti in un paper [3] attualmente in fase di revisione e disponibile su arxiv.

IL SOFTWARE 3DSIMULATION

Per una descrizione dettagliata delle caratteristiche del software di simulazione 3DSimulation si rimanda a [1] e [2], dedicando questa sessione a una rapida introduzione qualitativa. 3DSimulation è un'applicazione scritta in linguaggio C++, basata sull'utilizzo delle librerie open ROOT [4], che consente di effettuare la valutazione dell'intensità di campo elettrico attesa in un punto dello spazio a partire da una qualsiasi configurazione di sorgenti RF attraverso l'applicazione della ben nota formula di propagazione in spazio libero:

$$E = \sqrt{\frac{377 \times P \times G \times A_v \times A_h \times F}{4\pi \times r^2}} \quad (1)$$

dove P, G, A_h e A_v sono rispettivamente potenza, guadagno, attenuazione orizzontale e verticale. Il parametro F può essere impostato a piacere dall'utente in modo da poter applicare eventuali fattori introdotti dalla normativa vigente (ad es. α_{24day} oppure F_{PR} per le antenne mMIMO). Il software effettua il calcolo nello spazio tridimensionale, restituendo una rappresentazione del risultato attraverso il motore grafico implementato dal programma (Fig. 1).

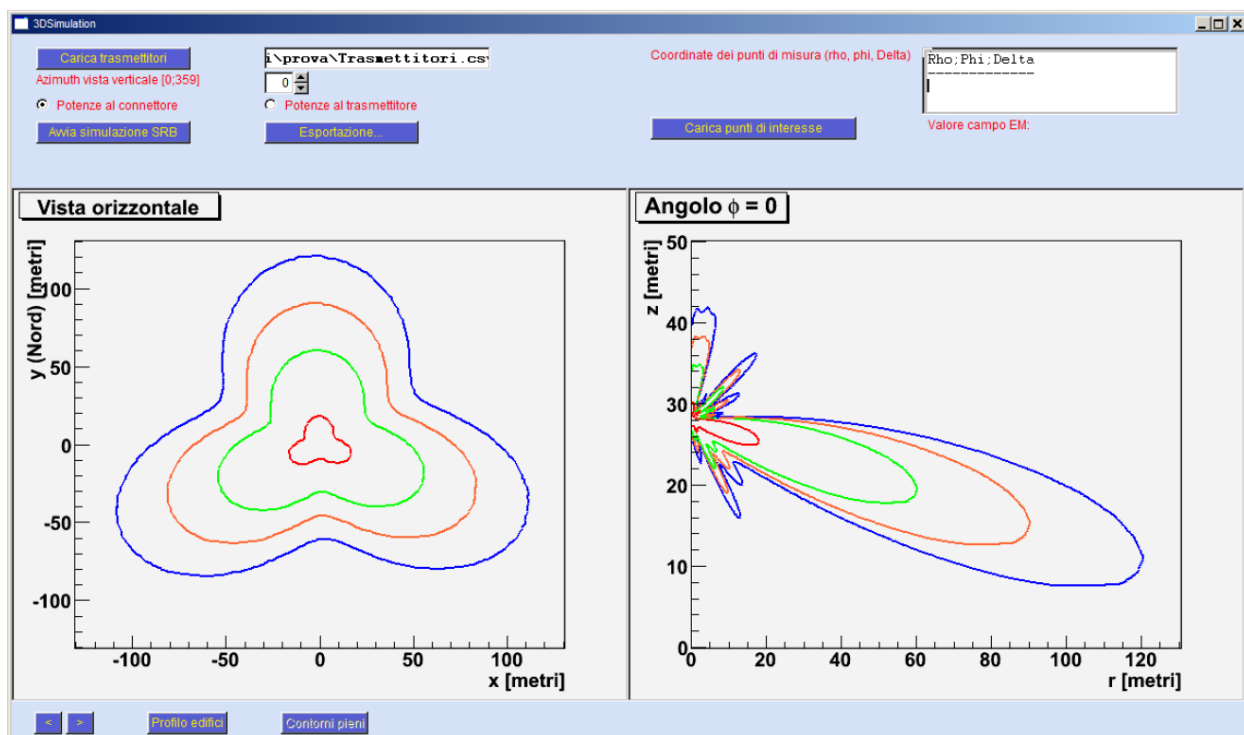


Fig. 1: Schermata del programma 3DSimulation

Un'altra possibilità di utilizzo di 3DSimulation è in sinergia con software GIS, al fine di effettuare simulazioni multi-sorgente a larga scala. A tale scopo, è stato implementato un apposito plugin del software 3DSimulation, ottimizzato per tale finalità (Fig. 2).

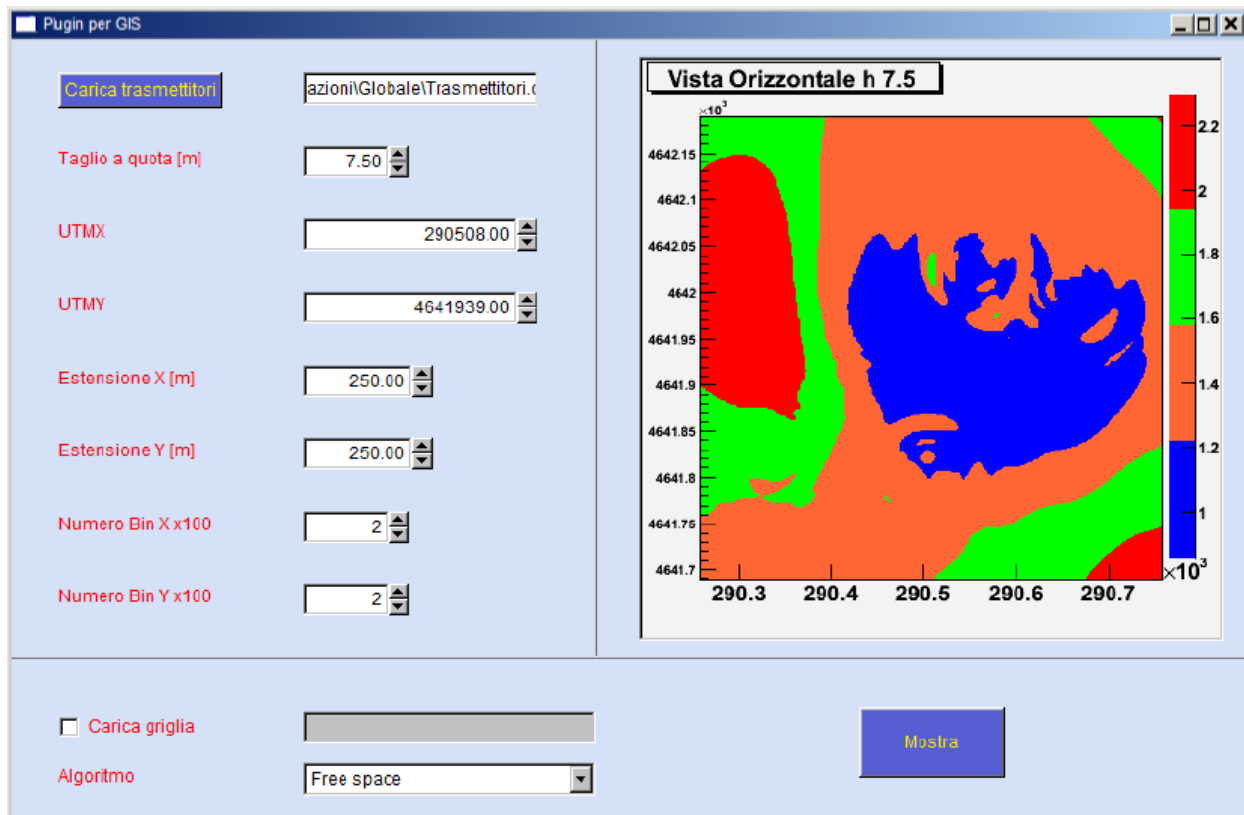


Fig. 2: Estensione del software 3DSimulation per la simulazione multi-sorgente e l'interfaccia con sistemi GIS.

Tale strumento consente, tra le altre cose, di tenere in considerazione l'edificato urbano come parametro di input della simulazione ed eventualmente tenere in considerazione eventuali effetti di assorbimento del campo da parte delle superfici urbane. Le analisi presentate in questo lavoro sono state tutte effettuate utilizzando questo strumento.

METODOLOGIA E DATI DI INPUT

L'obiettivo dell'indagine è quello di determinare l'andamento dell'esposizione in funzione degli step di sviluppo della rete 5G sugli edifici e sulla popolazione, possibilmente distinguendo i target sensibili in entrambe le categorie (scuole e strutture ospedaliere per gli edifici, bambini ed adolescenti per la popolazione). Per poter effettuare un'analisi così ramificata, le potenzialità simulative del software sono state combinate con informazioni geostatistiche open-source reperite in rete. Lo strumento più adatto per correlare dati di input provenienti da sorgenti tanto eterogenee è un sistema GIS. In questo lavoro si è

optato per QGIS [5], una soluzione open-source reperibile a costo zero. Questo software consente di gestire diversi layer geostatistici e quindi di effettuare un'analisi dell'impatto elettromagnetico contestualizzata rispetto all'ambiente circostante. Un esempio dell'utilizzo di dati provenienti da sorgenti diverse utilizzati a fattori comuni all'interno di QGIS per fornire una rappresentazione realistica dell'impatto elettromagnetico è mostrato in Fig. 3. La figura mostra l'output di una simulazione effettuata con 3DSimulation, elaborato all'interno di QGIS (a sinistra). Questo output è stato successivamente incrociato con il layer dell'edificato urbano per ottenere una mappa che rappresenta i diversi edifici della zona distinti attraverso una scala di colore rosso proporzionale al valore medio dell'intensità di campo elettrico attesa all'ultimo piano abitato di ciascuno di essi. Oltre al colore, la mappa riporta anche il valore numerico (espresso in V/m) del campo.

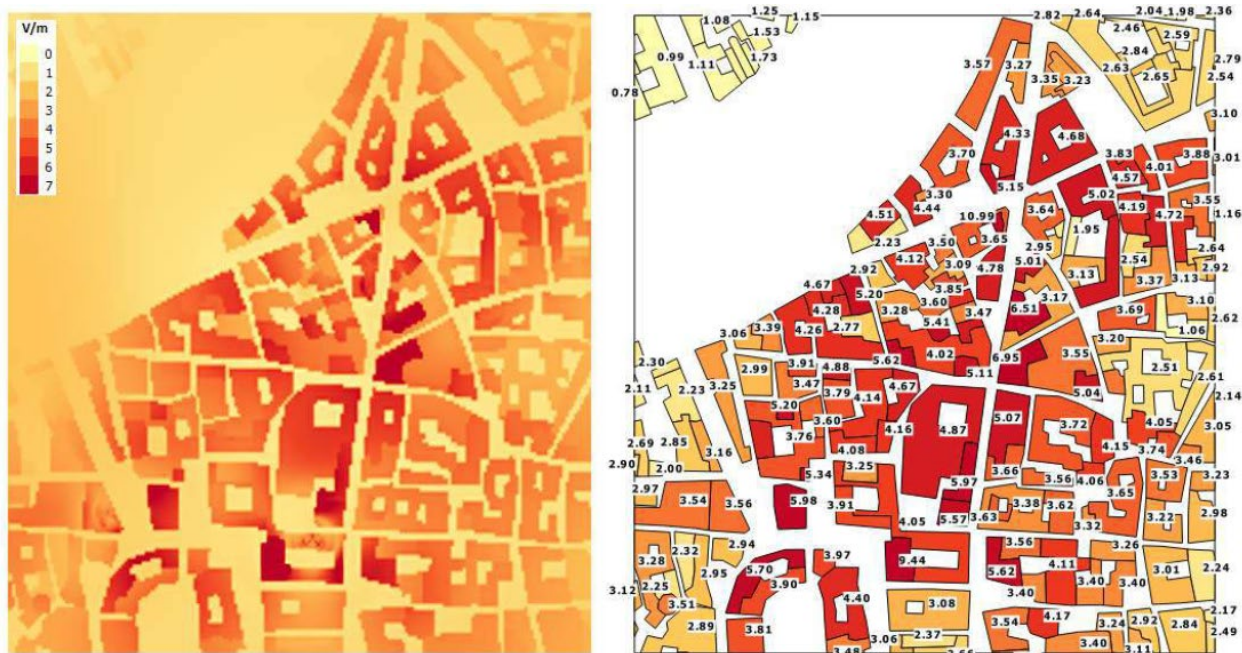


Fig. 3: Integrazione 3DSimulation-QGIS.

Per la nostra analisi si è preliminarmente proceduto a selezionare due diverse aree di interesse sulle quali focalizzarci, entrambe localizzate all'interno del Comune di Roma: una centrale (Ponte Parione), l'altra più periferica (Spinaceto). Una volta reperiti i dati relativi all'edificato (Fig.4) e le statistiche demografiche ISTAT (Fig. 5) di entrambe le aree, abbiamo proceduto con la schematizzazione delle sorgenti RF da utilizzare per le simulazioni.



Fig. 4: Composizione dell'edificato urbano per la zona Ponte Parione (sinistra) e Spinaceto (destra, figura tratta da [3]).

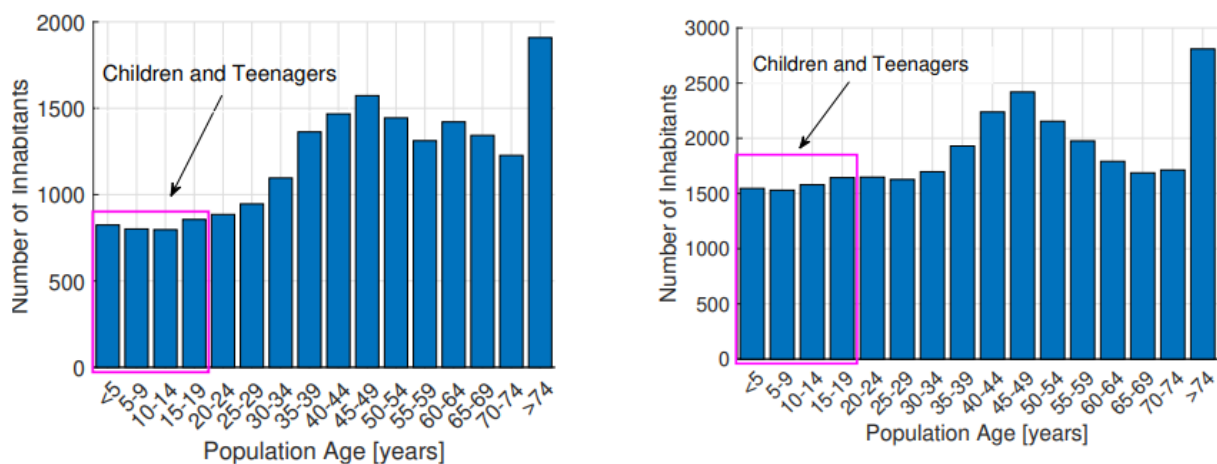


Fig. 4: Distribuzione dell'età della popolazione per la zona Ponte Parione (sinistra) e Spinaceto (destra, figura tratta da [3]).

Le sorgenti sono state suddivise in due macro-categorie: Roof-top e Raw-land, rispettivamente per impianti installati sulla sommità di un edificio e direttamente a terra. Il progetto preliminare delle due categorie di sorgenti è rappresentato in Fig. 6 che mostra rispettivamente un impianto Roof-top con 2 operatori e uno Raw-land con 3 operatori.

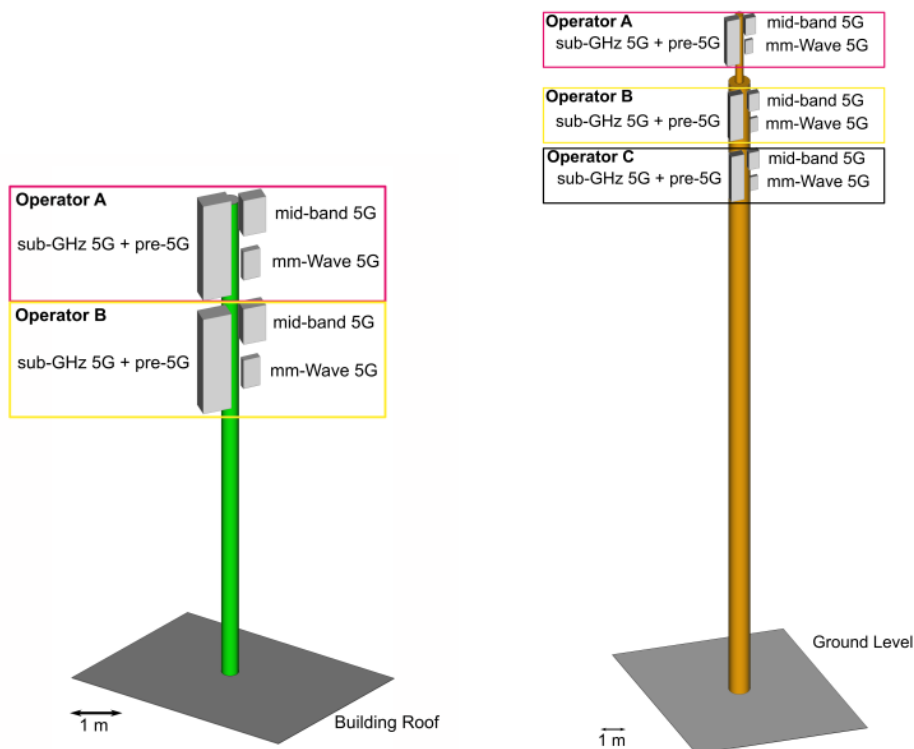


Fig. 6: Schematizzazione della sorgente Roof-top (sinistra) e Raw-land (destra, figura tratta da [3]).

Per rendere i risultati rappresentativi della situazione reale, il posizionamento delle sorgenti è stato effettuato nei punti in cui risultano essere effettivamente presenti SRB nella realtà. A garanzia di qualità, i reali punti di installazione sono stati determinati preliminarmente attraverso delle survey di misura condotte con l'ausilio di uno scanner di rete Rohde&Schwarz TSMA6.

Infine, sono stati considerati 4 diversi scenari di esposizione in accordo con diversi stadi di sviluppo della rete 5G (pre-5G, early-5G, medium-5G e maturity-5G). Tali scenari sono stati rappresentati operativamente assegnando valori $\alpha_{24\text{day}}$ per la parte 5G degli impianti via via crescenti. L'incremento di tale parametro da uno scenario al successivo rappresenta il numero crescente di utenti 5G che utilizzano la rete.

RISULTATI

Le simulazioni per le due differenti zone sono state effettuate al livello dell'ultimo piano abitato del singolo edificio. Un esempio dell'output, nello scenario maturity-5G, è riportato in Fig. 7.

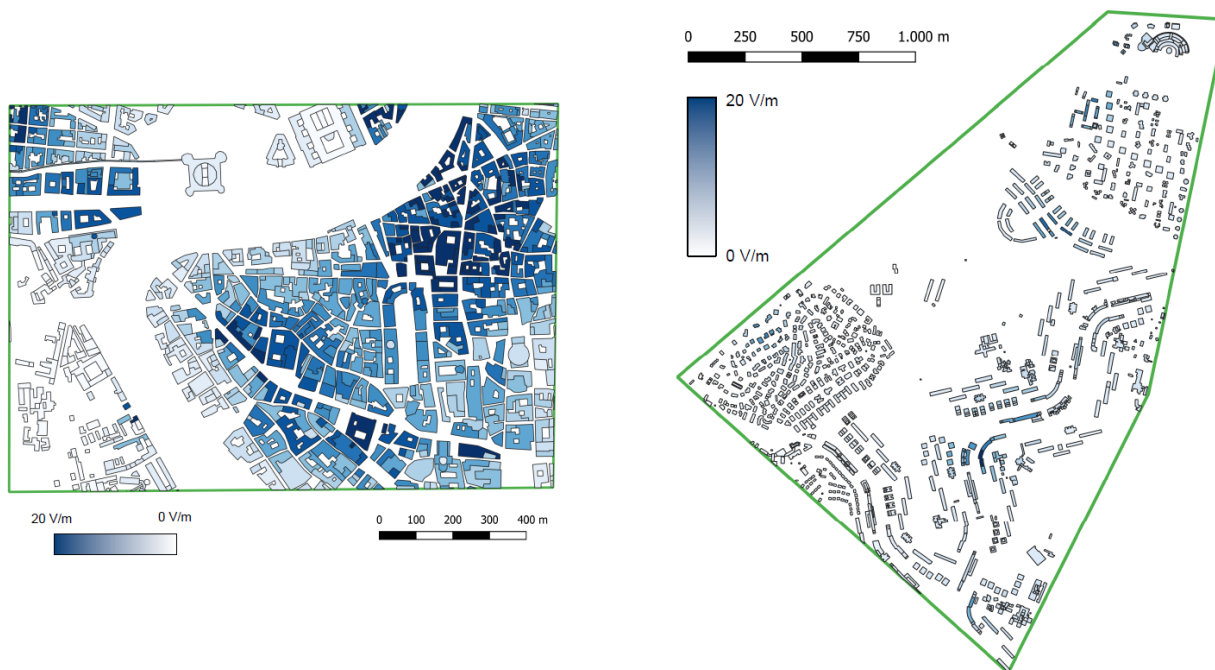


Fig. 7: Simulazione nello scenario maturity-5G per la zona di Ponte Parione (sinistra) e Spinaceto (destra, figura tratta da [3]).

Si noti che i valori simulati di campo risultano essere mediamente molto superiori a quelli che sono tipicamente riscontrabili nelle città italiane: la spiegazione risiede nel fatto che le sorgenti sono state ‘dimensionate’ radioelettricamente sulla base dei limiti introdotti dalla Raccomandazione Europea 1999/519/CE. Tale scelta è motivata dalla volontà di fornire un respiro internazionale al lavoro svolto. La Figura 8 mostra i risultati della simulazione, catalogati per fase di sviluppo 5G e tipologia di edifici.

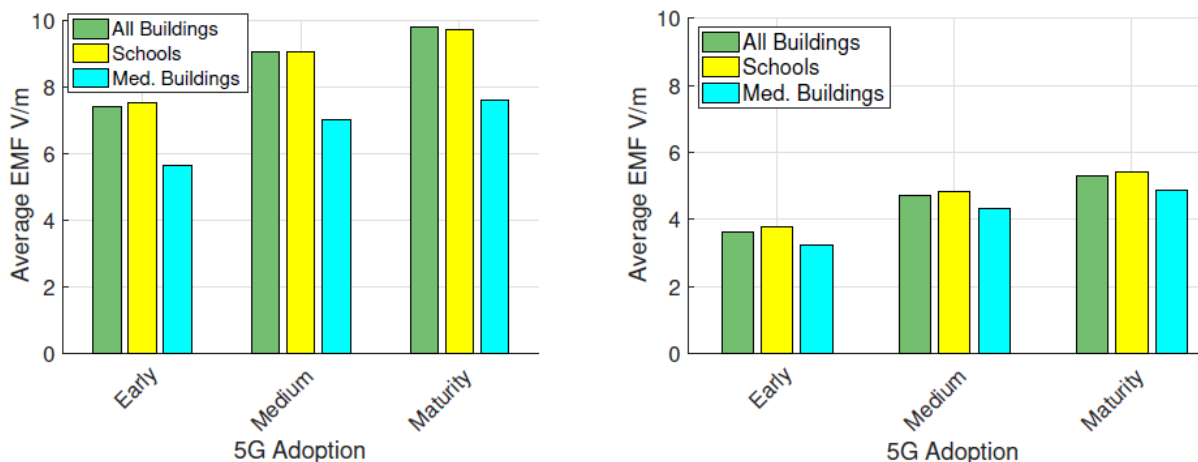


Fig. 8: Analisi dell’esposizione sugli edifici sensibili per la zona di Ponte Parione (sinistra) e Spinaceto (destra, figura tratta da [3]).

Analogamente la Figura 9 mostra l'esposizione associata a bambini ed adolescenti in funzione della fase di sviluppo 5G. Il risultato totale (blu) è stato anche scorporato nella quota parte relativa alle tecnologie pre-5G (rosso) e 5G (giallo).

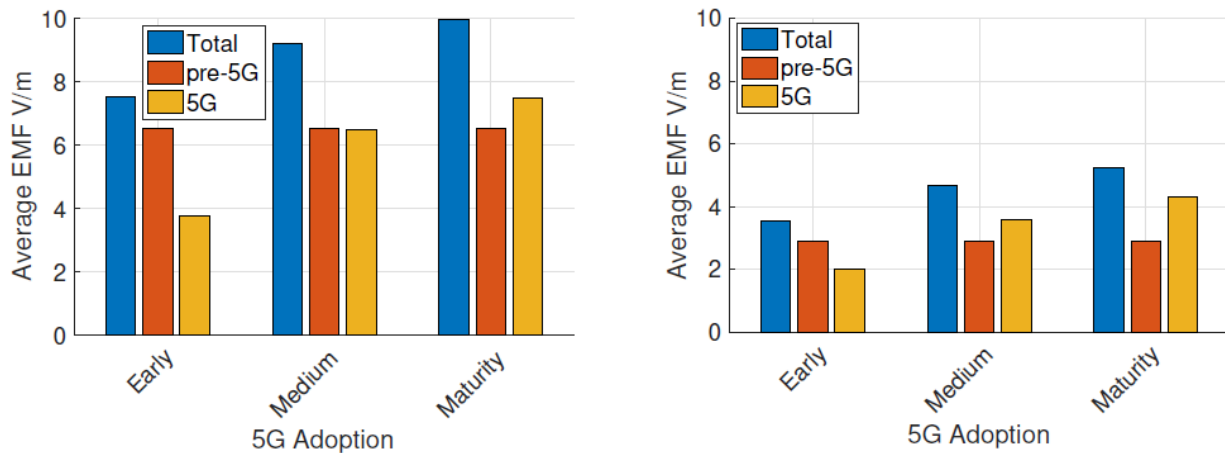


Fig. 9: Analisi dell'esposizione bambini ed adolescenti per la zona di Ponte Parione (sinistra) e Spinaceto (destra, figura tratta da [3]).

Infine, il medesimo approccio è stato utilizzato in Figura 10 per investigare l'effetto dell'assorbimento dovuto rispettivamente alla pioggia (a sinistra, con risultati categorizzati in base al livello di intensità della precipitazione) e all'attenuazione delle pareti degli edifici (a destra, con risultati categorizzati in base al grado di attenuazione scelto). Come era facilmente intuibile, l'assorbimento dovuto alla pioggia risulta essere estremamente contenuto anche a fronte di precipitazioni intense. Il motivo risiede nel fatto che la pioggia ha un effetto non trascurabile esclusivamente per quella porzione di 5G operante nella banda mmWave. Di contro l'effetto dell'attenuazione delle pareti è molto evidente.

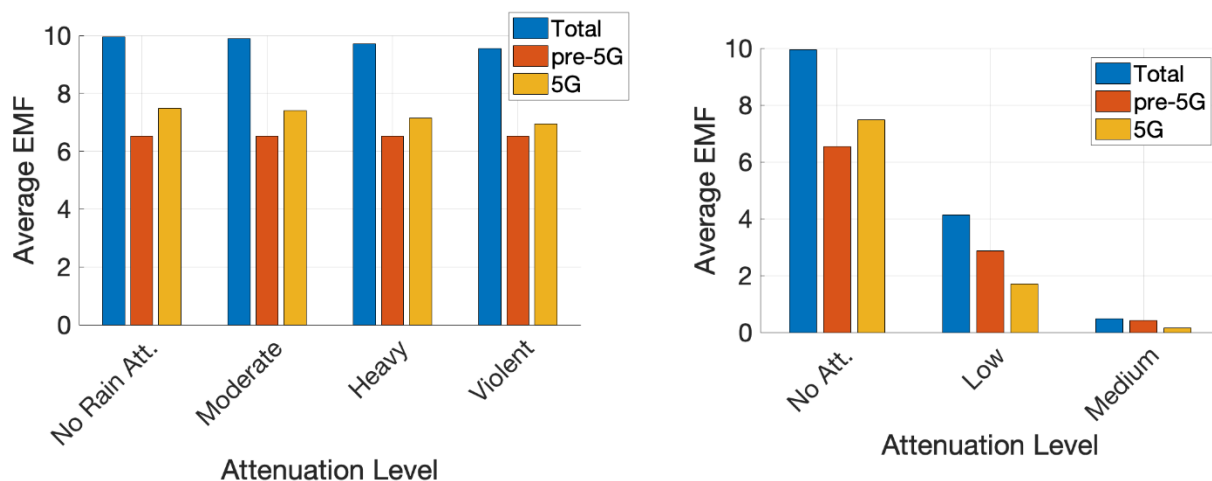


Fig. 10: Effetto dell'attenuazione dovuta alla pioggia (sinistra) e alle pareti (destra, figura tratta da [3]).

BIBLIOGRAFIA

- [1] D. Franci, E. Grillo, T. Aureli “La Simulazione 3D delle emissioni delle SRB a supporto delle attività di autorizzazione e controllo”, V Convegno Nazionale Agenti Fisici, Novara 6-8 Giugno 2012
- [2] D. Franci, E. Grillo, T. Aureli “Valutazione dell’impatto elettromagnetico previsionale da SRB in ambito urbano: l’esperienza di Arpa Lazio con il software 3DSimulation”, Convegno Nazionale AIRP 2015 – Matera 28-30 Ottobre 2015
- [3] L. Chiaraviglio, *et al.*, “How Much Exposure from 5G Towers is Radiated over Children, Teenagers, Schools and Hospitals?” in fase di revisione <https://doi.org/10.48550/arXiv.2201.06944>
- [3] S. Coltellacci, E. Grillo, D. Franci, S. Pavoncello, T. Aureli, “SearchH24 – software per il controllo remoto di analizzatori di spettro non vettoriali e per la gestione dell’attività di analisi selettiva sulle 24 ore in conformità alla norma tecnica CEI 211-7/E”, Convegno Nazionale AIRP 2017, Salerno 8-10 Novembre 2017
- [4] R. Brun, F. Rademakers, ROOT – An object Oriented Data Analysis Framework, Nucl. Inst. & Meth. in Phys. Res. A, 389, 81-86 (1997).
- [5] <http://qgis.osgeo.org>
- [6] Rohde&Schwarz TSMA6 network scanner https://www.rohde-schwarz.com/it/manuale/scanner-di-rete-mobile-autonomo-r-s-tsma6-guida-rapida-manuali-gb1_78701-573570.html

SD-EMFA: un nuovo paradigma per la valutazione di campi CEM di reti mobili 5G mediante dispositivi di misura programmabili tramite software

Luca Chiaraviglio^{1,2}, Chiara Lodovisi^{1,2}, Daniele Franci³, Settimio Pavoncello³, Tommaso Aureli³

¹*Dipartimento di Ingegneria Elettronica, Università degli Studi di Roma Tor Vergata, Via del Politecnico, Roma*

²*Consorzio Nazionale Interuniversitario per le Telecomunicazioni (CNIT), Viale G.P. Usberti, 181/A, Parma*

³*ARPA Lazio, Sezione Provinciale di Roma, Via G. Saredo 52, Roma*

Email: chiara.lodovisi@gmail.com

Riassunto

La valutazione del campo elettromagnetico generato da reti commerciali 5G richiede l'utilizzo di strumenti in grado di effettuare misurazioni in banda stretta. Più in dettaglio questo processo richiede il settaggio di diverse impostazioni sullo strumento di misura, che spaziano dalla corretta configurazione dei livelli di riferimento al salvataggio dei campioni di interesse. Questo quadro è ulteriormente complicato dalla necessità di misurare diverse portanti sullo stesso canale 5G, così come dalla valutazione del campo generato da traffico in *downlink* in prossimità del punto di misura. La misurazione del campo da reti 5G, quindi, diventa un processo estremamente complesso se effettuato mediante una sequenza di operazioni manuali, che spesso possono condurre a errori o a non corrette configurazioni dello strumento. Inoltre, ciascuna sequenza di configurazioni dipende dall'*HardWare (HW)* di misura utilizzato, con il risultato che dispositivi di produttori diversi necessitano di configurazioni personalizzate.

L'obiettivo di questo lavoro è di presentare un paradigma innovativo nell'ambito della misura di campi CEM, in grado di semplificare e uniformare la misurazione in banda stretta operata nell'ambito delle attività di controllo svolte dalle Agenzie regionali, così come le attività di ricerca nella misurazione di campi CEM da reti 5G. Il paradigma, denominato *Software-Defined Electro-Magnetic Fields Assessment (SD-EMFA)*, si basa su quattro pilastri fondamentali, ovvero: i) la definizione di algoritmi di misura completamente *softwarizzati*, ovvero tutta la sequenza di operazioni per la configurazione e misurazione del campo viene codificata mediante un algoritmo, ii) l'esecuzione degli algoritmi di misura su macchine *general purpose*, distinte rispetto all'*HW* di misura, iii) l'implementazione di un controllore in grado di astrarre l'*HW* di misura e fornire interfacce API di alto livello agli algoritmi di misura, iv) l'utilizzo di interfacce attualmente esistenti (esempio SCPI, HTTP), così come la definizione di interfacce innovative, per la comunicazione di basso livello fra il controllore e l'*HW* di misura. I vantaggi dell'utilizzo di una architettura SD-EMFA sono molteplici, ovvero: i) l'apertura verso lo sviluppo di *Software (SW)* di misura condiviso nella comunità di riferimento, capace di adattarsi rapidamente con gli sviluppi della tecnologia e l'evoluzione delle metodologie di valutazione del campo, ii) la possibilità di eseguire gli algoritmi di misura da remoto (esempio nel *cloud*), iii) la riduzione degli errori dovute a configurazioni manuali degli strumenti di misura, iv) la trasparenza dell'algoritmo di misura rispetto all'*HW* sottostante, v) l'implementazione di funzionalità intelligenti attualmente non implementate nei dispositivi di misurazione, vi) la transizione da un sistema monolitico, in cui ogni produttore fornisce delle soluzioni verticali, ad un sistema aperto, in cui il controllore SD-EMFA funge da interfaccia fra l'*HW* di misura e le applicazioni di alto livello, che vengono implementate e condivise dalla comunità di riferimento. Più in dettaglio, nel lavoro vengono discussi i componenti dell'architettura SD-EMFA, i vantaggi/svantaggi di questa soluzione, l'implementazione di un algoritmo di misura intelligente, e i possibili sviluppi futuri.

1. Introduzione

La tecnologia 5G sta attualmente attraversando una fase di forte sviluppo sul territorio italiano. Gli operatori mobili e *Fixed Wireless Access (FWA)* stanno investendo ingenti risorse per l'installazione di stazioni radio base 5G operanti nell'intero intervallo di bande licenziate a tale

tecnologia, che spaziano fra frequenze sotto il GHz fino a porzioni dello spettro a 26-27 GHz, prossime alle onde millimetriche. (

In questo contesto, la misurazione del campo elettromagnetico da antenne 5G è un tema di fondamentale importanza sia per le agenzie di controllo, sia per la comunità accademica. I motivi di questo interesse sono molteplici. Da un lato, infatti, il 5G implementa un nuovo livello fisico rispetto al 4G, che verte attorno ad una estrema limitazione dei segnali di controllo nel dominio del tempo e della frequenza. Dall'altro, le dinamiche di esposizione da reti 5G stanno rapidamente evolvendosi verso una maggiore dinamicità del campo irradiato. Grazie all'uso estensivo delle tecniche di *beamforming* e *Massive Multiple Input Multiple Output (M-MIMO)*, la potenza trasmessa da una stazione radio base 5G viene ampiamente ottimizzata, oltre ai già citati domini del tempo e della frequenza, anche nello spazio tridimensionale. Di conseguenza, la misurazione del campo elettromagnetico da stazioni radio base 5G richiede metodologie più sofisticate rispetto alle tecnologie precedenti, in quanto il campo irradiato non è più costante nei tre domini di tempo, spazio e frequenza, ma risulta strettamente collegato alla posizione degli utenti e alle domande di traffico da essi generato. (

Da un punto di vista normativo, le linee guida internazionali IEC [IEC] già contemplano metodologie e casi di studio specifici per le antenne 5G. A livello nazionale, la norma CEI 211/7 [CEI-211-7], unita all'appendice 211/7-E [CEI-211-7-E], includono la descrizione delle metodologie di misura fino alla tecnologia 5G. Se da un punto di vista normativo lo stato dell'arte già mostra una certa maturità nel definire le dinamiche per una corretta misurazione del campo generato da antenne 5G, da un punto di vista metodologico e implementativo l'applicazione delle procedure di misura in maniera omogenea su tutto il territorio nazionale rappresenta una sfida per diversi motivi. Prima di tutto, le misurazioni di campo vengono spesso effettuate tramite una sequenza di impostazioni manuali sullo strumento, che rendono la rilevazione di possibili errori un compito arduo. In secondo luogo, anche ammesso di riuscire a codificare un algoritmo di misura *SoftWare* (SW) in grado di dialogare con la strumentazione di misura, il codice prodotto dipende fortemente dalla macchina utilizzata (es. analizzatore di spettro da banco) per eseguire l'algoritmo, e risulta non automaticamente applicabile a macchine di altri produttori e persino a un diverso tipo di strumento (es. analizzatore di spettro portatile) dello stesso produttore. Questo contesto complica la diffusione e la corretta applicazione degli algoritmi di misura definiti nelle normative internazionali, specialmente in ambito 5G, dove la corretta valutazione del campo in banda stretta con forzatura di traffico o con tecniche di estrapolazione a massima potenza è di fondamentale importanza. Esiste quindi la necessità di implementare metodologie di misura completamente automatizzate in ambito SW, che possano essere facilmente manipolabili/utilizzabili dalla comunità di riferimento e applicate ad un contesto eterogeneo di strumenti di misura.(

L'obiettivo di questo lavoro consiste nell'introdurre un nuovo paradigma all'interno della misurazione del campo elettromagnetico di stazioni radio base 5G, chiamato *Software-Defined Electro-Magnetic Fields Assessment* (SD-EMFA). L'idea principale di SD-EMFA consiste nell'applicare in maniera estensiva il concetto di softwarizzazione agli algoritmi di misura, fornendo uno strumento potente per semplificare e uniformare l'attività di misurazione svolta dalle agenzie di controllo e della comunità accademica in ambito 5G. SD-EMFA si basa su quattro pilastri fondamentali, ovvero: i) la definizione di algoritmi di misura completamente softwarizzati, ovvero tutta la sequenza di operazioni per la configurazione e misurazione del campo viene implementata mediante un programma SW, ii) l'esecuzione degli algoritmi di misura su macchine *general purpose*, distinte rispetto all'*HardWare* (HW) di misura, iii) l'implementazione di un controllore in grado di astrarre l'HW di misura e fornire interfacce *Application Programming Interface* (API) di alto livello agli algoritmi di misura che vengono eseguite sulle macchine *general purpose*, iv) l'utilizzo di interfacce attualmente esistenti (esempio SCPI, HTTP), così come la definizione di interfacce innovative, per la comunicazione di basso livello fra il controllore e l'HW di misura.(

L'applicazione estensiva del concetto di SD-EMFA introduce notevoli vantaggi. *In primis*, l'algoritmo di misura è disaccoppiato rispetto all'HW sottostante. In questo modo lo stesso algoritmo di misura può essere facilmente condiviso e modificato da una comunità di riferimento, riducendo quindi il tempo necessario per lo sviluppo e il *testing*, e allo stesso tempo garantendo una maggiore affidabilità del codice sorgente. Come secondo aspetto, i produttori di strumentazione sono spinti ad aprire le interfacce di comunicazione dei propri strumenti, garantendo un set di API a basso livello che vengono gestite dal controllore SD-EMFA per l'esecuzione di comandi da remoto. Questo approccio facilita anche la definizione di un (possibile) set di API condiviso fra i diversi produttori, permettendo quindi di omogeneizzare il codice di basso livello per l'interfaccia dei dispositivi di misura e il controllore. Come terzo aspetto, l'esecuzione in SW permette di estendere le funzionalità attualmente non fornite in HW da produttori di strumentazione, inserendo ad esempio routine intelligenti che si occupano del settaggio automatico di tutti i parametri di misura (in maniera conforme alle normative nazionali) in funzione del tipo di segnale osservato. Come quarto aspetto, l'utilizzo del paradigma SD-EMFA facilita l'interconnessione degli strumenti, che quindi possono "dialogare" attraverso il controllore e il SW di alto livello. In questo modo, è possibile effettuare misurazioni nella stessa area di interesse mediante diversi dispositivi (es. analizzatore di spettro, misuratore a banda larga, centralina di monitoraggio), coordinandone le operazioni di misura, che vengono quindi completamente automatizzate e sincronizzate. Come ultimo aspetto, SD-EMFA permette il salvataggio delle misure direttamente su *cloud*, facilitando quindi la successiva fase di analisi, che può quindi essere svolta da remoto.

Il presente contributo è suddiviso nelle seguenti sezioni. La Sezione 2 illustra i requisiti che sono la base fondante dell'architettura SD-EMFA, descritta poi in dettaglio in Sezione 3. La Sezione 4 descrive alcuni semplici casi di studio di applicazione dell'architettura SD-EMFA. La Sezione 5 riporta infine le conclusioni e i possibili sviluppi futuri.

2. Requisiti

In questa sezione vengono discussi in dettaglio i requisiti che sono alla base dell'architettura SD-EMFA.

Configurazione e misura tramite software.

La prima funzionalità desiderata nell'architettura di riferimento consiste nella possibilità di esportare tutte le operazioni di configurazioni degli strumenti in ambito SW. In questo modo, è possibile estendere l'insieme delle funzionalità attualmente fornite dagli strumenti di misura. A titolo di esempio, si riporta una semplice sequenza di operazioni per misurare in banda stretta il campo 5G di un operatore FWA che opera con frequenze a 27 GHz con 200 MHz di banda totale [Chiaraviglio-2022], distribuite su 2 portanti da 100 MHz l'una, mediante un analizzatore di spettro che consente la misura in tempo reale di porzioni dello spettro fino a 120 MHz contigui. Per poter misurare il campo in tempo reale, la misura in banda stretta da 200 MHz deve essere divisa su ciascuna delle portanti, e quindi operare con sotto-bande da 100 MHz. Per ognuna di queste bande, l'addetto alle misurazioni dovrebbe eseguire le seguenti impostazioni sull'analizzatore di spettro: *i*) impostazione dei valori di *Resolution BandWidth (RBW)*, *Video BandWidth (VBW)*, *ii*) impostazione delle frequenze di *start* e di *stop* (oppure *span*) e banda di integrazione, *iii*) impostazione del rilevatore *RMS* e come tipo di misura una media su *n* campioni precedenti, *iv*) osservazione dell'andamento del segnale sullo schermo per un lasso temporale opportuno e impostazione del livello di riferimento e scalamento adeguati (passaggio svolto spesso con più iterazioni), *v*) verifica ed eventualmente settaggio del valore di *sweep time*, *vi*) esecuzione di una prima scansione per verificare la corretta visualizzazione e il corretto salvataggio del segnale misurato, *vii*) effettuazione di una seconda o ulteriori scansioni in cascata per misurare la potenza sull'intero canale e/o sui canali di controllo (che prevedono anche un *tuning* dei parametri dei passaggi precedenti), necessari ad esempio per l'estrapolazione alla massima potenza definita

nelle norma CEI 211/7-E [CEI-211-7-E], *viii*) ripetizione dei punti precedenti per ognuna delle portanti del segnale FWA. (

La catena di operazioni riportata qui sopra richiede una serie di impostazioni dell'HW di misura, spesso codificate mediante una sequenza di impostazioni manuali, che deve essere riprogrammata per ogni sotto banda e per ogni operatore. Tale sequenza potrebbe essere agevolmente implementata in SW mediante una sequenza di comandi scambiati fra un algoritmo di misura e l'HW a basso livello del dispositivo, garantendo quindi una maggiore affidabilità della procedura di misura. In questo modo, le funzionalità implementate sui dispositivi di misura possono essere estese tramite SW. Nell'esempio di cui sopra, l'algoritmo di misura potrebbe facilmente implementare un meccanismo automatico di *sensing & tuning* del segnale misurato, in modo da impostare il livello di riferimento, lo scalamento, lo *sweep time*, in funzione della variabilità del segnale osservato nel tempo, delle frequenze, nonché dei settaggi indicati nella norma CEI 211/7-E [CEI-211-7-E]. Tale operazione viene inserita in un ciclo che include le due portanti di riferimento. (

Gestione di strumenti di misura eterogenei.

Il secondo requisito consiste nella necessità di gestire in maniera omogenea un insieme di dispositivi che in realtà sono estremamente eterogenei, sia come tipologia, sia come funzionalità, sia come interfacce di comunicazione. Sempre nell'esempio di cui sopra, un algoritmo di misura può essere attualmente codificato mediante una sequenza di comandi SCPI che vengono inviati/ricevuti a/da l'analizzatore di spettro (assumendo un'interfaccia di comunicazione seriale e/o Ethernet e/o WiFi che accetta tali comandi remoti). Sebbene il formato dei comandi SCPI sia in generale composto da una struttura di comandi comune per i dispositivi di misura che lo supportano, l'applicazione *tout-court* dello stesso algoritmo di misura su dispositivi eterogenei risulta spesso un compito arduo, in quanto la semantica dei comandi SCPI (e la loro *consecutio temporalis*) dipende dal tipo di strumento, e in certi casi anche dal modello. Molto spesso lo stesso set di comandi SCPI che funziona con uno strumento deve essere modificato quando viene eseguito su un altro strumento, anche dello stesso produttore (esempio analizzatore di spettro da banco vs. analizzatore di spettro portatile). Il paradigma SD-EMFA consente di superare questo ostacolo implementativo, in quanto l'algoritmo di misura può essere codificato mediante comandi di alto livello, che vengono poi opportunamente tradotti nella corretta sequenza di comandi di basso livello, specifica per il tipo di strumento utilizzato, dal controllore. In questo modo, lo stesso algoritmo di misura può essere applicato a strumenti di misura eterogenei (anche di produttori diversi), disaccoppiando quindi la parte di alto livello (ovvero il codice dell'algoritmo), rispetto a quella di basso livello (ovvero la sequenza di comandi di basso livello inviata allo specifico strumento di misura). In questo modo, lo stesso algoritmo di misura può essere eseguito su un insieme eterogeneo di dispositivi, di interfacce (seriale, Ethernet, Wifi) e di linguaggi di comunicazione (SCPI, http, JSON e/o linguaggi proprietari). (

Metodologie di misura e limiti di campo eterogenei.

Il terzo requisito consiste nella possibilità di adattare le misure in funzione della metodologia di misura e alla variazione dei limiti di campo. Questo punto è particolarmente importante in funzione dell'evoluzione della tecnologia 5G, che potrebbe influenzare le metodologie di misura attualmente definite nelle normative IEC [IEC] e CEI [CEI-211-7, CEI-211-7-E]. Inoltre, l'eventuale adeguamento dei limiti nazionali con quelli delle linee guida internazionali (esempio ICNIRP [ICNIRP-2020]) comporta una revisione dei valori di campo massimo e delle medie temporali con cui effettuare il confronto. Grazie all'adozione del paradigma SD-EMF, entrambi questi cambiamenti possono essere facilmente implementati negli algoritmi di misura SW, in quanto tutta la procedura di misurazione e verifica del limite di legge è totalmente automatizzata e codificata con un codice "aperto", facilmente modificabile dalla comunità di utenti, in grado di adattarsi all'evoluzione della tecnologia e/o dei limiti di legge.(

Remotizzazione e sincronizzazione delle misure.

Come quarto requisito, la valutazione del campo elettromagnetico da reti 5G può essere effettuata mediante un insieme di strumenti, le cui misure devono essere sincronizzate e raccolte in parallelo. A titolo di esempio, consideriamo una misura basata su una forzatura di traffico sintetico, in cui un terminale utente viene utilizzato per generare del traffico in *downlink* e valutare il campo generato dalla stazione radio base in condizioni di traffico. In questo caso, la misura del campo misurata in banda stretta tramite l'analizzatore di spettro deve essere correlata con quella del traffico misurato dal terminale utente, al fine di valutare l'impatto della variazione di traffico sui livelli di esposizione. L'architettura SD-EMFA semplifica questa operazione, in quanto entrambi i dispositivi dialogano con il controllore, che a sua volta riceve e invia i comandi dell'algoritmo di misura. In questo modo, è possibile sincronizzare la misura di campo con quella di traffico. Un secondo aspetto di fondamentale importanza, inoltre, è la possibilità di salvare su memoria in remoto tutti i dati misurati, che quindi vengono inviati dagli strumenti di misura (eventualmente adottando dei formati compressi) al controllore, il quale poi si occupa della relativa sanificazione dei dati grezzi e del filtraggio/processamento dei dati raffinati che vengono poi passati all'algoritmo di misura.

Salvataggio e condivisione su cloud delle misure.

Come quinto requisito, annoveriamo la necessità di portare tutte le misurazioni su una piattaforma *cloud*, che possa essere facilmente condivisa all'interno delle agenzie di controllo e della comunità accademica per scopi di ricerca. L'architettura SD-EMFA consente facilmente di implementare tale meccanismo, in quanto il salvataggio delle misure può essere effettuato sia sui dati grezzi dal controllore SD-EMFA, sia su quelli raffinati dagli applicativi di misura. In entrambi i casi, è possibile utilizzare una memoria remota su *cloud*, le cui politiche di condivisione possono essere gestite facilmente sul *cloud* stesso. A titolo di esempio, i dati grezzi di una misura effettuata da parte di una agenzia di controllo potrebbero essere condivisi su *cloud* alle altre agenzie di controllo, mentre la politica di accesso potrebbe esporre in maniera pubblica solo i dati raffinati della stessa misura.

Generazione automatica di report di analisi e alert.

Il sesto e ultimo requisito consiste nell'applicare tecniche di analisi alle misurazioni effettuate. SD-EMFA consente, oltre alla condivisione delle misure raffinate e/o grezze, anche la generazione di *report* di analisi e (eventuali) allarmi. Tali informazioni possono essere generate automaticamente dal controllore dell'architettura, che opera sui dati grezzi, oppure dalle applicazioni di alto livello, che invece operano sui dati raffinati. I dati e metadati contenuti nei *report* di analisi possono essere poi utilizzati per produrre grafici e figure che possono essere condivisi su *cloud* ed eventualmente integrati in un *front-end* pubblico liberamente consultabile.

3. Architettura

La Figura 1 riporta uno schema architetturale di SD-EMFA. Al livello inferiore troviamo i dispositivi di misura, che spaziano ad esempio fra centraline di monitoraggio, analizzatori di spettro, ricevitori di segnale e terminali utenti (es. smartphone). Tali dispositivi sono collegati al controllore mediante diversi tipi di interfacce logiche, che spaziano ad esempio da SCPI a HTTP, JSON e interfacce proprietarie. Da un punto di vista fisico, i dispositivi di misura sono collegati alla macchina (o macchine) su cui viene eseguito il controllore mediante mezzi trasmissivi cablati (seriale o Ethernet) o interfacce senza fili (es. WiFi). L'architettura non impone l'implementazione del controllore su un'unica macchina, ma eventualmente tale controllore può essere replicato su più dispositivi, ovviamente gestendo la sincronizzazione e lo scambio di dati fra le diverse istanze di controllore operanti su macchine diverse.

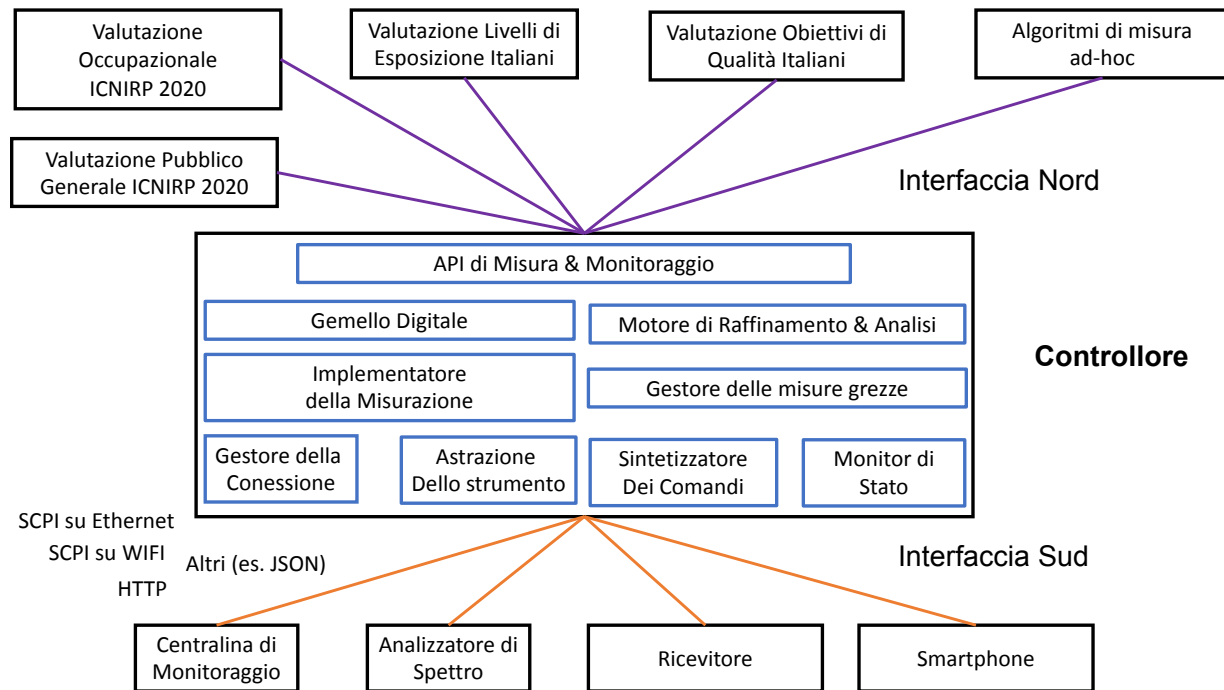


Fig. 1: Esempio di architettura SD-EMFA con relativi blocchi funzionali

Passando poi all'architettura del controllore (parte centrale di Figura 1), l'interfaccia Sud gestisce la comunicazione a basso livello fra i blocchi logici del controllore e i dispositivi fisici. Il blocco di gestore della connessione si occupa di inviare/ricevere i comandi da/per i dispositivi di misura, garantendo l'affidabilità end-to-end della connessione fra il controllore e i dispositivi di misura e l'integrità dei dati scambiati. I blocchi di astrazione dello strumento e di sintetizzatore dei comandi svolgono invece i compiti di traduttore fra i comandi di alto livello e quelli di basso livello utilizzati dagli strumenti di misura. Il blocco di astrazione dello strumento si occupa di gestire la semantica dei comandi di alto livello e di esplicitare tale semantica in un insieme di operazioni di basso livello da implementare sullo strumento. Una volta stabilita la sequenza di operazioni da effettuare sullo strumento di misura, il blocco di sintetizzatore dei comandi si occupa della generazione del set di comandi – specifica dello strumento - per ogni operazione da eseguire. Tale blocco si occupa anche di tradurre i messaggi di basso livello che vengono inviati dagli strumenti di misura nel formato di alto livello (comune a tutti gli strumenti), utilizzato poi dalle applicazioni. Come ultimo elemento, il blocco di monitor di stato effettua il monitoraggio dello stato dello strumento di misura, generando degli *alert* in caso di malfunzionamento dello strumento o di anomalie riscontrate nei dati raccolti.

A livello intermedio, il blocco di implementazione della misurazione svolge il ruolo di coordinatore dei blocchi di gestore della connessione, astrazione dello strumento, sintetizzatore dei comandi e monitor di stato. Tale blocco stabilisce anche i parametri da impostare sugli strumenti di misura, a seconda delle funzionalità del dispositivo esposte dal blocco di astrazione dello strumento e delle specifiche caratteristiche del tipo di misura richiesto. Sempre a livello intermedio troviamo il blocco di gestione delle misure grezze, che effettua il salvataggio su memoria remota delle misure grezze inviate dai dispositivi di misura.

A livello superiore rispetto ai precedenti blocchi troviamo inoltre il gemello digitale di ogni strumento di misura, che mantiene una copia aggiornata della configurazione attuale del dispositivo di misura, così come lo stato del dispositivo (es. in fase di misurazione vs. in fase di configurazione vs. non usato). Inoltre, al medesimo livello il blocco contenente il motore di raffinamento e analisi si occupa di generare i dati raffinati e analisi di alto livello a partire dai dati grezzi ricevuti dai blocchi sottostanti.

Al livello superiore del controllare, troviamo infine il blocco delle API di misura e di monitoraggio che definisce un insieme di funzioni di alto livello per lo scambio di dati e comandi fra il controllore e le applicazioni di alto livello tramite l'interfaccia Nord. Tali applicazioni includono ad esempio la verifica dei livelli di esposizione rispetto ai limiti attuali italiani e/o rispetto ai limiti internazionali ICNIRP [ICNIRP-2020], così come la definizione di nuove applicazioni che includono lo sviluppo di nuove metodologie di misura ad-hoc che devono essere prototipate e testate.

Come già introdotto nelle sezioni precedenti, i vantaggi introdotti dall'architettura SD-EMFA sono molteplici, fra cui i) la prototipazione agile degli algoritmi di misura, ii) la condivisione e testing degli algoritmi di misura all'interno di una comunità, iii) il controllo centralizzato di dispositivi eterogenei, iv) lo sviluppo di applicativi di misura di alto livello, capaci di valutare la conformità di diversi tipologie di limiti di esposizione, per un insieme eterogeneo di dispositivi, v) la semplificazione introdotta dalla separazione formale fra i comandi di alto livello degli applicativi di misura con il controllore e i comandi a basso livello fra il controllore e i dispositivi, vi) la possibilità di definire un formato delle misure condiviso con la comunità, vii) la condivisione delle misure all'interno della comunità, considerando diversi livelli di accesso (privati vs. pubblici) e diversi livelli di granularità (grezzo vs. raffinati) dei dati misurati.

Sebbene i vantaggi dell'architettura SD-EMFA siano rilevanti, esistono anche delle problematiche introdotte e/o collegate da/a questa architettura, fra cui: i) la necessità di garantire connettività fra lo strumento di misura e il controller, ii) il possibile *overhead* sui livelli di campo introdotto quando le comunicazioni e i dati da/a lo strumento di misura utilizzano il WiFi o la rete mobile come mezzo trasmissivo, iii) la necessità di garantire affidabilità e sicurezza al controllore, iv) la necessità di garantire l'integrità e la certificazione dei dati di misura (a tutti i livelli).

(

4. Esempio di implementazione

Consideriamo come caso di studio il seguente scenario: forzatura di traffico utente in *downlink* su frequenze di un operatore 5G FWA operante a onde millimetriche, con politica di *club use*, 1000 MHz di banda contigua, divisa fra 10 portanti. L'obiettivo della misura è di confrontare la percentuale di spazio elettromagnetico utilizzato rispetto ai limiti ICNIRP 2020 per il pubblico generale. Al fine di effettuare la misurazione, vengono quindi eseguiti i seguenti passaggi:

1) gli strumenti di misura e generazione del traffico vengono dislocati e attivati nei punti di misura di interesse. Il controllore centrale viene notificato a basso livello della connessione degli strumenti in maniera automatica. Ciascun strumento invia il proprio identificativo digitale, unito al set di parametri di configurazione attualmente implementati dallo strumento. Viene quindi creato un gemello digitale per ciascuno degli strumenti, inserendo lo stato iniziale (es. strumento disponibile per la misura);

2) Il tecnico di misura seleziona l'App valutazione generale ICNIRP 2020, l'operatore FWA e la tecnologia 5G. Un set di parametri preimpostati, ottimali per la misura, viene visualizzato. Il tecnico può confermarli oppure operare delle modifiche;

3) L'App si interfaccia con il controllore centrale attraverso le API di alto livello, passando come parametri l'operatore FWA, la tecnologia 5G, i limiti ICNIRP 2020 per il pubblico generale, la durata richiesta, le configurazioni di misura, nonché il tipo di test utilizzato per la forzatura di traffico (esempio: TCP vs UDP, massimo vs. valore fissato);

4) Il controllore centrale genera un modello di misura attraverso il blocco di implementatore della misura. Nel caso specifico preso in esame, questo blocco si occuperà di dividere la misura sulla banda a 1000 MHz su ciascuna delle portanti di interesse (in questo caso 10), per un totale di 10 misure da 100 MHz di banda. In parallelo il motore di raffinamento e analisi genera un'istanza di misura per il salvataggio delle misure raffinate e le analisi. Viene inoltre richiamato il gestore delle misure grezze per la creazione di un file su cui salvare in *cloud* il set di misure non raffinate.

5) L'implementatore della misura coordina i blocchi di basso livello (gestore della connessione, astrazione dello strumento, sintetizzatore dei comandi e monitor di stato) per comandare i dispositivi di misura e di generazione di traffico da remoto.

6) Le misure grezze vengono salvate nel file di misura precedentemente creato dal gestore delle misure. Il controllore centrale notifica l'avanzamento della misura alla App valutazione generale ICNIRP 2020. In questo modo, il tecnico di misura può controllare in tempo reale lo stato della misura;

7) Una volta terminata la fase di misura dagli strumenti, il controllore produce i dati raffinati e i *report* di analisi a partire dai dati grezzi, che vengono poi inviati all'App utilizzata dal tecnico. Il tecnico può quindi visualizzare la percentuale di campo elettromagnetico irradiato rispetto ai valori dei limiti ICNIRP 2020.

5. Sfide e Sviluppi Futuri

Sebbene il paradigma SD-EMFA sia una soluzione promettente per la valutazione dei campi elettromagnetici generati da stazione radio base di ultima generazione, vi sono numerose sfide che devono essere ancora affrontate, fra cui: i) la disponibilità di interfacce di comunicazione aperte per dispositivi di misura e di generazione di traffico, spesso disponibili solo per alcune tipologie di strumenti e/o modelli, ii) la possibilità di interagire da remoto con tali strumenti mediante meccanismi di comunicazione non proprietari (esempio HTTP o SCPI), iii) la necessità di garantire una connessione remota dai predetti dispositivi di misura (non sempre disponibile per esempio in ambienti *indoor* privati), iv) la separazione necessaria fra i canali utilizzati per la valutazione del campo e quelli invece utilizzati per lo scambio di messaggi e dati da/per il controllore (in caso di interfacce radio), v) l'integrità e la certificazione dei dati scambiati, sia per l'interfaccia Nord che per quella Sud del controllore.

Come sviluppi futuri, oltre ad affrontare le sopra menzionate sfide, il paradigma SD-EMA potrebbe essere implementato in un *testbed* di misura composto da diversi tipi di strumenti (esempio: centralina di monitoraggio, analizzatore di spettro portatile, smartphone). Inoltre, un altro aspetto rilevante consiste nella standardizzazione delle API, sia a livello Sud che a livello Nord.

Bibliografia

[CEI-211-7] CEI 211-7 "Guida per la misura e per la valutazione dei campi elettromagnetici nell'intervallo di frequenza 10 kHz - 300 GHz, con riferimento all'esposizione umana", Documento disponibile presso: <https://mycatalogo.ceinorme.it/cei/item/000005909>

[CEI-211-7-E] CEI 211-7/E "Appendice E: Misura del campo elettromagnetico da stazioni radio base per sistemi di comunicazione mobile (2G, 3G, 4G, 5G)", Documento disponibile presso: <https://mycatalogo.ceinorme.it/cei/item/0000017160>

[IEC] IEC TR 62669:2019 "Case studies supporting IEC 62232 - Determination of RF field strength, power density and SAR in the vicinity of radiocommunication base stations for the purpose of evaluating human exposure", Documento disponibile presso: <https://webstore.iec.ch/publication/62014>

[ICNIRP-2020] International Commission on Non-Ionizing Radiation Protection (ICNIRP), "Guidelines for limiting exposure to electromagnetic fields (100 kHz to 300 GHz)", Health Physics, Vol.118, N.5, pp.483-520, 2020, Documento disponibile presso: <https://www.icnirp.org/cms/upload/publications/ICNIRPrgdl2020.pdf>

[Chiaraviglio-2022] Chiaraviglio, Luca, *et al.* "EMF Exposure in 5G Standalone mm-Wave Deployments: What is the Impact of Downlink Traffic?", *IEEE Open Journal of the Communications Society*, vol 3, 2022). Documento disponibile presso: <https://ieeexplore.ieee.org/abstract/document/9863877>

Misure di campo elettromagnetico in banda millimetrica attraverso analisi selettiva vettoriale e scanner vettoriale di rete

T. Aureli², S. Coltellacci², D. Franci², E. Grillo², S. Pavoncello²,
N. Blefari-Melazzi², L. Chiaraviglio², M.D. Migliore³

¹ARPA Lazio, Sezione Provinciale di Roma, Via G. Saredo 52, Roma

²Università degli Studi Tor Vergata, Dipartimento di Ingegneria Elettronica, Via Cracovia 50, Roma

³Università degli studi di Cassino e del Lazio Meridionale, Dipartimento: Ingegneria Elettrica e dell'Informazione, Via di Biasio n. 43 - 03043 Cassino (FR)

settimio.pavoncello@arpalazio.it

Introduzione

I sistemi in tecnologia 5G sono attualmente in corso di implementazione in tutto il mondo. Tante le novità associate alla nuova tecnologia. Tra le più rimarchevoli l'utilizzo di bande di frequenza nuove e mai utilizzate dalle precedenti generazioni di telefonia mobile e l'utilizzo di antenne attive mMIMO capaci di generare fasci di irradiazione sintetizzati nelle direzioni in cui ci sia effettiva richiesta di servizio ed ottimizzati per la trasmissione dati nel punto richiesto.

In Italia i blocchi in frequenza licenziati per lo sviluppo della rete 5G sono i seguenti: 694-790 MHz, 3,6-3,8 GHz e 26,5-27,5 GHz. Il blocco di frequenze più basso, assegnato ai sistemi 5G in seguito allo switch off della TV digitale, garantirà elevata copertura radiomobile in quanto ad esso è tipicamente associata una attenuazione di propagazione più contenuta e la capacità di attraversare gli ostacoli fisici. Di contro le prestazioni in termini di throughput saranno inferiori rispetto a quelle garantite a frequenze più elevate. La banda di frequenze intermedia è quella che ha iniziato prima delle altre ad essere implementata in Italia e che verrà utilizzata maggiormente dagli smartphone nel primo periodo di diffusione del 5G. Assicura buona copertura e buone prestazioni in termini di velocità trasmissiva.

Una delle grandi novità associata ai sistemi di quinta generazione è sicuramente quella dovuta all'utilizzo di bande di frequenza al di sopra dei 24 GHz. L'utilizzo *delle "onde millimetriche"* è fortemente condizionato dall'elevata attenuazione dovuta alla propagazione e dall'effetto schermante della vegetazione e delle precipitazioni atmosferiche, motivo per il quale il suo utilizzo è tipicamente associato ai concetti di "densificazione" e di "small cells" ossia all'utilizzo massivo di impianti a bassa potenza che consentano di ovviare ai problemi descritti, garantendo "microcopertura" e pervasività al segnale 5G. In Italia la rete nella banda delle onde millimetriche è ancora scarsamente sviluppata, solo pochi operatori al momento sono impegnati nel suo sviluppo ed il suo utilizzo è maggiormente orientato sui servizi FWA (Fixed Wireless Access) ossia quelli che

assicurano accesso wireless punto-punto ad elevate prestazioni nelle aree caratterizzate da scarsi livelli di sviluppo della rete di telefonia mobile e/o della cablatura di rete in fibra ottica. Trattandosi di una assoluta novità, sono ancora poche le esperienze di misura documentabili nella banda millimetrica, in particolar modo quelle che affrontano le problematiche legate alla salvaguardia della salute delle persone [1], [2].

Proprio in relazione alle citate ragioni l'ARPA Lazio in collaborazione con l'Università di Tor Vergata e l'Università di Cassino ha intrapreso in alcuni comuni limitrofi a Roma alcune campagne di misura sui impianti operanti nella banda millimetrica. Un ulteriore elemento di interesse è legato alla tipologia di segnale 5G oggetto di indagine. Si tratta di segnale 5G irradiato in modalità SA (Stand Alone), una tipologia di segnale 5G che non richiede il supporto della rete 4G per la segnalazione di controllo.

Le informazioni ed i risultati raccolti nelle campagne di misura hanno consentito la pubblicazione di un articolo [3] nel quale sono analizzati i livelli di campo elettromagnetico in funzione del traffico dati generato e nel quale sono spiegate nel dettaglio le scelte operate al fine di avere un controllo sul traffico prodotto coerente con i dati di misura acquisiti.

FWA in banda mmW - Caratteristiche del segnale misurato

Come espresso nella premessa le misure eseguite hanno avuto come oggetto di indagine sperimentale il segnale irradiato da alcuni impianti operanti in banda millimetrica in comuni limitrofi a Roma. Tali impianti erogano un servizio denominato FWA (Fixed Wireless Access). Tale servizio consente di offrire all'utenza, tipicamente residenziale, connessioni wireless ad elevate prestazioni in aree caratterizzate da scarsi livelli di sviluppo della rete di telefonia mobile e/o della cablatura di rete in fibra ottica.

I servizi FWA non sono nati con la tecnologia 5G. Le prime connessioni wireless in banda larga FWA furono erogate nella banda 3,4-3,6 GHz utilizzando tecnologie WiMAX o HyperLAN che non hanno mantenuto la promessa tecnologica che accompagnò il loro lancio commerciale. Attualmente in Italia i servizi FWA sono erogati in tecnologia 4G/5G nella banda di frequenze 3,4-3,8 GHz e nel caso di alcuni operatori in banda millimetrica nell'intervallo di frequenze 26,5-27,5 GHz.

Le misure di cui al presente lavoro hanno riguardato il servizio FWA fornito dall'operatore Fastweb nella banda di frequenze 27,1-27,3 GHz. Fastweb eroga tale servizio attivando in banda mmW due canali contigui larghi 100 MHz. I dispositivi che si collegano alla rete Fastweb, chiamati CPE (Customer Premise Equipment), possono beneficiare di entrambi i canali utilizzati in parallelo in carrier aggregation, raggiungendo velocità di connessione dell'ordine dei Gbps paragonabili a quelle di un collegamento in fibra ottica.

Nella Tabella 1 sono riportate alcune delle caratteristiche del segnale 5G oggetto di misura. Importante sottolineare che il segnale Fastweb rappresenta allo stato attuale uno dei pochi esempi di segnale 5G operante in banda mmW in modalità Stand Alone. Tale

modalità di funzionamento non necessita l'utilizzo della rete 4G per il funzionamento del sistema. Nello specifico tutta la segnaletica di controllo necessaria alla gestione della rete è trasmessa in modo autonomo dal sistema 5G.

Tabella 1 - Caratteristiche del segnale mm-Wave (FASTWEB)

Parametro richiesto	Commenti/valore
Frequenze licenziate (5G)	27100-27300 MHz (N257)
Frequenze utilizzate (5G)	27100-27300 MHz (N257) – tramite due blocchi contigui da 100 MHz (tutte le CPE in uso supportano 2CC ed utilizzano 2x100Mhz)
Frequenza centrale (5G)	27150 – 27249.96
Frequenza centrale SSB (5G)	27153.12 – 27239.52
Numerologia (5G)	3 (120 kHz)
SSB case (5G)	D
Duplexing	TDD con fattore di alternanza temporale 0,743
Tipo di MIMO implementato da SRB	SU-MIMO

Le citate CPE sono dispositivi di rice-trasmissione, tipicamente installati in ambiente domestico in diretta visibilità rispetto al sito Fastweb dove sono locate le antenne attive mMIMO che attivano un collegamento radio ad elevate prestazioni verso la CPE.

Di seguito alcune immagini dei siti oggetto di misura nei quali è possibile osservare la presenza delle CPE utilizzate per generare traffico nella direzione degli apparecchi di misura.





Fig. 1: Campagne di misura condotte nel Comune di Guidonia Montecelio (in alto) e nel Comune di Nettuno presso il campo comunale di baseball (in basso)

Finalità dell'indagine e strumentazione di misura

Allo stato attuale non è stata ancora pubblicata una norma tecnica internazionale di riferimento per l'effettuazione di misure sui segnali 5G anche se sono state formulate diverse ipotesi circa l'approccio alle misure. Nella guida CEI 211-7/E viene suggerita l'effettuazione di misure in Channel Power. Tale tipologia di approccio non consente di isolare i contributi afferenti a segnali del medesimo gestore che condividano la stessa banda di frequenza ed è dunque in generale giudicata una metodica non appropriata soprattutto quando la finalità è quella di risolvere una situazione di criticità ambientale che richieda di individuare separatamente ciascun singolo contributo.

In [4] sono stati analizzati i vantaggi e gli svantaggi delle tecniche di estrapolazione a massima potenza vettoriale e scalare in span zero applicate ai segnali 5G. Tali tecniche sono anche esse particolarmente importanti perché consentono, non solo di valutare il campo elettromagnetico presente all'atto del rilievo strumentale, ma anche di avere una proiezione circa quello che si sarebbe misurato qualora la cella fosse stata completamente carica. Tali tecniche prevedono dunque che venga eseguita una forzatura del traffico nella direzione della strumentazione di misura attraverso terminali mobili che consentano di saturare la trama tipicamente attraverso protocollo UDP (User Data Protocol). Tale protocollo infatti non richiede handshake tra stazione e mobile e ben si presta a saturare la trama a massima potenza.

Le misure di cui al presente articolo hanno avuto una finalità diversa rispetto al controllo ambientale svolto dalle Agenzie ambientali, più orientato alla risoluzione di criticità.

Lo scopo prefissato era quello di verificare la variazione del livello di campo elettromagnetico al variare della richiesta di traffico non limitando l'analisi alla sola situazione di massimo carico della cella. La quantificazione del livello di campo è stata effettuata attraverso misure in channel power. La non presenza nell'intorno della stazione oggetto delle misure di ulteriori impianti Fastweb assicura con ragionevole grado di certezza che la potenza misurata integrando nella banda di frequenza in uso all'operatore sia solo quella generata dall'impianto posto in diretta visibilità rispetto alla strumentazione di misura.

Il controllo del traffico dati generato e diretto verso la CPE locata in prossimità della strumentazione di misura è stato realizzato attraverso una architettura Client/Server creata all'uopo dall'Università di Tor Vergata. Lo schema qualitativo è quello di seguito riportato:

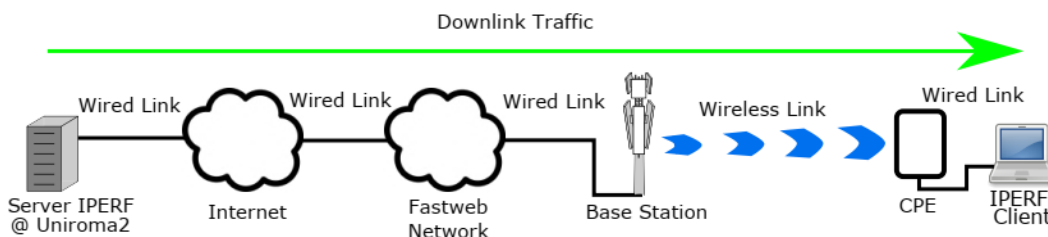


Fig. 2: Schema a blocchi della configurazione client/server realizzata al fine di correlare le misure al traffico dati generato

Il protocollo scelto per il tracciamento del traffico dati è stato il TCP/IP che meglio si presta al monitoraggio in continuo delle variazioni di traffico. Per maggiori dettagli circa la realizzazione dell'architettura ed al suo controllo si invita alla lettura di [3].

La strumentazione utilizzata da ARPA Lazio nelle sessioni di misura è costituita da un analizzatore di spettro vettoriale R&S FSVA 3030 con taglio a 30 GHz connesso ad una antenna omnidirezionale polarizzata verticalmente STEATITE con banda di frequenza da 26 GHz a 40 GHz attraverso un cavo coassiale a basse perdite (3,1 dB @ 26 GHz).

La strumentazione utilizzata dall'Università di Tor Vergata è invece costituita da un analizzatore di spettro vettoriale ANRITSU MS2090A con taglio a 32 GHz connesso ad un'antenna Horn ANRITSU 2000-2003-R attraverso un cavo coassiale a basse perdite di lunghezza 1m e banda di frequenza DC-40 GHz.

L'ARPA Lazio ha inoltre utilizzato durante le sessioni di misura uno scanner vettoriale di rete R&S TSMA dotato di downconverter R&S TSME30DC, e pilotato dal software di acquisizione ROMES. La misura con lo scanner vettoriale di rete ha rappresentato un elemento di particolare significatività dato il funzionamento della rete Fastweb mmW in modalità SA (Stand Alone). Tale modalità di trasmissione, come rimarcato nei paragrafi precedenti, è del tutto indipendente dal sistema 4G. Le informazioni di controllo e gestione della rete sono trasmesse autonomamente dalla rete 5G e se opportunamente decodificate possono fornire utili elementi per la verifica delle corrette impostazioni degli strumenti di misura. Tale possibilità è preclusa nel caso dei sistemi 5G NSA (Non Stand Alone) nei quali le informazioni di controllo della rete 5G sono gestite dalla rete 4G che funge da "Anchor".

Misure e risultati

Nell'immagine seguente è possibile verificare come nel caso di segnale 5G SA lo scanner vettoriale riesca a decodificare le informazioni contenute nelle System Information Block (SIB) consentendo in tal modo di avere a disposizione tutte le informazioni utili alla corretta impostazione degli strumenti di misura. Nelle campagne di misura condotte di cui al presente articolo, tali informazioni erano state condivise in via preliminare con il gestore Fastweb, dunque l'attività svolta con lo scanner vettoriale è stata quella di verificare le potenzialità dello scanner in una condizione di "normale" controllo nella quale non si abbia la possibilità di condividere con il gestore alcuna informazione preliminare.

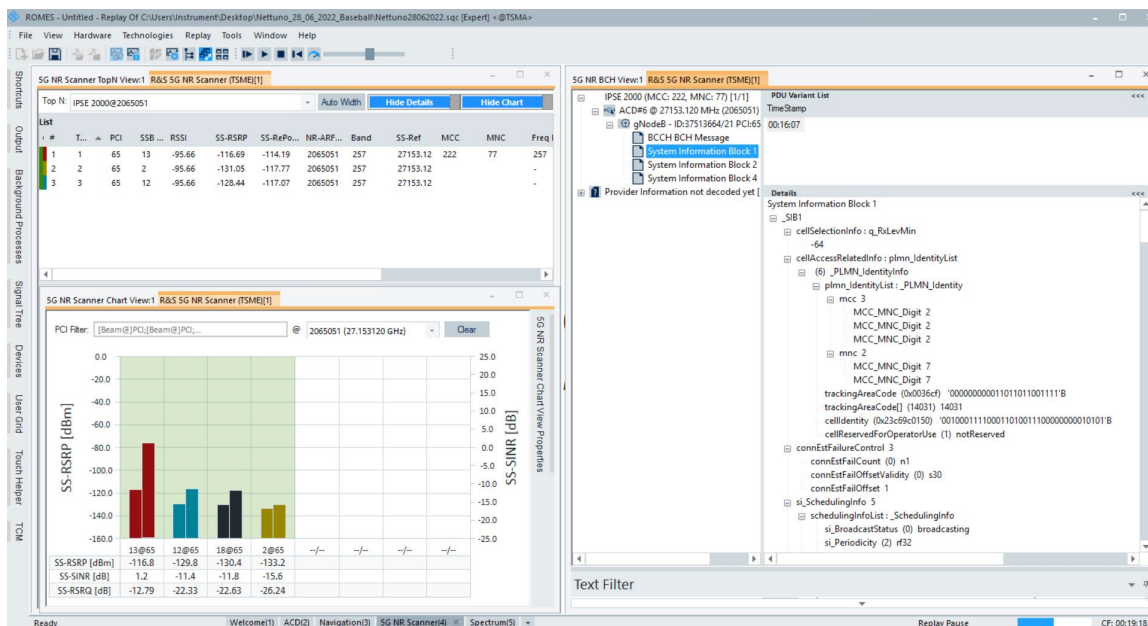


Fig. 3: Decodifica del segnale 5G SA mmW attraverso lo scanner di rete, con informazioni desunte dal SIB

Di seguito alcuni degli spettri acquisiti relativi alle due carrier di Fastweb “catturati” in condizioni di rete scarica e di traffico forzato. L’analisi è stata eseguita in modalità real time. Tale modalità assicura la possibilità di effettuare il waterfall della traccia spettrale verificando la presenza di eventuali persistenze. Tale modalità può rappresentare un utile strumento di indagine per l’individuazione della porzione di spettro allocata ai canali di controllo SSB (Sinchronization Signal Block). Importante altresì osservare come nelle condizioni di traffico forzato la banda del segnale si sagomi verso l’alto dando origine al classico “panettone” che caratterizza le trasmissioni OFDM. Tale osservazione è rappresentativa dell’ottimo funzionamento dell’architettura client/server realizzata dall’Università di Tor Vergata al fine controllare i livelli di throughput veicolati verso la CPE Fastweb.

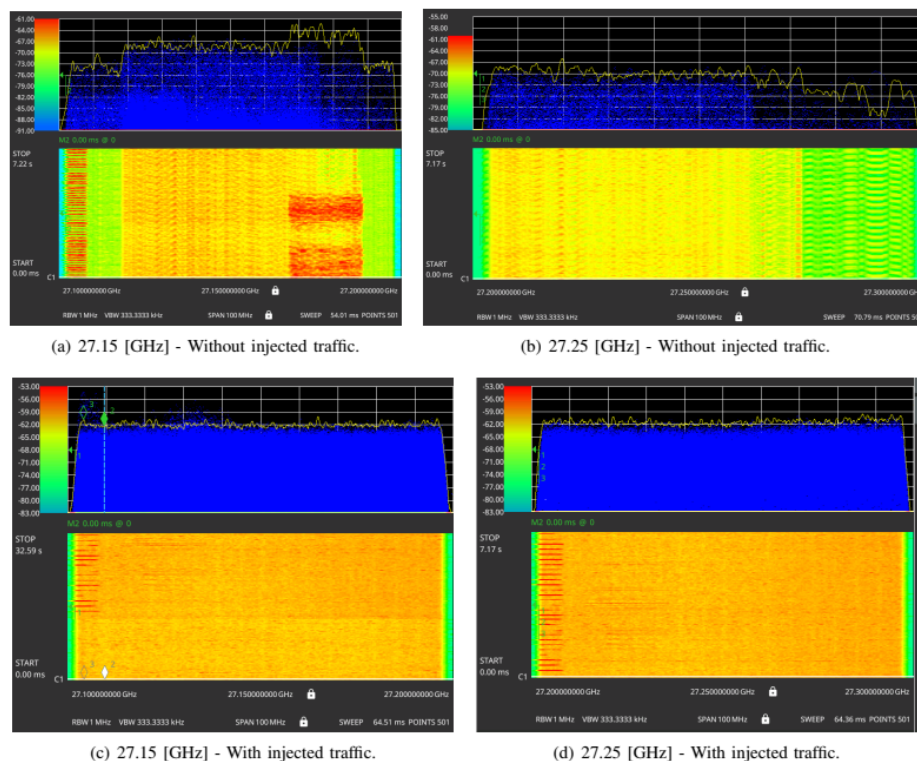


Fig. 4: Spettri di segnale acquisiti in modalità Real Time nelle condizioni di rete scarica e di traffico forzato

In fig.5 e fig. 6 sono riportate le misure in zero span operate centrando la frequenza al valore proprio dell’SSB 27,153 GHz in una situazione di assenza di traffico forzato. Come è possibile vedere l’analisi della traccia consente di individuare gli SSB (Sinchronization Signal Block) ed il loro periodo di ripetizione. In fig.6 è stato ridotto il tempo di osservazione in modo da poter operare uno zoom sugli SSB.

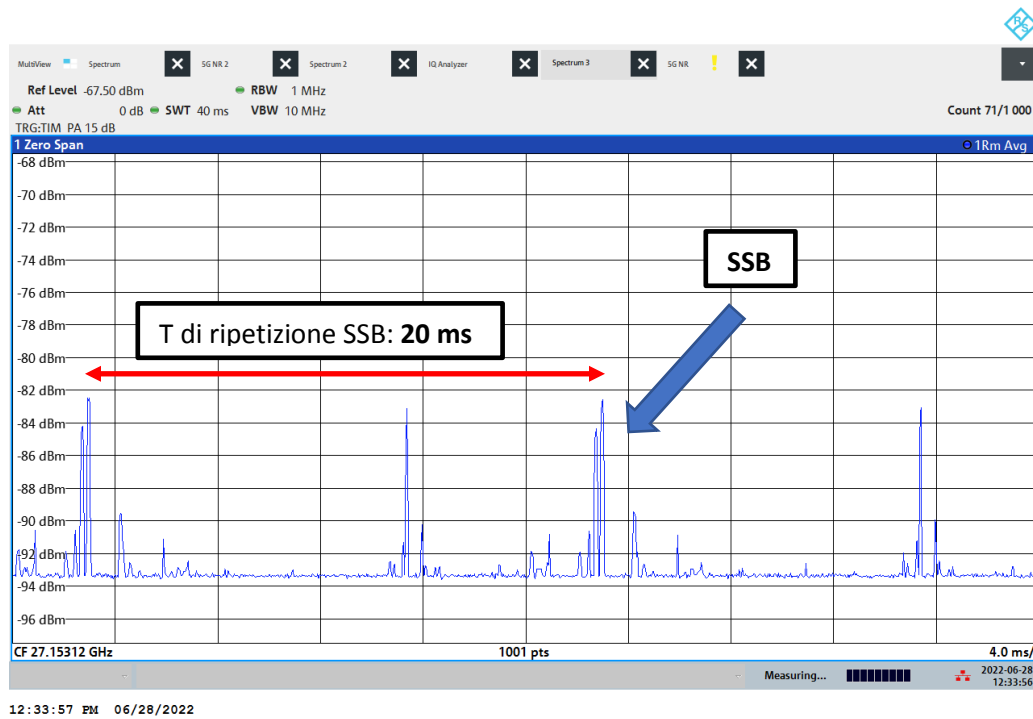


Fig. 5: Misure in span zero alla frequenza 27,153 GHz in una situazione di assenza di traffico - Sweep Time 40 ms

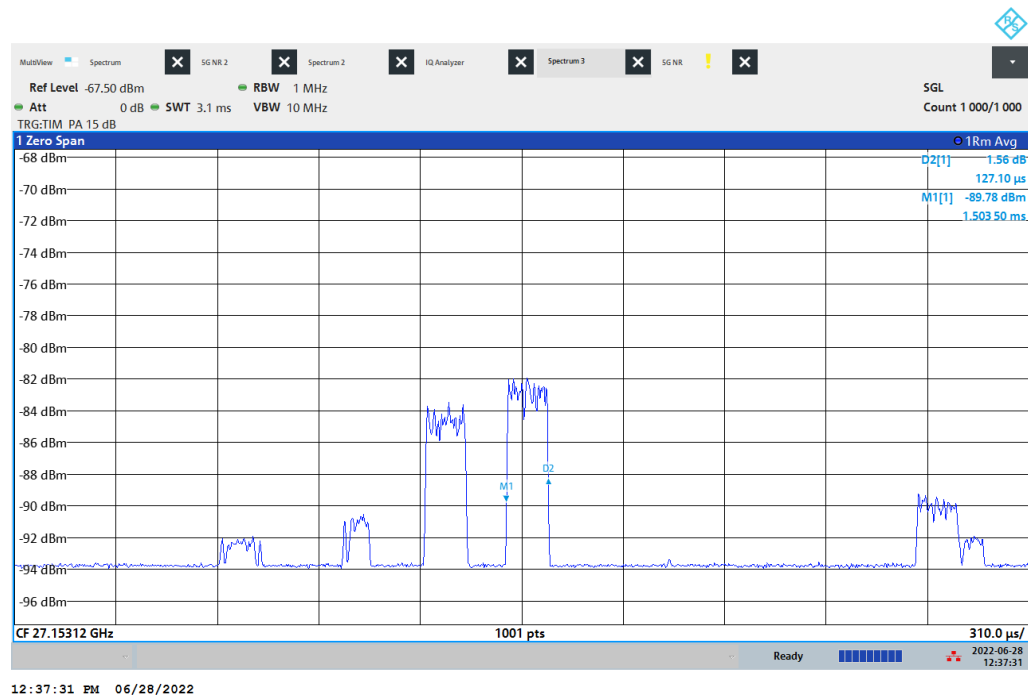


Fig. 6: Misure in span zero alla frequenza 27,153 GHz in una situazione di assenza di traffico - Sweep Time 3,1 ms - Zoom degli SSB

La fig. 7 mostra il livello del campo elettromagnetico misurato al variare delle condizioni del traffico. Come è possibile vedere al crescere del throughput, come previsto, cresce concordemente anche il livello del campo elettromagnetico. I livelli di campo elettromagnetico si mantengono comunque molto bassi (<0,08 V/m) anche a fronte di livelli di throughput ragguardevoli (>800 Mbps).

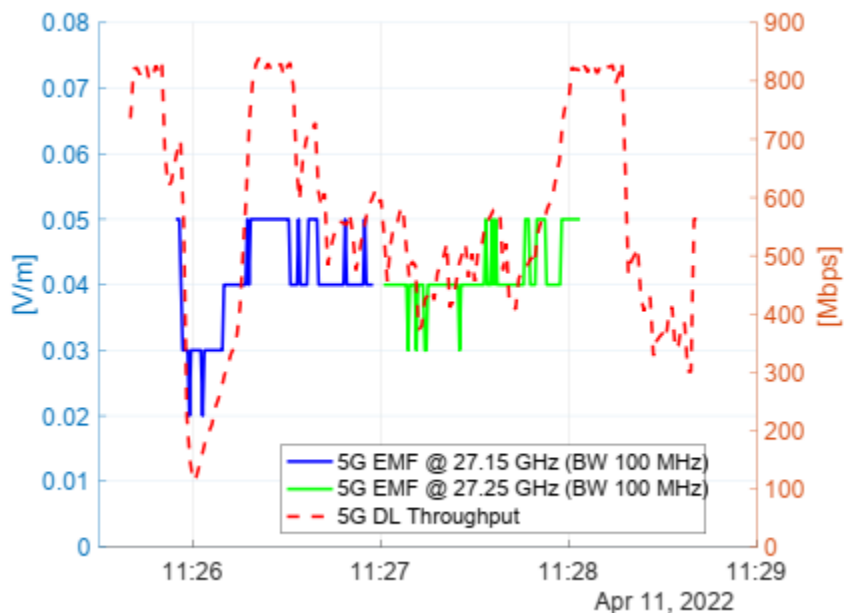


Fig. 7: Livello di campo elettromagnetico misurato in funzione delle condizioni di traffico dati

Conclusioni e future sviluppi

Nel presente lavoro sono state esposte le attività ed i risultati di misura di alcune campagne condotte negli ultimi mesi dall'ARPA Lazio in collaborazione con l'Università di Tor Vergata e l'Università di Cassino in alcuni comuni limitrofi a Roma. Le succitate attività sono state rivolte all'approfondimento delle tecniche di misura su segnali 5G operanti in banda mmW. Nello specifico gli impianti oggetto delle verifiche strumentali erogano il servizio FWA (Fixed Wireless Access) offrendo all'utenza residenziale collegamenti in banda larga ad elevate prestazioni in aree caratterizzate da scarsi livelli di sviluppo della rete di telefonia mobile e/o della cablatura di rete in fibra ottica. Il collegamento radio è realizzato attraverso l'utilizzo di dispositivi chiamati CPE (Customer Premise Equipment) installati in ambito domestico in diretta visibilità rispetto all'antenna del gestore che eroga il servizio. Nei casi analizzati le antenne attraverso le quali il gestore si collega alle CPE sono antenne attive 5G mMIMO operanti nella banda mmW.

Le attività condotte hanno avuto lo scopo di approfondire le problematiche legate alle misure nella banda mmW e verificare l'aumento dei livelli di campo elettromagnetico misurato al variare delle condizioni di traffico della rete. Il controllo del traffico dati generato e diretto verso la CPE locata in prossimità della strumentazione di misura è stato realizzato attraverso una architettura Client/Server creata all'uopo dall'Università di Tor Vergata.

Le risultanze di misura hanno evidenziato un aumento contenuto dei livelli di campo elettromagnetico ($<0,08$ V/m) anche a fronte di livelli di throughput ragguardevoli (>800 Mbps). Per maggiori dettagli rispetto all'attività svolta ed ai meccanismi di controllo del traffico generato si rimanda il lettore interessato agli approfondimenti contenuti in [3].

Un ulteriore elemento di interesse per l'attività svolta è stato quello legato alla modalità di erogazione del servizio in tecnologia 5G mmW. Il sistema 5G oggetto di indagine opera infatti in modalità SA (Stand Alone), una modalità operativa verso la quale tenderanno nel prossimo futuro tutti i sistemi 5G e che non richiederà il supporto di una rete 4G che funzioni da "anchor" per la gestione dell'accesso e della segnalazione di rete.

La modalità di funzionamento SA del sistema 5G ha offerto la possibilità di testare l'efficacia dello scanner vettoriale di rete R&S TSMA6 in dotazione all'Agenzia per la verifica dei dati decodificati. Tali dati possono essere decodificati dallo scanner solo quando il sistema 5G funziona in modalità SA. La loro decodifica consentirà di in una condizione di "normale" controllo nella quale non si abbia la possibilità di condividere con il gestore alcuna informazione preliminare di avere la garanzia di poter settare la strumentazione di misura in modo appropriato rispetto alle caratteristiche del segnale in aria.

L'esperienza maturata consentirà all'Agenzia di avere una più pronta rispondenza rispetto alle richieste di controllo nel momento in cui la anche la rete di telefonia mobile evolverà verso i servizi nella banda mmW. Futuri sviluppi del lavoro presentato sono proprio quelli legati ai servizi offerti dagli operatori di telefonia mobile nella banda millimetrica. Tali servizi consentiranno di generalizzare le problematiche analizzate, relative all'utenza residenziale ed alla pressoché assenza di mobilità, al caso di utenti in movimento ed alla variazione statistica dei fasci di radiazione.

BIBLIOGRAFIA

- [1] D. Franci, S. Pavoncello, E. Grillo, S. Coltellacci, R. Cintoli, T. Aureli, F. Spadafora, E. Merli “La sperimentazione 5G a Roma: esperienza di misura in campo nella banda delle onde millimetriche” (Stresa 2019) - Atti del VII Convegno nazionale Agenti Fisici D. Franci, S. Pavoncello, E. Grillo, S. Coltellacci, R. Cintoli, T. Aureli, F. Spadafora, E. Merli
- [2] S. Q. Wali, A. Sali, J. K. Allami and A. F. Osman, "RF-EMF Exposure Measurement for 5G Over Mm-Wave Base Station With MIMO Antenna," in IEEE Access, vol. 10, pp. 9048-9058, 2022, doi: 10.1109/ACCESS.2022.3143805.
- [3] L. Chiaraviglio et al., "EMF Exposure in 5G Standalone mm-Wave Deployments: What is the Impact of Downlink Traffic?," in IEEE Open Journal of the Communications Society, 2022, doi: 10.1109/OJCOMS.2022.3200423.
- [4] S. Adda et al., "Methodology Based on Vector and Scalar Measurement of Traffic Channel Power Levels to Assess Maximum Exposure to Electromagnetic Radiation Generated by 5G NR Systems," in IEEE Access, vol. 10, pp. 12125-12136, 2022, doi: 10.1109/ACCESS.2022.3145674.

Implementazione di un sistema nazionale di raccolta dati e controllo delle potenze medie per gli impianti di telefonia mobile. Architettura del sistema e condivisione dei risultati con le Agenzie Regionali Per l'Ambiente

Enrica Caputo¹, Sara Adda¹, Gabriele Bellabarba ², Federica Bogò¹, Giuseppe Marsico², Antonio Scaramella²

¹ARPA Piemonte, via Pio VII 9, Torino

²ISPRA, via Vitaliano Brancati, 48 - 00144 Roma

e.caputo@arpa.piemonte.it

Riassunto

La legge n 221 del 17/12/2012 ha introdotto, nella modalità di valutazione previsionale dell'impatto degli impianti di telefonia l'utilizzo di dati medi giornalieri di potenza in fase autorizzativa. Con l'avvento delle antenne mMIMO sono stati introdotti ulteriori fattori di riduzione da applicarsi per il confronto con i limiti di esposizione (FTDC e FPR) oltre a quelli già utilizzati per il confronto con i valori di attenzione e obiettivi di qualità (alfa24).

L'utilizzo dei fattori FPR e alfa24 è vincolato alla fornitura delle registrazioni dei dati di potenza degli impianti al sistema agenziale (ARPA/APPA), sotto forma di database consultabile, dalle Agenzie.

Al fine di standardizzare i dati forniti e le modalità di analisi per il controllo, è stato implementato un sistema unico di raccolta dati risiedente presso l'Istituto Superiore per la Protezione e la Ricerca Ambientale. Il database, il cui contenuto è stato stabilito all'interno di un gruppo di lavoro SNPA e condiviso con gli operatori, è popolato dagli operatori stessi tramite API REST. I dati di potenza, autorizzata e di esercizio, sono analizzati periodicamente ed in modo automatico, secondo un approccio condiviso nel gruppo di lavoro, che prevede la verifica di diversi parametri statistici (medie e percentili). Questa analisi viene svolta tramite script creati ad hoc, ed i risultati sono consultabili da parte dell'intero sistema agenziale, limitatamente alla zona geografica di competenza.

INTRODUZIONE

La legge n 221 del 17/12/2012 ^[1] ha stabilito che, nell'attività di controllo delle emissioni degli impianti radiomobili di comunicazione, i livelli di campo da confrontare con i valori di attenzione e con gli obiettivi di qualità, sono da intendersi non più come media su un intervallo temporale pari a 6 minuti, ma come media dei valori nell'arco delle 24 ore. Questo ha comportato l'utilizzo di fattori di riduzione della potenza massima erogabile ai morsetti d'antenna, utilizzabili sia in fase di valutazione previsionale all'interno dell'iter autorizzativo, sia in fase di analisi a seguito di misure selettive in frequenza. Se, da un lato, l'utilizzo di questi fattori ha contribuito allo sviluppo della rete di telefonia, dall'altro ha introdotto un'attività di scambio di dati monodirezionale tra operatori di telefonia ed il sistema agenziale (ARPA/APPA), demandando alle singole agenzie la consultazione dei diversi database per il controllo dei valori effettivi di potenza associati agli impianti distribuiti sul territorio, in alcuni casi su tutta la regione/provincia, in altri casi sul singolo impianto.

$$\alpha_{24h}^{dy} = \frac{1}{m} \sum_{i=1}^m \frac{P_i}{P_{max}}$$

P_{max} è il valore della potenza massima erogabile ai morsetti di antenna, m è pari al numero di intervalli temporali di durata pari a 60 minuti compresi in un giorno, cioè 24.

L'avvento delle antenne mMIMO ha inoltre evidenziato la necessità di stabilire una nuova metodologia anche per il confronto con i limiti di esposizione, basata sull'utilizzo di fattori deterministici (FTDC) e statistici (FPR).

La tecnologia utilizzata da questa tipologia di antenne, in particolare nel 5G, gestisce l'allocazione di risorse in funzione della distribuzione spaziale dei terminali e del throughput richiesto, di conseguenza la potenza effettiva di emissione è funzione della potenza massima in antenna, e della distribuzione spaziale dei fasci attivati dal sistema^[2].

Sono stati quindi introdotti nuovi fattori di riduzione di cui può essere richiesta l'applicazione in fase di valutazione previsionale, che considerano sia la variabilità temporale deterministica dovuta alla trasmissione TDD, sia la variabilità spaziale statistica determinata dall'algoritmo di allocazione delle risorse

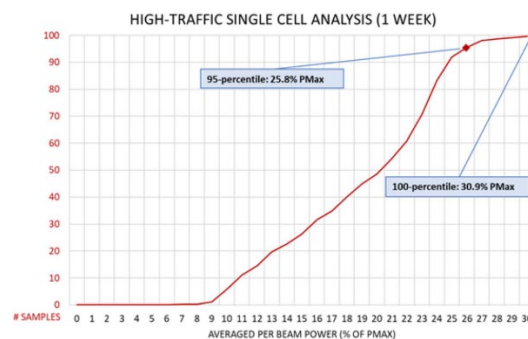
$$P_{TXAM} = P_{TXM} \times F_{TDC} \times F_{PR}$$

P_{TXAM} è la massima potenza effettiva trasmessa, P_{TXM} è la massima potenza al connettore d'antenna, F_{TDC} è il fattore di scala che rappresenta il duty cycle del segnale, F_{PR} è il fattore di riduzione statistico della potenza

Se il Fattore deterministico F_{TDC} è ricavato in funzione della configurazione della trama, stabilita a priori da ogni operatore e uniforme sulla propria rete, il Fattore statistico di riduzione della potenza F_{PR} , definito come il rapporto fra un determinato percentile della funzione di distribuzione cumulativa della potenza media su 6 minuti e la potenza configurata, è ricavabile registrando i valori di potenza su un intervallo temporale sufficientemente fitto per estrarre i valori medi su sei minuti.

Gli standard tecnici attualmente disponibili non stabiliscono univocamente la metodologia di calcolo del fattore statistico, ma suggeriscono l'utilizzo del 95° percentile della funzione di distribuzione cumulativa di potenza. Una prima analisi statistica è contenuta all'interno del documento CEI IEC TR 62669:2019^[3], i casi studio evidenziano che, anche in situazioni di stress elevato della rete e bassa mobilità degli utenti (es grandi eventi), il 100° percentile della distribuzione di potenza media del singolo beam rispetto alla potenza totale è pari a 0.31.

Figura 1 – CDF in condizioni di traffico intenso e bassa mobilità



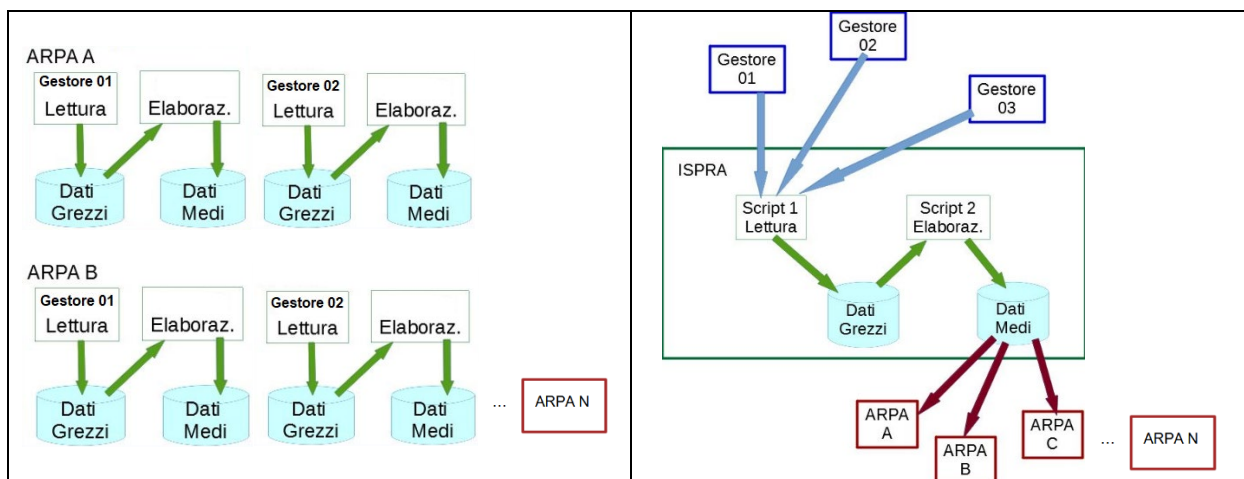
In fase autorizzativa, quindi, l'operatore può richiedere l'utilizzo di questo fattore di riduzione, l'applicabilità è tuttavia subordinata, come per l'alfa24, alla messa a disposizione delle registrazioni dei dati di potenza su sei minuti alle Agenzie.

La necessità di consultare un numero sempre crescente di dati forniti dagli operatori ha quindi evidenziato le difficoltà e le lacune dei metodi utilizzati fino ad oggi, basati sulla disponibilità delle singole agenzie di predisporre un controllo periodico dei dati contenuti all'interno dei diversi database, svolto in modalità SPOT e manuale. L'analisi dei dati contenuti all'interno dei database è resa poi poco efficace a causa della disomogeneità dei contenuti, in quanto ogni operatore ha

implementato il proprio sistema, in assenza di specifiche ben dettagliate contenute nei decreti, in funzione dei propri standard [4].

Nell'ottica di superare queste difficoltà è stato studiato ed implementato un sistema di scambio dati ed analisi che, partendo dai dati inviati dai singoli operatori su un server nazionale presso L'Istituto Superiore per la Protezione e la Ricerca Ambientale, estrae i dati statistici necessari alla valutazione del corretto utilizzo della rete e li confronta con quelli autorizzati dalle singole agenzie, evidenziando, per ogni cella, le eventuali anomalie in termini di potenza massima, media su 24 ore e media su sei minuti. Tutti queste elaborazioni sono rese disponibili alle Agenzie, limitatamente al territorio di propria competenza.

Figura 1 - flusso controllo dei database Gestori di telefonia



A sinistra è riportato lo stato attuale dei controlli, ogni Agenzia deve consultare i dati all'interno dei database dei gestori singolarmente ed in modalità manuale. A destra è riportata la nuova metodologia, i Gestori di telefonia inseriscono i dati nel database ISPRA, le analisi sono eseguite dal sistema centralizzato ed inviate automaticamente alle Agenzie

La struttura del sistema è frutto del lavoro del gruppo di lavoro 8 SNPA creato a partire dal Tavolo Istruttorio del Consiglio Nazionale del SNPA VII, che ha discusso e concordato i contenuti, il formato dei dati e le modalità di trasmissione ed analisi, condividendo con tutti gli operatori di telefonia l'intero processo.

MATERIALI E METODI

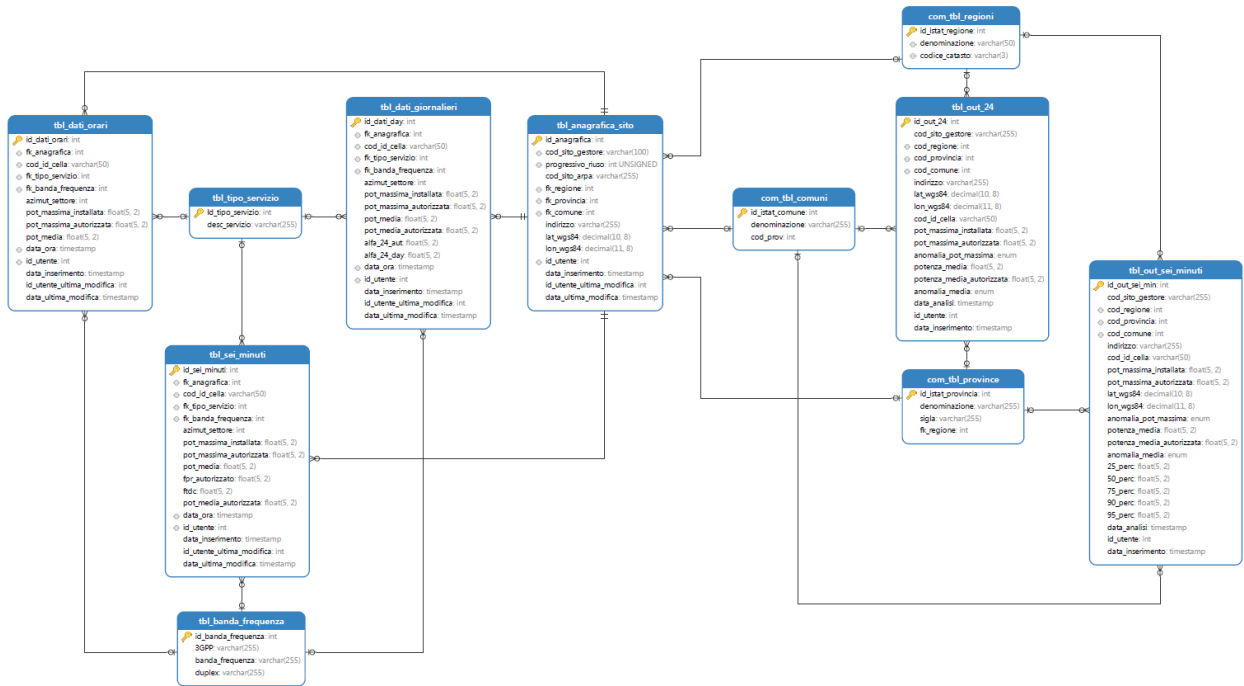
SISTEMA

Il core del sistema è costituito dal database MySQL predisposto da ISPRA e risiedente nei propri server. L'accesso è riservato a ISPRA, agli operatori e alle Agenzie e può avvenire tramite un portale on-line https o API REST. Un'API REST è un'interfaccia di programmazione delle applicazioni che consente l'interazione con servizi web sotto un insieme di vincoli architetturali che ne garantiscono sicurezza, funzionalità e flessibilità [5]. È stato scelto di permettere entrambe le modalità di accesso per fornire un servizio a due livelli, in modo da ottimizzare l'utilizzo da parte delle Agenzie in funzione delle proprie risorse informatiche.

La consultazione on-line permette di eseguire delle ricerche secondo criteri prestabiliti, eseguendo il download dei dati di interesse, mentre la consultazione tramite API permette di impostare dei criteri di ricerca e download, dando la possibilità di schedare questi processi all'interno della propria infrastruttura informatica, secondo le proprie esigenze (download dei file singoli o inserimento nel database).

Le tabelle sono state strutturate in modo da integrare le informazioni amministrative e tecniche di ogni singolo impianto. La struttura del database, riportata in figura 2, riflette le tre tipologie di controllo per il rispetto dei limiti di esposizione, valori di attenzione e obiettivi di qualità.

Figura 2 – Struttura del database ISPRA



DATI AMMINISTRATIVI

La tabella “Anagrafica” contiene i dati amministrativi dell’elemento “impianto”, individuato in modo univoco come chiave primaria dall’unione di tre campi, codice gestore-codice impianto-progressivo riuso. Il codice gestore è assegnato da ISPRA, il codice impianto è assegnato dall’operatore ed è riportato nelle istanze di richiesta di installazione/modifica di ogni impianto, il progressivo riuso, assegnato dall’operatore, è stato introdotto a causa del possibile riutilizzo dello stesso codice impianto in caso di dismissioni. I restanti campi della tabella individuano geograficamente l’impianto, tramite Regione, Provincia, Comune, Indirizzo e coordinate in formato WGS84, il corretto inserimento del campo Comune è garantito dall’utilizzo da parte dei gestori del codice ISTAT, reperibile all’interno del database attraverso una tabella di lookup creata appositamente da ISPRA e aggiornata periodicamente.

Per garantire la consistenza del dato sono stati predisposti alcuni controlli in fase di inserimento dei nel database:

- Proprietà del dato, il codice gestore deve corrispondere al codice ricavato dall’autenticazione;
- Esattezza del dato amministrativo, i codici identificativi di Regione, Provincia e Comune devono corrispondere a quelli contenuti all’interno delle tabelle di lookup presenti nel database;
- Esattezza del dato geografico, le coordinate devono essere nel formato accettato e corrispondere alla zona geografica corretta;
- Univocità del dato, non possono essere inseriti più impianti con lo stesso ID (codice gestore-codice impianto-progressivo riuso).

I dati tecnici dell'elemento minimo, individuato dalla cella (impianto-tecnologia-banda-direzione), sono contenuti nelle tabelle "dati sei minuti", "dati orari" e "dati giornalieri", le quali contengono sia i valori ricavati dai contatori di potenza, come media sul periodo di riferimento, sia i valori autorizzati. Il dato fornito dai contatori è di potenza totale, come somma delle singole portanti su tutto lo spazio. Al momento non sono stati considerati i contatori di potenza per settore angolare in quanto le valutazioni previsionali in fase di autorizzazione non prevedono la possibilità di differenziare il calcolo in funzione della regione, in caso di disponibilità dei soli contatori per regione angolare è stato richiesto di ricondursi alla potenza totale. La corrispondenza fra la cella e l'impianto è garantita dall' ID assegnato all'impianto nella "tabella anagrafica".

DATI INPUT: MEDIE SU 24 ORE

La tabella "dati giornalieri", di riferimento per la verifica del limite di esposizione (ad esclusione degli impianti 5G che utilizzano in fase preventiva il fattore di riduzione statistico), del valore di attenzione e dell'obiettivo di qualità, contiene i dati di potenza massima al connettore d'antenna e media su 24 ore, sia in termini di risultato del contatore, sia in termini di dato autorizzato.

Per ogni cella (individuata dalla sequenza ID anagrafica – ID tipo servizio – ID banda frequenza – azimut settore) e per ogni giorno sono presenti i valori di potenza massima installata al connettore d'antenna (W), potenza massima autorizzata (W), potenza media su 24 ore ricavata dal contatore (W), potenza media autorizzata(W), alfa24 autorizzato, alfa24 day, ID utente. La corrispondenza fra ID tipo servizio, ID banda frequenza ed i rispettivi valori è data dalle rispettive tabelle di lookup presenti all'interno del database, l'utilizzo di codici numerici assicura l'uniformità nell'utilizzo della sintassi e l'assegnazione delle bande è stata eseguita secondo lo standard 3GPP^[6].

Per garantire la consistenza del dato sono stati predisposti alcuni controlli in fase di inserimento dei nel database:

- Proprietà del dato, l'ID utente deve corrispondere al codice ricavato dall'autenticazione;
- Esattezza del dato amministrativo, l'ID anagrafica deve essere presente nella tabella "Anagrafica";
- Esattezza del dato tecnico, il valore di media su 24 ore dichiarato deve corrispondere alla media dei 24 valori orari dichiarati nella tabella "dati orari"
- Univocità del dato, non possono essere inseriti più dati giornalieri per la stessa cella.

DATI INPUT: MEDIE ORARIE

La tabella "dati orari", di riferimento per la verifica a seguito di una misura selettiva in frequenza, è utilizzata anche per la verifica della correttezza del dato fornito come media su 24 ore.

Per garantire la consistenza del dato sono stati predisposti alcuni controlli in fase di inserimento dei dati nel database:

- Esattezza e presenza di tutti i valori, per ogni cella devono essere presenti 24 valori nel formato corretto.

DATI INPUT: MEDIE SU SEI MINUTI

La tabella "dati sei minuti", di riferimento per la verifica dei limiti di esposizione per gli impianti 5G che utilizzano in fase preventiva il fattore di riduzione statistico, contiene i dati di potenza media su sei minuti in termini di massimo orario, questo è conseguenza della modalità di lavoro dei contatori di potenza degli impianti 5G, la media è eseguita su un una finestra mobile impostata (es 6 minuti), ma il dato è salvato come massimo su un intervallo più ampio (granularità =1 h).

Per ogni cella e per ogni ora sono presenti i valori di potenza massima installata al connettore d'antenna (W), potenza massima autorizzata (W), massimo della potenza media su 6 minuti ricavata dal contatore (W), potenza media autorizzata(W), FPR autorizzato, FTDC, ID utente.

Per garantire la consistenza del dato sono stati predisposti alcuni controlli in fase di inserimento dei dati nel database:

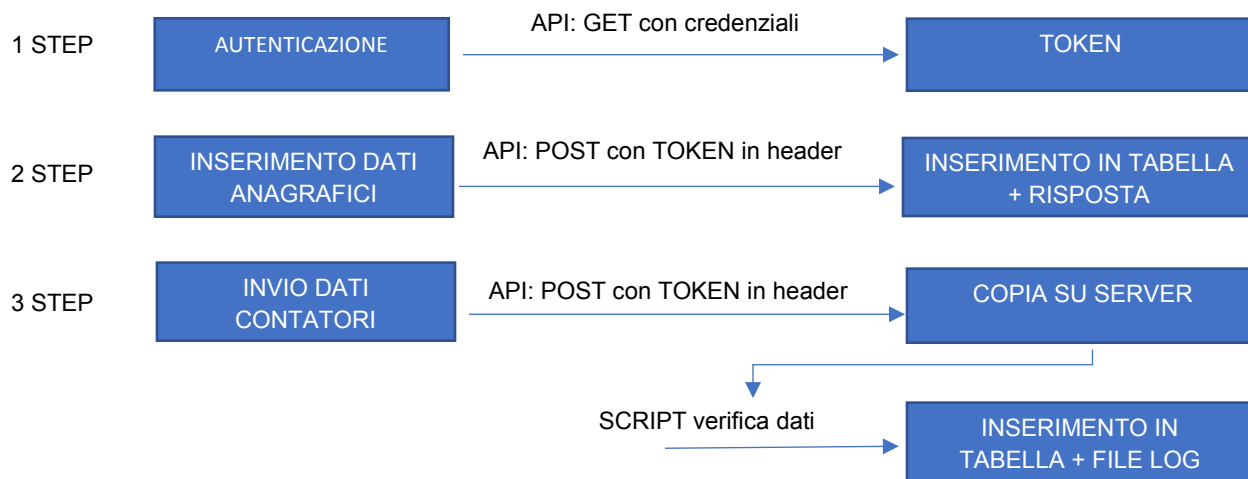
- Proprietà del dato, l'ID utente deve corrispondere al codice ricavato dall'autenticazione;
- Esattezza del dato amministrativo, l'ID anagrafica deve essere presente nella tabella "Anagrafica";
- Univocità del dato, non possono essere inseriti più dati orari per la stessa cella.

Il popolamento delle tabelle analizzate è eseguito dai gestori tramite un protocollo di trasferimento unico. Sono state predisposte API REST che permettono di ottenere dati dal database, inviare ed inserire i dati secondo criteri condivisi. A seconda del tipo di processo il gestore può effettuare chiamate di tipo GET o POST, a seguito della quale riceve un file JSON contenente la risposta sull'esito dell'operazione e, se di tipo GET, i dati richiesti.

Tramite l'utilizzo diretto del portale è possibile ottenere o inserire dati mediante gli appositi pulsanti dell'interfaccia grafica.

La procedura di inserimento tramite API è riportata nel diagramma di flusso in figura 3.

Figura 3 procedura di inserimento dati in database ISPRA



Per poter scambiare dati tramite API è necessaria un'autenticazione di tipo JWT (JSON Web Token), che restituisce un token Bearer della durata di 60 minuti. Tramite il token inserito nell'header della chiamata (GET o POST) è possibile effettuare il download o l'upload dei dati.

Il gestore ha la possibilità di inserire i dati dell'anagrafica mediante singole POST in cascata. Il compito dell'API è di controllare se il codice dell'impianto sia già presente nella tabella, nel caso genererà un messaggio di errore.

I dati delle potenze medie sono inseriti in due step consecutivi. A seconda del tipo di dato, verifica limite di esposizione o valore di attenzione, sono state predisposte due API che gestiscono il trasferimento di file csv compressi (.zip) in una partizione apposita del server ISPRA, ogni gestore ha a disposizione una cartella in cui trasferire i propri dati. I dati medi su 6 minuti sono trasferiti separatamente rispetto ai dati medi orari e su 24 ore, in quanto disponibili esclusivamente per le celle 5G, i dati orari e giornalieri sono in un unico file, con i dati orari in una stringa di 24 valori con separatore stabilito. L'API utilizzata indirizza i dati nella tabella corretta all'interno del database (dati sei minuti, dati orari, dati giornalieri), contestualmente alla presenza di un nuovo file nella cartella del gestore, si genera uno script automatico che inserisce i dati corretti all'interno della tabella individuata dalla tipologia di API. Il processo si conclude con l'invio via e-mail di un file log contenente l'esito dell'inserimento.

DATI OUTPUT: VERIFICHE

Le tabelle contenenti i dati di output sono popolate attraverso uno script che analizza i dati in input (giornalieri e su sei minuti) estraendo i valori statistici necessari alla verifica del non superamento dei limiti di esposizione e valori di attenzione.

Nonostante i gestori dichiarino anche i fattori di riduzione come dati di input (alfa24 e F_{PR}), è stato deciso di eseguire il confronto tra il dato effettivo ed il dato autorizzato a partire dalla potenza e non dai fattori stessi, questo perché la potenza massima effettivamente installata ai connettori d'antenna potrebbe essere diversa da quella autorizzata (a denominatore nella definizione di entrambi i fattori di riduzione).

Lo script, implementato tramite il programma/linguaggio R e lanciato da server in modalità batch secondo una schedulazione predefinita, interroga il database per intervalli temporali definiti (es 1 mese), estrae per ogni cella i valori puntuali di potenza massima e media, calcola il parametro statistico di interesse sul periodo considerato e confronta il valore effettivo con quello autorizzato. I parametri statistici calcolati, riportati in tabella x, sono in funzione del tipo di controllo eseguito; nel caso della verifica del valore di attenzione si calcola il massimo della potenza media su 24 ore nel caso della verifica del limite di esposizione si calcola il massimo della potenza massima installata al connettore d'antenna per tutti gli impianti che non utilizzano il fattore di riduzione statistico, la funzione di distribuzione cumulativa della potenza media su 6 minuti per gli impianti che utilizzano il fattore di riduzione statistico (25°, 50°, 75°, 95°, 100° percentile).

Tabella 1 – Parametri statistici valutati in funzione della tecnologia e del tipo di controllo

	Limite esposizione	Valore attenzione
2G, 3G, 4G	Max (Pmax installata)	Max (Pmedia 24 ore)
5G no FPR	Max (Pmax installata)	Max (Pmedia 24 ore)
5G FPR	100° percentile (Pmedia 6 minuti)	Max (Pmedia 24 ore)

I parametri statistici sono poi confrontati con i dati di autorizzazione per ricavare eventuali anomalie. Per anomalia si intende un valore booleano, TRUE se $P_{effettiva} > P_{autorizzata}$, FALSE se $P_{effettiva} \leq P_{autorizzata}$.

Il risultato dell'elaborazione è inserito nelle due tabelle di Verifica ("24 ore" e "sei minuti"), per ogni cella sono riportati i campi che la identificano (Codice sito, codice cella, anagrafica) ed i campi con i risultati dell'elaborazione (Potenza massima effettiva, Potenza massima autorizzata, Anomalia Potenza massima, Potenza media effettiva, Potenza media autorizzata, Anomalia Potenza media). Per gli impianti 5G che utilizzano il fattore di riduzione statistico sono riportati anche i punti necessari a ricostruire la distribuzione cumulativa della potenza media su sei minuti.

CONDIVISIONE RISULTATI CON ARPA/APPA

Il risultato finale del processo è la condivisione dei risultati delle analisi con le Agenzie, studiata per rendere la consultazione efficace e ottimizzare le risorse disponibili all'interno delle agenzie stesse.

La consultazione può avvenire accedendo al portale tramite autenticazione o attraverso API, in modo da permettere di accedere ai controlli eseguiti sia alle Agenzie che dispongono di un supporto da parte delle strutture IT interne, sia alle Agenzie che non hanno questa possibilità.

In entrambi i casi è possibile accedere sia alle tabelle contenenti i dati di input su un periodo corrispondente al tempo di conservazione del dato (in fase di definizione all'interno del tavolo SNPA), sia alle tabelle contenenti i dati elaborati con i parametri statistici valutati. E' possibile eseguire delle ricerche secondo criteri prestabiliti, temporali, spaziali, su singole celle e/o impianti o sulla presenza di anomalie ed esportare il risultato in più formati.

In caso di accesso tramite API è possibile schedulare l'esportazione dei dati per automatizzarne il reperimento, gestendo la conservazione secondo le necessità e le possibilità (conservazione singoli file o inserimento in database).

Un ulteriore sviluppo permetterà alle Agenzie di ricevere via e-mail un report di sintesi contenente l'elenco delle anomalie riscontrate nell'analisi dei dati, questo report verrà inviato, con cadenza da definire, in modo che sia possibile per le Agenzie effettuare dei controlli nel database ISPRA sui dati relativi alle anomalie segnalate.

STATO ATTUALE DEI LAVORI

Il sistema attualmente implementato, frutto del lavoro del tavolo SNPA partito nel 2020 e oggetto di modifiche durante la condivisione con i gestori (Network Engineering e IT), è in fase di test sia per l'inserimento dei dati, sia per l'analisi. Le prove sull'inserimento dei dati anagrafici hanno dato buoni risultati, la tabella è popolata correttamente tramite API in un tempo sufficientemente ridotto da permettere la corretta schedulazione da parte dei gestori nell'intervallo di durata del Token.

Dato il numero elevato di celle attese, dopo aver verificato il corretto funzionamento dell'API utilizzando un campione significativo, sono in corso stress test sui tempi di inserimento dei dati di input di potenza media, per poter pianificare la schedulazione dell'invio dei dati da parte dei gestori che sia compatibile con la durata del Token e la durata dell'inserimento effettivo nel database.

Il database è popolato con dati di prova utilizzati anche per verificare lo script di analisi ed il corretto popolamento delle tabelle contenenti i risultati. I test evidenziano un buon funzionamento di entrambi i processi.

PROSSIMI SVILUPPI

I lavori stanno procedendo velocemente per poter ufficialmente consegnare il sistema entro la scadenza della delibera SNPA 88/2020^[7], prorogata fino al 6 ottobre 2022. Entro questa data è infatti consentito per le antenne mMIMO l'utilizzo di un fattore di riduzione pari a 0.31 come media su 24 ore e del fattore F_{TDC} come media su sei minuti; alla scadenza della delibera, in assenza di dati dai contatori, non potrà essere più utilizzato il fattore di riduzione pari a 0.31, ma si considererà il solo contributo deterministico per entrambi i valori (F_{TDC}), in presenza dei dati dai contatori sarà possibile richiedere l'utilizzo del fattore statistico per il confronto del limite di esposizione (media su sei minuti) e dell'alfa24 per il confronto con il valore di attenzione (media su 24 ore).

Gli standard tecnici attualmente disponibili non stabiliscono univocamente la metodologia di calcolo del fattore statistico, ma suggeriscono l'utilizzo del 95° percentile della funzione di distribuzione cumulativa di potenza. Le norme sono tuttavia in fase di evoluzione, in attesa della revisione della norma CEI 211-10, che ne esplicherà la definizione e la metodologia di calcolo, lo script salva i principali percentili della funzione di distribuzione cumulativa della potenza media su 6 minuti, con la possibilità di aggiornare tali valori per adeguarsi alla normativa.

Tabella 2 – Utilizzo fattori di riduzione previsto dalla delibera SNPA 88/2020

Fase	Disponibilità contatori	Limite di esposizione	Valore esposizione
Transitoria	Non disponibili	F_{TDC}	$F_{TDC} / 0.31$
Scadenza delibera (06/10/2022)	Non disponibili	F_{TDC}	F_{TDC}
	Disponibili	F_{PR}	Alfa24

E' ancora in fase di sviluppo il processo automatico di condivisione con le Agenzie tramite report, al momento, le Agenzie possono consultare sia i dati di input, sia i risultati delle elaborazioni con la valutazione delle anomalie sul portale on-line, effettuando il download di quanto necessario in locale.

E' infine allo studio l'estensione del sistema a tutti i parametri tecnici delle celle, per permettere alle Agenzie di reperire i dati necessari alla verifica del rispetto dei limiti di legge a seguito di misure selettive in frequenza.

BIBLIOGRAFIA

- [1] LEGGE 17 dicembre 2012, n. 221: Conversione in legge, con modificazioni, del decreto-legge 18 ottobre 2012, n. 179, recante ulteriori misure urgenti per la crescita del Paese. (12G0244) (GU Serie Generale n.294 del 18-12-2012 - Suppl. Ordinario n. 208)
- [2] NGMN ,White Paper “*Recommendation on Base Station Active Antenna System Standards*” (BASTA AA), gennaio 2020
- [3] CEI IEC TR62669:2019, “*Case studies supporting IEC 62232 - Determination of RF field strength, power density and SAR in the vicinity of radiocommunication base stations for the purpose of evaluating human exposure*”, maggio 2019
- [4] E.Caputo, M.Giacomelli, C.Ronchi, “*Sviluppo di web application per l’analisi dei dati ambientali: consultazione e analisi dei database degli impianti di telefonia, confronto con il catasto regionale ed individuazione delle anomalie tramite procedure automatiche*”, Atti del “VII Convegno Nazionale Agenti Fisici ”, 5-7 giugno 2019, Stresa
- [5] https://it.wikipedia.org/wiki/Representational_state_transfer
- [6] 3GPP Spec 36.101 (LTE) “*Evolved Universal Terrestrial Radio Access (E-UTRA); User Equipment (UE) radio transmission and reception*”, Spec 38.101-1 v15.3.0 (5G Operating band FR1) “*NR; User Equipment (UE) radio transmission and reception; Part 1: Range 1 Standalone*”, 38.101-2 (5G operating Band FR2) “*NR; User Equipment (UE) radio transmission and reception; Part 2: Range 2 Standalone*”
- [7] Delibera SNPA 88/2020 “*Criteri per la valutazione delle domande di autorizzazione all’installazione di impianti di reti di comunicazione elettronica con antenne mMIMO/AASs -novembre 2020*”

Caratterizzazione dei sistemi per il monitoraggio e il controllo della potenza trasmessa da antenne Massive MIMO nei sistemi 5G

S. Adda¹, T. Aureli², S. Coltellacci², S. D'Elia³, D. Franci², E. Grillo², N. Pasquino⁴, S. Pavoncello², R. Suman³, M. Vaccarone¹

¹ARPA Piemonte, Dipartimento Rischi Fisici e Tecnologici, Via Jervis 30, 10015 Ivrea (TO), Italia

²ARPA Lazio, Sezione Provinciale di Roma, Via G. Saredo 52, Roma

³Vodafone Networks, Mobile Access Engineering, Vodafone Italia SpA, Ivrea, Italia

⁴DIETI – Dipartimento di Ingegneria Elettrica e delle Tecnologie dell'Informazione,

Università degli Studi di Napoli Federico II, 80125, Napoli, Italia

daniele.franci@arpalazio.it

INTRODUZIONE

Il massiccio utilizzo di antenne attive Massive MIMO (MaMIMO) per l'implementazione delle reti 5G rappresenta forse la caratteristica più rilevante della nuova interfaccia radio e, senza dubbio, quella che marca la discontinuità più consistente rispetto alle tecnologie delle generazioni precedenti. Il principale vantaggio tecnologico che l'utilizzo di questa nuova tipologia di sistemi radianti porta in dote è la possibilità di sintetizzare fasci di irraggiamento dinamici, ad alto guadagno, che consentono di ottimizzare la qualità del segnale ricevuto – e, quindi, del servizio complessivo – seguendo l'utente nei suoi spostamenti. È facile comprendere come un comportamento così differente rispetto alle classiche antenne passive utilizzate nelle generazioni precedenti dei sistemi di telefonia cellulare, implichi necessariamente l'adozione di un approccio alla valutazione preliminare dell'esposizione ai campi elettromagnetici radicalmente differente da quello storicamente utilizzato dagli enti deputati al controllo. La valutazione, infatti, è destinata al progressivo abbandono dell'approccio deterministico, andando via via ad abbracciare uno standard basato su una valutazione di tipo statistico basato sulla Actual Maximum Transmitted Power (AMTP) associata alla sorgente MaMIMO, definita come il 95° percentile della distribuzione della potenza trasmessa dall'antenna nello spazio e nel tempo. In questo nuovo scenario, il rispetto dei limiti imposti dalla normativa viene tarato sulla garanzia che il valore di AMTP dichiarato in fase preliminare dal gestore di telefonia mobile rappresenti la soglia massima di potenza trasmissibile in una determinata direzione dello spazio. Pertanto, al fine di garantire il rispetto di tale vincolo in uno scenario così complesso come quello introdotto dall'utilizzo di antenne attive, molti produttori, stimolati anche dalla IEC 62232, hanno deciso di dotare i loro prodotti di tool per il monitoraggio in continuo e l'eventuale regolazione automatica della potenza,

comunemente chiamati sistemi Power Lock (PL). Una illustrazione qualitativa del funzionamento dei sistemi PL è rappresentato in Fig. 1.

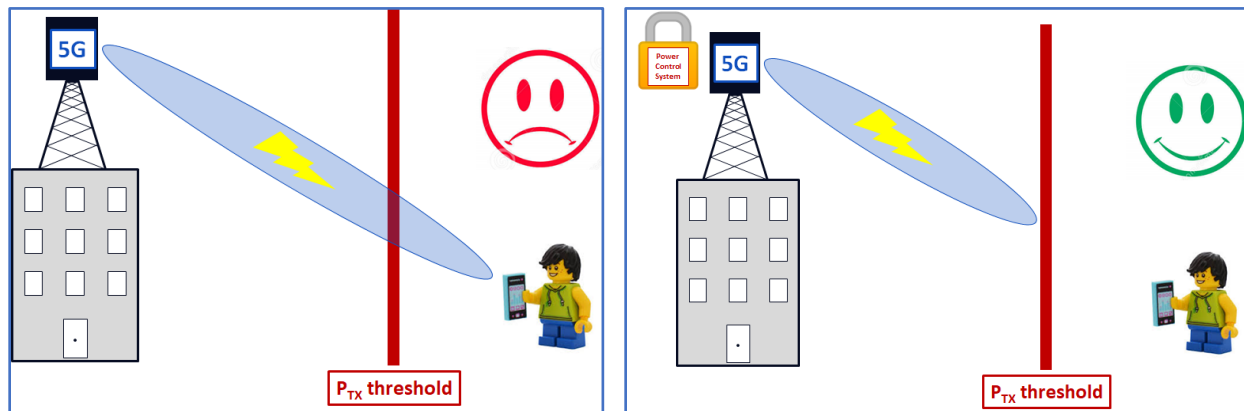


Fig. 1: Schematizzazione del funzionamento del sistema Power Lock installato su un'antenna MaMIMO.

Il PL agisce come un contatore della potenza trasmessa istantaneamente dall'antenna MaMIMO in tutte le direzioni dello spazio implementando, al contempo, una soglia di potenza massima da non superarsi in un arco temporale tipicamente pari a 6 minuti. La potenza istantanea trasmessa dall'antenna MaMIMO può eccedere istantaneamente la soglia impostata nel sistema PL a causa, ad esempio, di un utente che richiede uno specifico servizio e viene servito con un fascio direttivo ad elevato guadagno (figura a sinistra). Se la condizione di elevata esposizione perdura per un tempo tale da rendere possibile che la potenza media trasmessa su sei minuti ecceda la soglia impostata, il PL entra in azione mediante un sistema automatico di limitazione della potenza, ripristinando una condizione di rispetto della soglia definita (figura a destra).

Attualmente i sistemi PL sono installati sulla gran parte dei sistemi trasmissivi in tecnologia 5G che utilizzano antenne di tipo MaMIMO. Per questo motivo risulta fondamentale comprendere le modalità di funzionamento di questo potente tool che interviene pesantemente in tutte le considerazioni inerenti la valutazione dell'esposizione CEM prodotta da sistemi che operano in modalità MaMIMO. In questo lavoro verrà descritta nel dettaglio una metodologia finalizzata alla caratterizzazione dei sistemi PL basata su un rigoroso protocollo di misura testato e validato in campo.

ESEMPIO DI FUNZIONAMENTO DI UN SISTEMA POWER LOCK

Per capire meglio come funziona in concreto un sistema PL si può fare un esempio pratico. Si immagini quindi un'antenna MaMIMO caratterizzata da una massima potenza istantanea P_{max} pari a 100 W alla quale viene affiancato un sistema PL che implementa una soglia di potenza media su 6 minuti $P_{avg,max}$ fissata a 25 W. Supponendo che durante il primo minuto di esercizio l'antenna trasmetta costantemente una potenza pari a P_{max}

allora per i restanti 5 minuti la potenza trasmessa dovrà essere ridotta ad appena 10 W: in questo la potenza media trasmessa sui 6 minuti P_{avg} risulterà pari a $P_{avg,max}$ in quanto

$$P_{avg} = \frac{100+10*5}{6} = 25 \text{ W} = P_{avg,max} \quad (1)$$

In questo esempio, tuttavia, la riduzione di potenza trasmessa è calcolata in maniera dinamica durante l'esercizio dell'antenna MaMIMO mentre i sistemi PL in genere applicano una riduzione di potenza preimpostata e non modificabile. In altre parole, l'effetto dell'azione del PL è quello di ridurre la massima potenza istantanea ad un valore pari alla soglia $P_{avg,max}$. Questa sorta di 'rigidità' nel funzionamento del PL fa sì che, seguendo l'esempio sopra riportato, per garantire il rispetto della soglia sui 6 minuti il sistema non possa attendere un minuto prima di agire ma, al contrario, debba ridurre istantaneamente la potenza trasmessa dall'antenna a 25 W (ovvero il valore di $P_{avg,max}$). Così come per la schematizzazione riportata in Fig. 1, anche questo esempio deve essere considerato valido esclusivamente dal punto di vista qualitativo. Infatti i vendor che forniscono la tecnologia PL ai gestori di telefonia mobile tendono a non rivelare i dettagli del funzionamento dei propri sistemi, giustificando tale comportamento con l'esigenza di mantenere il segreto industriale sui propri prodotti. Proprio questa mancanza di informazioni dettagliate sull'algoritmo di riduzione della potenza implementato dai sistemi PL ha generato l'esigenza di definire un protocollo sperimentale mirato alla caratterizzazione di un sistema PL in condizioni di totale assenza di informazioni preliminari sulle sue modalità di funzionamento. Nel prossimo paragrafo verranno descritti il setup sperimentale utilizzato per la sessione di misure e il protocollo adottato per rendere la caratterizzazione indipendente dalle specifiche caratteristiche di implementazione del sistema PL.

SETUP SPERIMENTALE E PROTOCOLLO DI MISURA

La sessione di misura è stata effettuata in un sito radiomobile di proprietà della società Vodafone, equipaggiato con un sistema trasmissivo MaMIMO Huawei operante a 3.5 GHz e dislocato nel territorio del comune di Roma. Le misure sono state effettuate in condizioni di Line-of-Sight – ovvero di assenza di ostacoli tra la sorgente e l'antenna ricevente. Per la sessione di misura è stata utilizzata la seguente strumentazione:

- analizzatore di spettro Rohde & Schwarz FSP30 [1], collegato ad una antenna omnidirezionale Keysight N6580A [2], per la misura il continuo del Channel Power (CP);
- PC con software di acquisizione dati *Search24* [3] per la gestione automatica della misura CP;
- analizzatore di spettro vettoriale Keysight MXA N9020A [4] connesso ad un'antenna Rohde & Schwarz HL035, utilizzato per la demodulazione del segnale 5G;

- analizzatore Narda SRM3006 [5], equipaggiato con un'antenna isotropica Narda 3502/01 per effettuare misure in modalità Zero Span (ZS).

Durante le misure, il contatore installato sull'impianto registrava istantaneamente i tracciati relativi all'effettiva potenza istantanea trasmessa (P_t) e il numero di Resource Block (RB) utilizzati dalla trama 5G. Tali tracciati sono stati resi disponibili da Vodafone per le successive elaborazioni analitiche. Il sito di misura e il setup sperimentale sono rappresentati in Fig. 2.

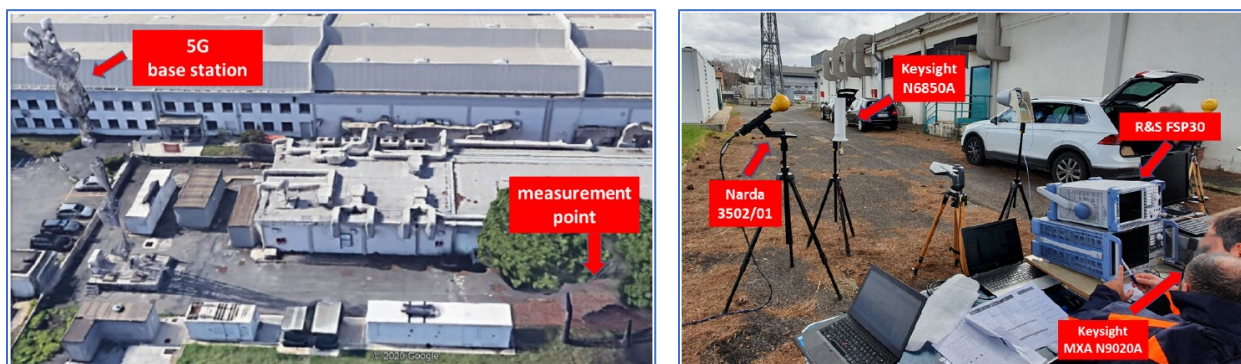


Fig. 2: Sito di misura e setup sperimentale.

Il protocollo di misura utilizzato per caratterizzare il funzionamento del sistema PL prevede l'analisi di tre distinte condizioni operative dell'impianto di test:

1. Condizione di esercizio alla massima potenza consentita P_0 in condizioni standard per l'impianto di test. Tale condizione è assicurata da una forzatura del traffico dati che garantisce la completa occupazione della trama del segnale 5G durante tutta la durata dell'acquisizione dati. In questa condizione operativa, il PL è disattivato. Nel prosieguo, tale scenario sarà indicato come **$P_0; PL_{off}$** ;
2. Condizione di esercizio alla massima potenza consentita $P_0 + \Delta P$ in condizioni straordinarie di esercizio per l'impianto di test. In altre parole, l'impianto è stato temporaneamente forzato a trasmettere un surplus di potenza pari a ΔP e, come nella condizione precedente, la forzatura del traffico ha garantito la completa occupazione della trama. Anche in questo scenario, il PL è disattivato. Nel prosieguo tale scenario sarà indicato come **$P_0 + \Delta P; PL_{off}$** ;
3. Condizione di esercizio alla massima potenza consentita $P_0 + \Delta P$ in condizioni straordinarie di esercizio per l'impianto di test, con sistema PL attivato. La soglia $P_{avg,max}$ è stata appositamente fissata pari alla potenza P_0 in modo da apprezzare l'effetto del PL sui tracciati registrati. Nel prosieguo tale scenario sarà indicato come **$P_0 + \Delta P; PL_{on}$** ;

Infine, durante il passaggio tra le diverse condizioni di esercizio, l'impianto ha lavorato in condizioni di totale assenza di traffico dati (ovvero in presenza di trasmissione esclusiva dei canali di controllo). Tali condizioni verranno identificate con la dicitura **Idle**.

RISULTATI SPERIMENTALI

I risultati sperimentali della sessione di misura sono stati condensati in alcuni grafici, discussi in maniera più approfondita in [6, 7]. La Fig. 3 mostra i tracciati della potenza istantanea P_t e del numero di RB occupati registrati istantaneamente di contatori installati sull'impianto, insieme al valore del CP registrato dal FSP30. Le diverse condizioni operative sono indicate in figura attraverso l'ausilio di colori diversi.

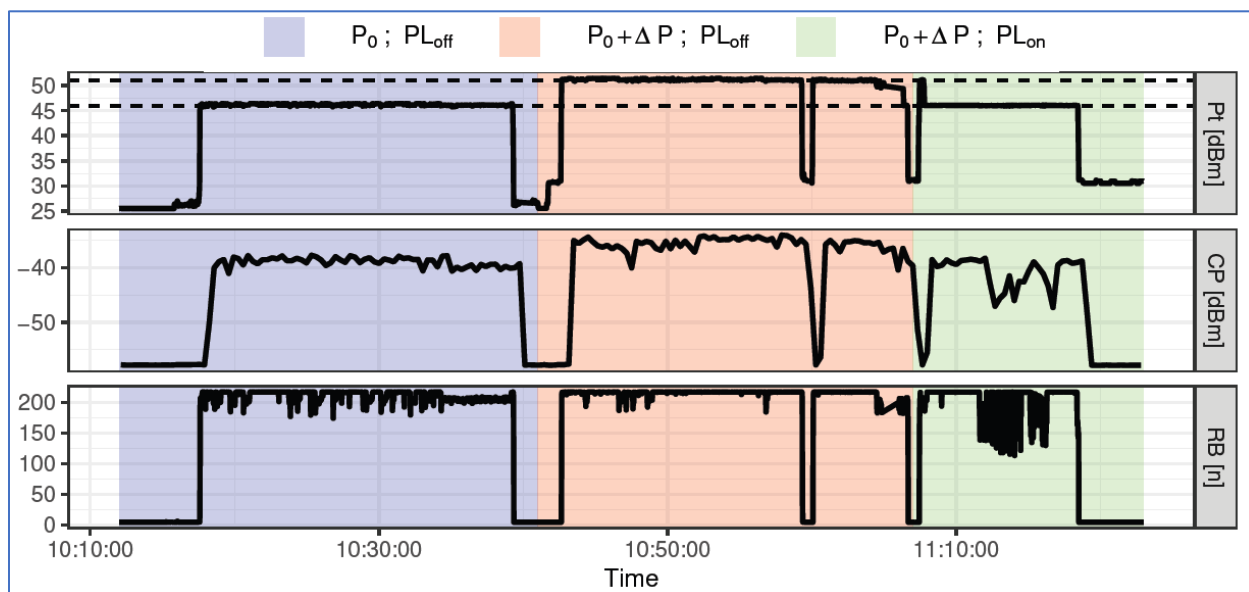


Fig. 3: Potenza istantanea, CP e RB occupati durante la sessione di misura.

I tracciati consentono di chiarire numerosi aspetti relativi alle modalità di funzionamento del sistema PL. In primo luogo, l'andamento temporale del numero di RB occupati assicura che in tutti e tre gli scenari considerati si è ottenuta la condizione di completa occupazione di trama (a meno di alcune fluttuazioni istantanee probabilmente dovute al surriscaldamento dei terminali mobili utilizzati per la forzatura di trama). Si noti anche come sia semplice identificare nel grafico gli intervalli temporali in cui il sistema ha operato in modalità Idle, ovvero in totale assenza di traffico dati ed esclusiva trasmissione dei canali di controllo (numero di RB occupati di poco superiore allo zero).

Il tracciato della potenza istantanea P_t mette chiaramente in evidenza la discontinuità introdotta dalla transizione dal primo al secondo scenario: lo scalino di potenza, evidenziato dalle due linee orizzontali tratteggiate, corrisponde esattamente all'incremento ΔP fissato in fase di progettazione del protocollo di misura. Il tracciato chiarisce anche la modalità di funzionamento del sistema PL. Se infatti si analizzano i

dati relativi al terzo scenario (colore verde, PL attivato con soglia pari a P_0) si noterà che il livello di potenza raggiunge il valore $P_0 + \Delta P$ per poi essere istantaneamente ridotto al valore di soglia P_0 . L'attivazione istantanea del meccanismo PL assicura da un lato che il protocollo di misura progettato è in grado di cogliere le caratteristiche dell'algoritmo di limitazione della potenza anche in assenza di informazioni preliminari da parte del vendor e, dall'altro, che il PL rappresenta uno strumento eccezionale ai fini della limitazione dell'esposizione umana ai CEM prodotti da antenne MaMIMO e, di conseguenza, anche ai fini del rispetto delle soglie imposte dalla normativa vigente.

L'ultimo tracciato è relativo al CP misurato. Si noti come la transizione di potenza $P_0 \rightarrow P_0 + \Delta P$ e l'attivazione del sistema PL siano chiaramente identificabili nonostante fluttuazioni statistiche comprensibilmente più ampie rispetto a quelle del tracciato P_t . Un'altra considerazione di interesse riguarda la totale assenza del picco all'inizio del terzo scenario che invece è chiaramente visibile sul tracciato P_t . L'assenza del picco è spiegata dal fatto che i tempi di attivazione del PL sono estremamente più esigui rispetto al periodo di integrazione della potenza impostato per la misura CP. L'assenza del picco mostra pertanto che il superamento istantaneo della soglia è completamente trasparente rispetto alle modalità classiche di misura della potenza (e del campo elettrico) utilizzate dagli enti di controllo. Tale trasparenza garantisce quindi che le attuali procedure di misura possono essere utilizzate anche in presenza di sistemi PL, senza alcun timore che la riduzione di potenza possa inficiare i risultati ottenuti.

L'effetto del PL è evidente anche nei tracciati in ZS riportati per i tre scenari in Fig. 4.

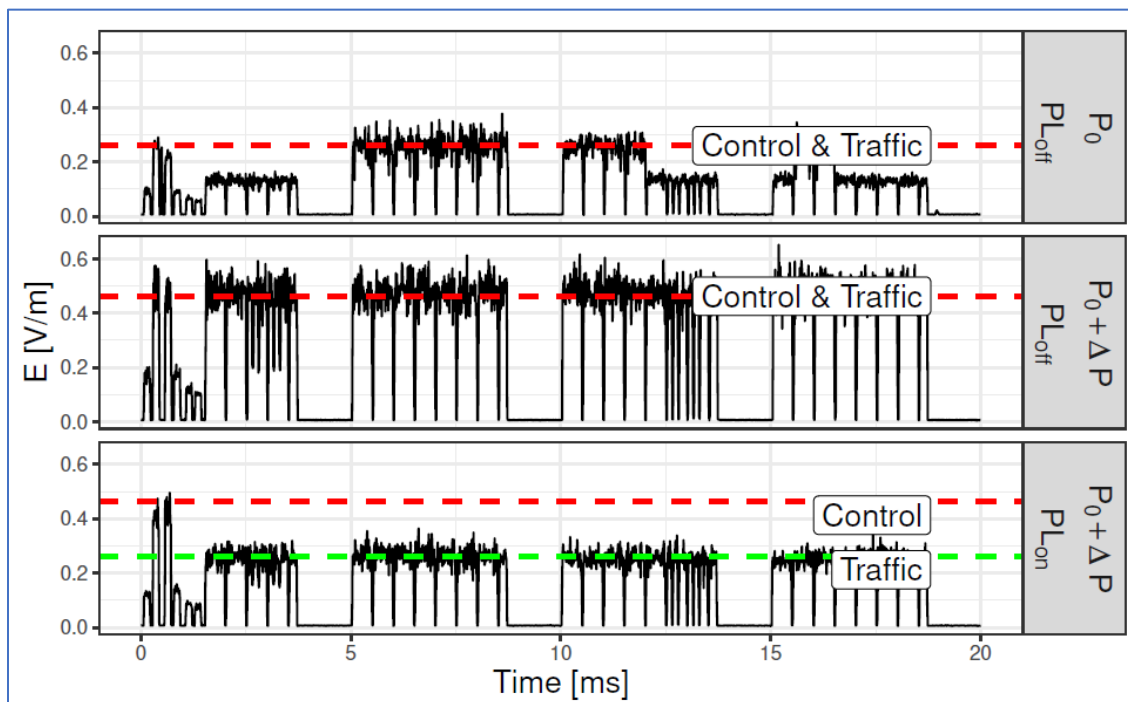


Fig. 4: misura ZS per i tre scenari considerati.

Un'ultima considerazione sulla modalità di funzionamento del sistema PL può essere dedotta dall'analisi del grafico in Fig. 5 che mostra la potenza associata al canale di controllo PBCH-DMRS nei diversi scenari operativi, ottenuta attraverso una misura vettoriale. Per ulteriore completezza, sono state inserite anche le misure effettuate durante la condizione operativa Idle, ovvero in totale assenza di traffico dati.

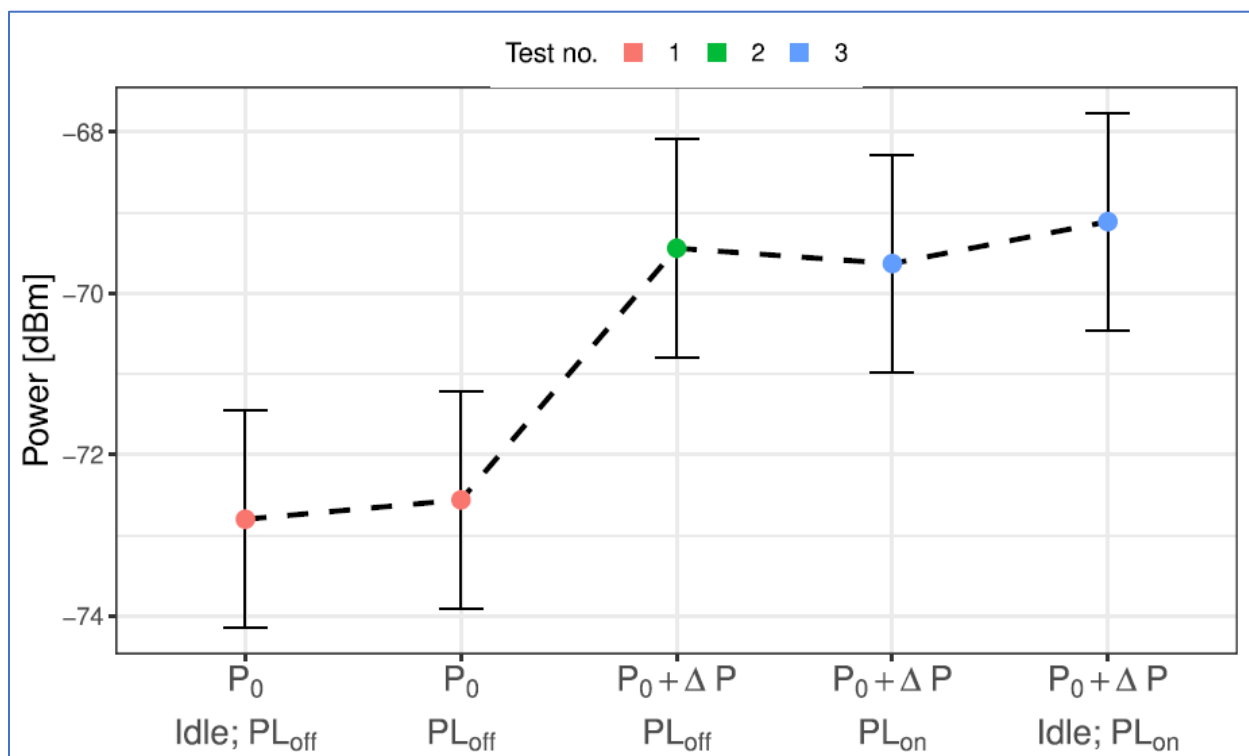


Fig. 5: misura vettoriale della potenza associata al canale di controllo PBCH-DMRS.

Si noti come la potenza associata al canale di controllo dipenda esclusivamente dal massimo valore di potenza associato all'impianto (P_0 oppure $P_0 + \Delta P$). Infatti, né la condizione di presenza/assenza di traffico dati né, tantomeno, l'attivazione del sistema PL incide sulla variazione della potenza associata al canale PBCH-DMRS. Tale grafico suggerisce quindi che la riduzione del sistema PL interessa esclusivamente i canali di traffico dati, lasciando invariata la potenza associata ai canali di controllo. Questa scelta garantisce quindi che il sistema PL non infici in alcun modo la copertura radioelettrica garantita dall'impianto in fase di progettazione.

BIBLIOGRAFIA

- [1] Rohde & Schwarz FSP 30 Spectrum Analyzer https://www.rohde-schwarz.com/us/products/test-and-measurement/signal-and-spectrum-analyzers/rs-fsp-spectrum-analyzer_63493-8043.html

[2] Keysight N6850A Broadband Omnidirectional Antenna
<https://www.keysight.com/mx/en/product/N6850A/broadband-omnidirectional-antenna.html>

[3] S. Coltellacci, E. Grillo, D. Franci, S. Pavoncello, T. Aureli, "SearchH24 – software per il controllo remoto di analizzatori di spettro non vettoriali e per la gestione dell'attività di analisi selettiva sulle 24 ore in conformità alla norma tecnica CEI 211-7/E", Convegno Nazionale AIRP 2017, Salerno 8-10 Novembre 2017

[4] Keysight MXA N9020A Spectrum Analyzer
<https://www.keysight.com/mx/en/product/N9020A/mxa-signal-analyzer-10hz-26-5ghz.html>

[5] Narda SRM 3006 Field Strength Analyzer <https://www.narda-sts.com/en/selective-emf/srm-3006-field-strength-analyzer/>

[6] S. Adda *et al.*, "A Methodology to Characterize Power Control Systems for Limiting Exposure to Electromagnetic Fields Generated by Massive MIMO Antennas," in *IEEE Access*, vol. 8, pp. 171956-171967, 2020, doi: 10.1109/ACCESS.2020.3024764.

[7] S. Adda *et al.*, "How to Characterize Power Lock Systems for Limiting Exposure to Electromagnetic Radiation Generated by 5G MaMIMO Systems," *2022 IEEE International Workshop on Metrology for Living Environment (MetroLivEn)*, 2022, pp. 258-262, doi: 10.1109/MetroLivEnv54405.2022.9826911.

La valutazione dell'esposizione CEM a sorgenti di telefonia mobile in luoghi sensibili: i casi pilota dell'installazione di una centralina di monitoraggio selettiva presso l'Università e il Policlinico Tor Vergata

D. Franci¹, T. Aureli, N. Blefari-Melazzi^{2,3}, L. Chiaraviglio^{2,3}, S. Coltellacci¹, S. Cordiner⁴, E. Grillo¹, C. Lodovisi², S. Pavoncello¹

¹ARPA Lazio, Sezione Provinciale di Roma, Via G. Saredo 52, Roma

²Dip. di Ingegneria Elettronica, Università degli Studi di Roma "Tor Vergata", Via del Politecnico, Roma

³Consorzio Nazionale Interuniversitario per le Telecomunicazioni, Viale G.P. Usberti, n. 181/A, Parma

⁴UOC – Progettazione, Sviluppo e Gestione del Patrimonio, Fondazione Policlinico Tor Vergata, Viale Oxford 81, 00133 Roma

daniele.franci@arpalazio.it

INTRODUZIONE

Lo sviluppo inarrestabile delle tecnologie di telecomunicazione ha portato sempre più alla ribalta il delicato tema dell'esposizione umana ai campi elettromagnetici, focalizzando principalmente l'attenzione su luoghi di particolare interesse, in quanto intensamente frequentati oppure con un'alta concentrazione di fasce di popolazione ritenute particolarmente sensibili. Questa rinnovata sensibilità relativa all'esposizione CEM ha condotto a sforzi mirati alla definizione dell'adeguato setup sperimentale che, unitamente alla definizione di efficaci procedure di misura e valutazione dei dati, consente di effettuare un'efficace e attendibile valutazione dell'impatto di ciascuna delle numerose sorgenti che contribuiscono all'esposizione complessiva. La complessa dipendenza dell'intensità di campo elettromagnetico misurata in punto dal tempo – specialmente se in presenza di sorgenti di telefonia mobile per le quali l'impatto effettivamente prodotto dipende criticamente dal carico istantaneo sostenuto dalla cella – ha messo in risalto la necessità di utilizzo di strumentazione di misura che consenta di effettuare un monitoraggio continuativo e selettivo in frequenza per periodi di tempo medio-lunghi, con il duplice scopo di verificare il rispetto dei limiti normativi attraverso misure dirette e di caratterizzare l'esposizione umana ai campi elettromagnetici in aree di particolare interesse. Questo lavoro descrive i progressi effettuati nell'ambito di una collaborazione tecnico-scientifica instaurata tra ARPA Lazio, il Dipartimento di Ingegneria Elettronica dell'Università di Tor Vergata e il Policlinico Tor Vergata, relativamente alla progettazione e messa in opera di una centralina di monitoraggio CEM in continua. Verranno pertanto discusse le caratteristiche tecniche del sistema ideato, analizzando la scelta dello strumento di misura e la messa a punto del tool

software di raccolta e analisi dati. La fase di test e validazione del sistema di monitoraggio è tutt'ora in corso con due campagne di misura che hanno fornito una enorme mole di dati preliminari che verranno brevemente sintetizzati in questo lavoro. I punti di misura scelti sono stati:

- i locali del Dipartimento di Ingegneria Elettronica dell'Università di Tor Vergata;
- i locali del Policlinico Tor Vergata.

Oltre che ad ovvii vantaggi di tipo logistico dovuti alla collaborazione in corso, i punti di misura garantiscono un interesse anche dal punto di vista socio-sanitario, in quanto luoghi intensamente frequentati da categorie di popolazione di particolare interesse quali i giovani (Università) e soggetti fragili (Policlinico). Infine verranno discusse le soluzioni pratiche utilizzate per rendere l'installazione sicura e poco impattante in ambienti altamente frequentati.

SETUP SPERIMENTALE

Una caratteristica fondamentale di una centralina di monitoraggio CEM è rappresentata dalla possibilità di impostare una misura continuativa, prolungata per periodi medio-lunghi, in modo da valutare l'impatto di eventuali modifiche delle sorgenti di interesse e, in generale, del progressivo sviluppo tecnologico delle reti di telefonia mobile. Per poter soddisfare tali requisiti, il sistema di misura deve essere funzionante in modo autonomo per lungo periodo negli ambienti più diversificati e affiancato da un'affidabile software di acquisizione dati, che consenta di impostare il monitoraggio e di gestirlo in maniera autonoma nel tempo, provvedendo contemporaneamente all'impostazione dei parametri di misura ottimizzati per ciascuna sorgente di interesse e al salvataggio e organizzazione dei risultati. La scelta della soluzione strumentale più idonea allo scopo è ricaduta sul Remote Spectrum Monitor Anritsu MS27102A [1], un analizzatore di spettro con larghezza di banda FFT istantanea di 20 MHz che garantisce la possibilità di utilizzo in ambiente esterno grazie alla scocca certificata IP67. A questo strumento è stata accoppiata un'antenna passiva broadband omnidirezionale Keysight N6850A [2], operante nel range da 20 MHz a 6 GHz. Tale antenna ha il duplice vantaggio di non necessitare di sistemi meccanici di rotazione (o switch software) in quanto omnidirezionale e, al tempo stesso, di coprire ampiamente tutto l'intervallo spettrale comunemente considerato in misure CEM ambientali. Completano il setup un cavo coassiale di tipo N-N per la connessione analizzatore-antenna e un PC con il software di acquisizione dati collegato via LAN al Remote Spectrum Monitor. Uno schema dell'apparato sperimentale è riportato in Fig. 1.

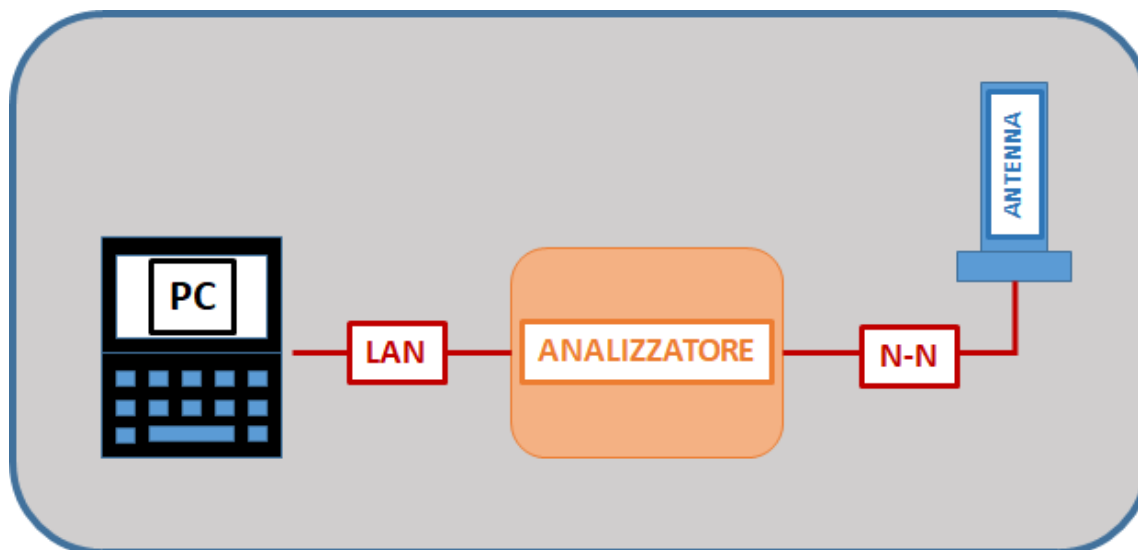


Fig. 1: Schema dell'apparato sperimentale utilizzato per la definizione della centralina di monitoraggio

Come già discusso in precedenza, sono state allestite due centraline di monitoraggio per i test e la validazione dei risultati, installate in luoghi ad alta frequentazione come università e ospedali. La complessa logistica dei punti selezionati ha necessitato la progettazione di adeguate soluzioni pratiche per un'installazione che garantisse l'integrità e l'inaccessibilità ai non addetti ai lavori alle componenti del sistema di misura e, allo stesso tempo, il minimo impatto visivo ed in termini di ingombro al fine di minimizzare gli eventuali disagi dovuti ad una prolungata presenza di strumentazione in luoghi altamente frequentati. L'esperienza del personale tecnico del Policlinico Tor Vergata ha consentito la progettazione e messa in opera di una installazione che soddisfa entrambi i requisiti:

1. il mini-PC su cui gira il software di acquisizione è stato posizionato all'interno di un armadietto chiuso a chiave;
2. il Remote Spectrum Monitor è stato posizionato all'interno del controsoffitto e successivamente celato da un pannello;
3. il cavo LAN è stato fatto passare attraverso una canalina passa-cavi e condotto dal PC al Remote Spectrum Monitor;
4. l'antenna è stata ancorata ad un pannello del soffitto mediante l'utilizzo di una staffa di metallo;
5. è stato applicato un foro ad uno dei pannelli del controsoffitto al fine di permettere al cavo N-N di raggiungere l'antenna.

Alcune immagini dell'installazione della centralina presso il sito del Policlinico Tor Vergata sono riportate in Fig. 2.



Fig. 2: Dettaglio dell'installazione della centralina presso il Policlinico Tor Vergata

SOFTWARE DI ACQUISIZIONE DATI

Al fine di garantire una acquisizione dati continuative nel tempo e indipendente dalla presenza in loco di un operatore, il comando remoto della centralina è stato demandato ad un software di acquisizione progettato e sviluppato internamente dal personale tecnico di ARPA Lazio. Lo sviluppo del software ricalca le procedure operative già utilizzate per la messa a punto del sistema *Search24* [3], dedicato al controllo remoto e all'automatizzazione di strumentazione per misure di campo elettromagnetico. Il software di controllo è stato scritto in linguaggio C++ e sfrutta le librerie VISA per la creazione di routine di misura trasferite allo strumento mediante sequenze ordinate di comandi SCPI. L'interfaccia grafica del programma è riportata in Fig. 3. Attraverso l'interfaccia grafica è possibile settare tutti i principali parametri di misura necessari per portare a compimento un monitoraggio di lungo periodo. Nello specifico, preliminarmente alla fase di acquisizione dati è possibile impostare l'indirizzo IP del Remote Spectrum Monitor per poterlo raggiungere attraverso la connessione LAN e la durata complessiva del monitoraggio. Successivamente, per ciascun contributo da inserire all'interno del monitoraggio è possibile impostare:

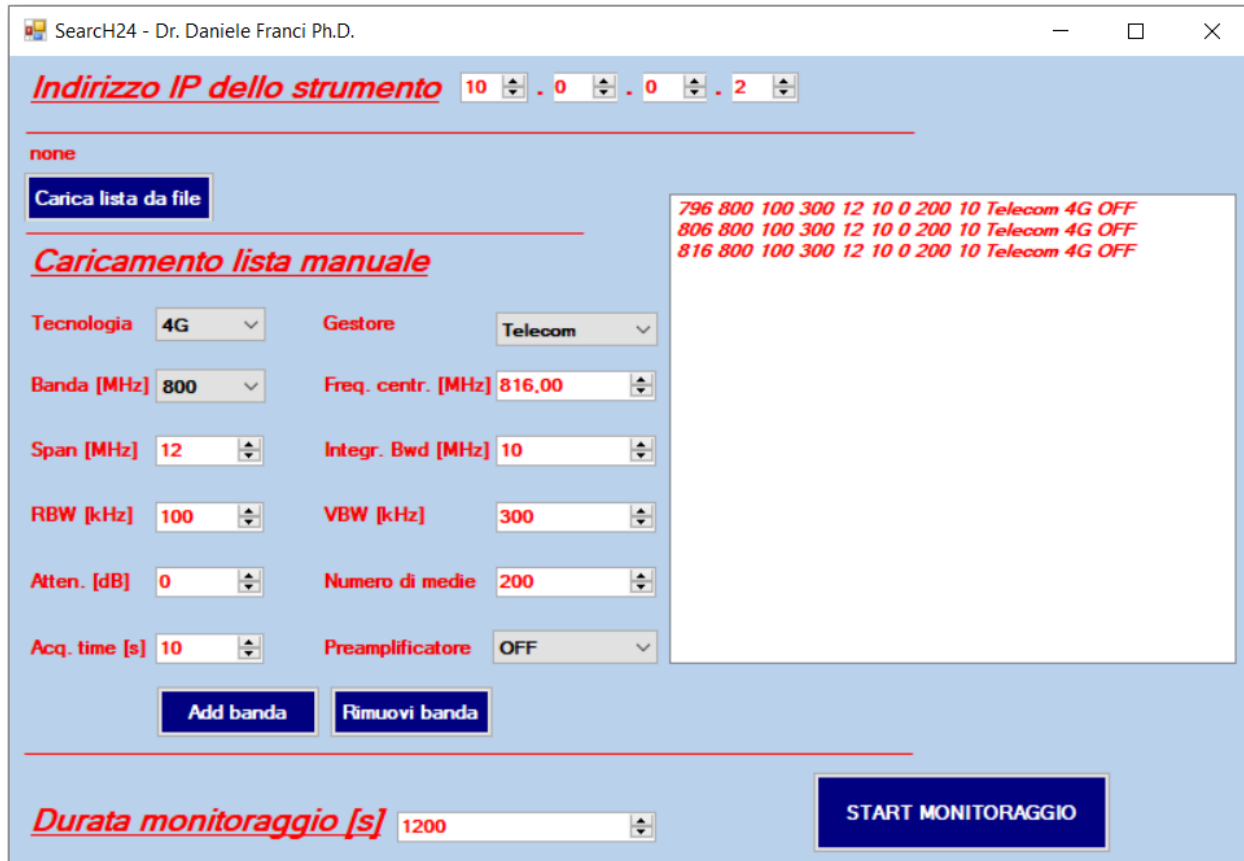
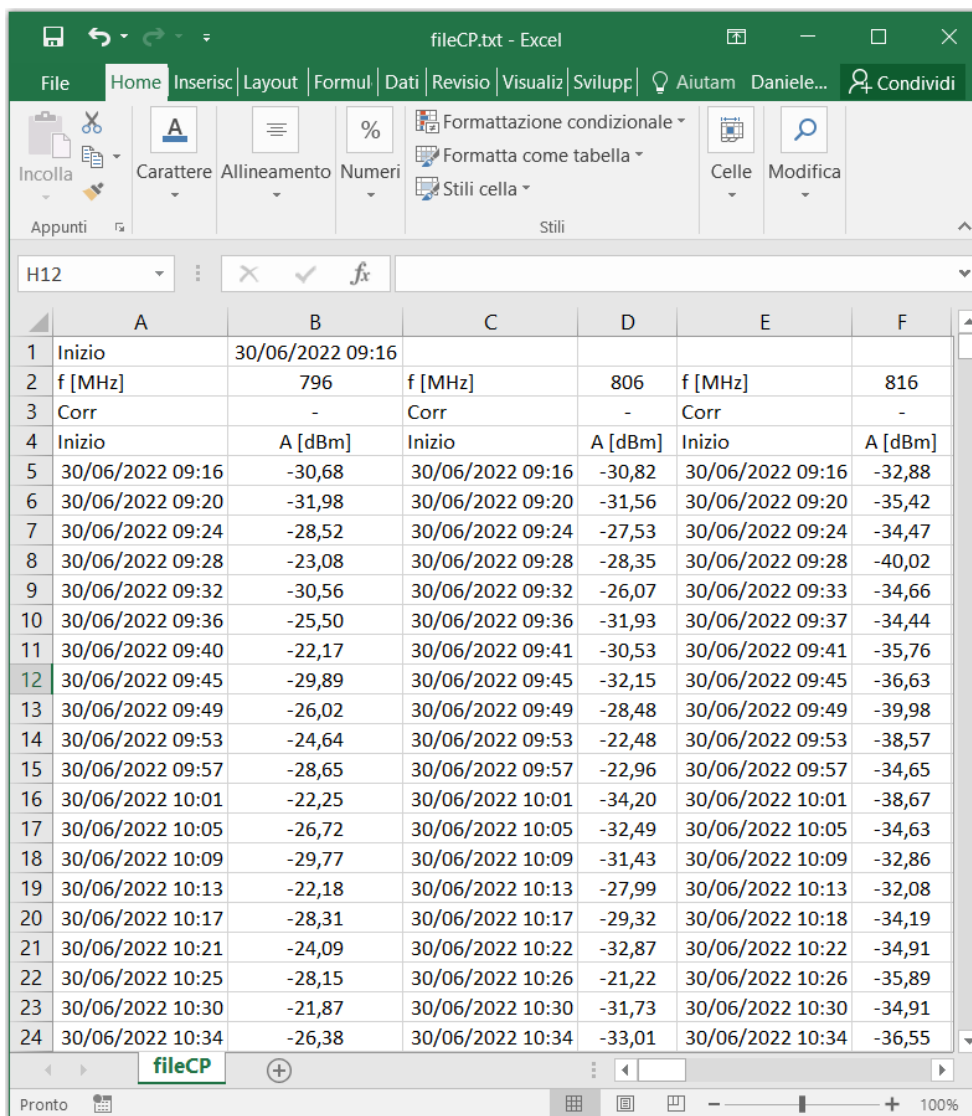


Fig. 3: Interfaccia grafica del software di acquisizione dati

- il tipo di tecnologia, il gestore e la banda di frequenza;
- la frequenza centrale e lo span;
- l'effettiva banda di integrazione per la misura in Channel Power;
- Resolution e Video Bandwidth (RBW e VBW)
- attenuazione meccanica o preamplificazione (utili in caso di segnali in ingresso rispettivamente molto o poco intensi);
- il numero di medie per costruire la traccia Average dello spettro e il tempo di acquisizione.

La lista dei contributi di interesse può essere inserita a mano oppure attraverso liste preimpostate salvate in formato testo. Una volta avviato il monitoraggio, il software provvede ad analizzare in sequenza tutti i contributi inseriti dall'utente, impostando per ciascuno i parametri indicati durante la preparazione della misura ed effettuando una misurazione in Channel Power della potenza contenuta all'interno di una porzione spettrale centrata attorno al valore di frequenza impostato e di larghezza pari alla banda di integrazione comunicata al software. Una volta applicata la routine a tutti i contributi presi in considerazione, il software riapplica la routine ciclicamente ripartendo dal primo contributo. La procedura continua nello stesso modo fino allo scadere della durata complessiva del monitoraggio impostata dall'utente. Il software svolge anche

l'importante compito di registrare il valore di potenza misurato attraverso il Channel Power per tutti i contributi, creando un file di testo con l'indicazione della data e orario e il valore di potenza misurata (in dBm) per tutti i contributi inclusi nel monitoraggio. Un esempio del report di misura prodotto dal software di acquisizione è mostrato in Fig. 4.



	A	B	C	D	E	F
1	Inizio	30/06/2022 09:16				
2	f [MHz]	796	f [MHz]	806	f [MHz]	816
3	Corr	-	Corr	-	Corr	-
4	Inizio	A [dBm]	Inizio	A [dBm]	Inizio	A [dBm]
5	30/06/2022 09:16	-30,68	30/06/2022 09:16	-30,82	30/06/2022 09:16	-32,88
6	30/06/2022 09:20	-31,98	30/06/2022 09:20	-31,56	30/06/2022 09:20	-35,42
7	30/06/2022 09:24	-28,52	30/06/2022 09:24	-27,53	30/06/2022 09:24	-34,47
8	30/06/2022 09:28	-23,08	30/06/2022 09:28	-28,35	30/06/2022 09:28	-40,02
9	30/06/2022 09:32	-30,56	30/06/2022 09:32	-26,07	30/06/2022 09:33	-34,66
10	30/06/2022 09:36	-25,50	30/06/2022 09:36	-31,93	30/06/2022 09:37	-34,44
11	30/06/2022 09:40	-22,17	30/06/2022 09:41	-30,53	30/06/2022 09:41	-35,76
12	30/06/2022 09:45	-29,89	30/06/2022 09:45	-32,15	30/06/2022 09:45	-36,63
13	30/06/2022 09:49	-26,02	30/06/2022 09:49	-28,48	30/06/2022 09:49	-39,98
14	30/06/2022 09:53	-24,64	30/06/2022 09:53	-22,48	30/06/2022 09:53	-38,57
15	30/06/2022 09:57	-28,65	30/06/2022 09:57	-22,96	30/06/2022 09:57	-34,65
16	30/06/2022 10:01	-22,25	30/06/2022 10:01	-34,20	30/06/2022 10:01	-38,67
17	30/06/2022 10:05	-26,72	30/06/2022 10:05	-32,49	30/06/2022 10:05	-34,63
18	30/06/2022 10:09	-29,77	30/06/2022 10:09	-31,43	30/06/2022 10:09	-32,86
19	30/06/2022 10:13	-22,18	30/06/2022 10:13	-27,99	30/06/2022 10:13	-32,08
20	30/06/2022 10:17	-28,31	30/06/2022 10:17	-29,32	30/06/2022 10:18	-34,19
21	30/06/2022 10:21	-24,09	30/06/2022 10:22	-32,87	30/06/2022 10:22	-34,91
22	30/06/2022 10:25	-28,15	30/06/2022 10:26	-21,22	30/06/2022 10:26	-35,89
23	30/06/2022 10:30	-21,87	30/06/2022 10:30	-31,73	30/06/2022 10:30	-34,91
24	30/06/2022 10:34	-26,38	30/06/2022 10:34	-33,01	30/06/2022 10:34	-36,55

Fig. 4: Report di misura prodotto dal software di acquisizione

RISULTATI PRELIMINARI

Le centraline stanno attualmente operando in una fase preliminare di esercizio, mirata alla verifica del corretto funzionamento delle componenti hardware e software che compongono la centralina di monitoraggio. In aggiunta, i ricercatori del Dipartimento di Ingegneria Elettronica dell'Università Tor Vergata stanno perfezionando il tool per l'analisi automatica dei dati acquisiti dalla centralina. I primi test evidenziano le capacità del sistema di operare in continuo anche su periodi lunghi, senza la necessità di alcun

intervento esterno. Le Fig. 5 e 6 mostrano i tracciati giornalieri del campo elettrico misurato nel periodo Giugno-Settembre 2022, rispettivamente dalla centralina installata all'Università e al Policlinico.

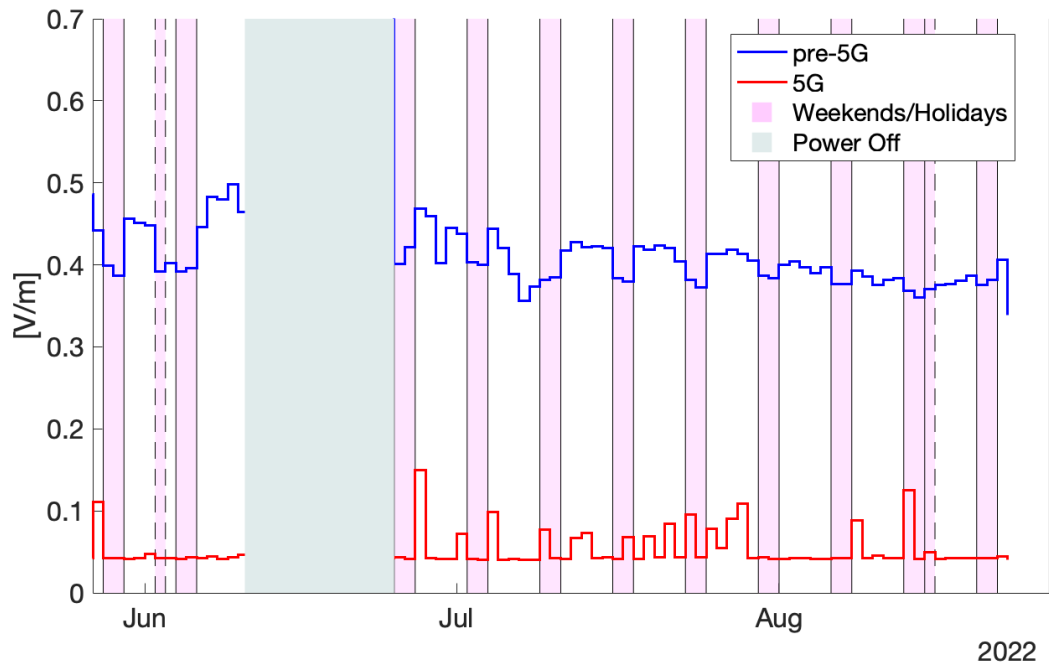


Fig. 5: Tracciato acquisito dalla centralina installata presso l'Università

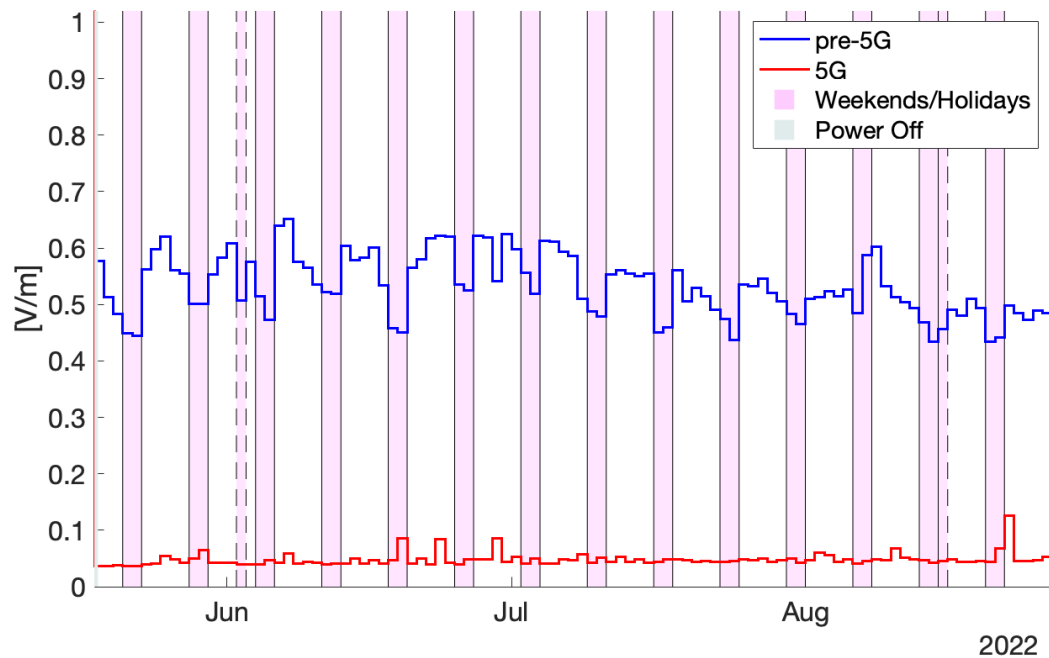


Fig. 6: Tracciato acquisito dalla centralina installata presso il Policlinico

Si noti come le potenzialità selettive della strumentazione utilizzata consentano di distinguere il contributo relativo alle tecnologie 'legacy' (linea blu) rispetto a quello del segnale 5G (linea rossa). Si noti anche che, nel caso della centralina installata all'Università, un improvviso black-out ha prodotto un vasto periodo di assenza di dati a cavallo tra Giugno e Luglio. Tale esperienza ha suggerito di dotare ciascuna centralina di un sistema di alimentazione di backup, in modo da assicurare la continuazione della presa dati.

BIBLIOGRAFIA

[1] Anritsu MS27102A Remote Spectrum Monitor <https://www.anritsu.com/en-us/test-measurement/products/ms27102a>

[2] Keysight N6850A Broadband Omnidirectional Antenna <https://www.keysight.com/mx/en/product/N6850A/broadband-omnidirectional-antenna.html>

[3] S. Coltellacci, E. Grillo, D. Franci, S. Pavoncello, T. Aureli, "SearchH24 – software per il controllo remoto di analizzatori di spettro non vettoriali e per la gestione dell'attività di analisi selettiva sulle 24 ore in conformità alla norma tecnica CEI 211-7/E", Convegno Nazionale AIRP 2017, Salerno 8-10 Novembre 2017

Metodo di valutazione delle variazioni minime di impatto per le modifiche non sostanziali di impianti di telecomunicazioni

T. Aureli¹, S. Coltellacci¹, D. Franci¹, E. Grillo¹, S. Pavoncello¹

¹ARPA Lazio, Sezione Provinciale di Roma, Via G. Saredo 52, Roma

enrico.grillo@arpalazio.it

Riassunto

Con il fervido sviluppo delle reti radiomobili di ultima generazione sono in numero sempre maggiore gli interventi di modifica degli impianti di telefonia mobile da parte degli operatori. Ad interventi 'sostanziali' di carattere additivo (in cui si vanno ad aggiungere nuove tecnologie trasmissive), per i quali si necessita di una valutazione approfondita dal punto di vista dell'impatto elettromagnetico, si accostano interventi di modifica 'non sostanziali' (ad esempio in cui una tecnologia legacy viene sostituita con una nuova tecnologia trasmissiva) che non vanno a modificare o modificano di una minima quantità le emissioni elettromagnetiche dell'impianto. In relazione a quest'ultima tipologia di interventi, la nostra Agenzia ha partecipato ai lavori di revisione della norma tecnica CEI 211-10, nell'ambito del comitato tecnico del CEI (CT106), proponendo una tecnica di valutazione oggettiva che, in relazione ad una soglia di accettabilità per le 'variazioni minime' di impatto elettromagnetico, consenta di stabilire se un intervento di modifica di una SRB sia effettivamente da considerarsi a minimo impatto. La descrizione di tale procedura sarà l'oggetto di questo lavoro.

INTRODUZIONE

Possono esserci delle esigenze di rete che portano i gestori a modificare solo alcuni parametri di un impianto di telefonia mobile senza generare un sostanziale aumento dell'impatto elettromagnetico a questo associato, ovvero ingenerando una variazione minima di questo. E' ovvio che il concetto di minima variazione è legato strettamente all'accettabilità o meno di questa variazione relativamente ad una determinata soglia, che può essere definita in valore percentuale (X%), fermo restando la conformità dell'impianto ai valori limite di riferimento.

In tali casi si pone il problema di definire una procedura che consenta di confrontare l'impatto delle configurazioni pre e post modifica e verificare se le modifiche imposte dal gestore rientrino nella soglia di variazione minima prestabilita.

La procedura qui proposta consiste nel confrontare le isolinee di conformità in riferimento ai limiti normativi mettendo in relazione l'estensione di quest'ultime in base ad una griglia di controllo che prende in considerazione la proiezione sul piano orizzontale e sui piani verticali delle direzioni di massimo irraggiamento. In tal modo si addivene ad una quantificazione (che può essere espressa anche in forma tabellare), per un numero limitato di direzioni preferenziali di controllo, che consente di definire una metrica con la quale poter quantificare la variazione di impatto elettromagnetico complessivo e determinare se questo rientra o meno all'interno della soglia di minimo impatto.

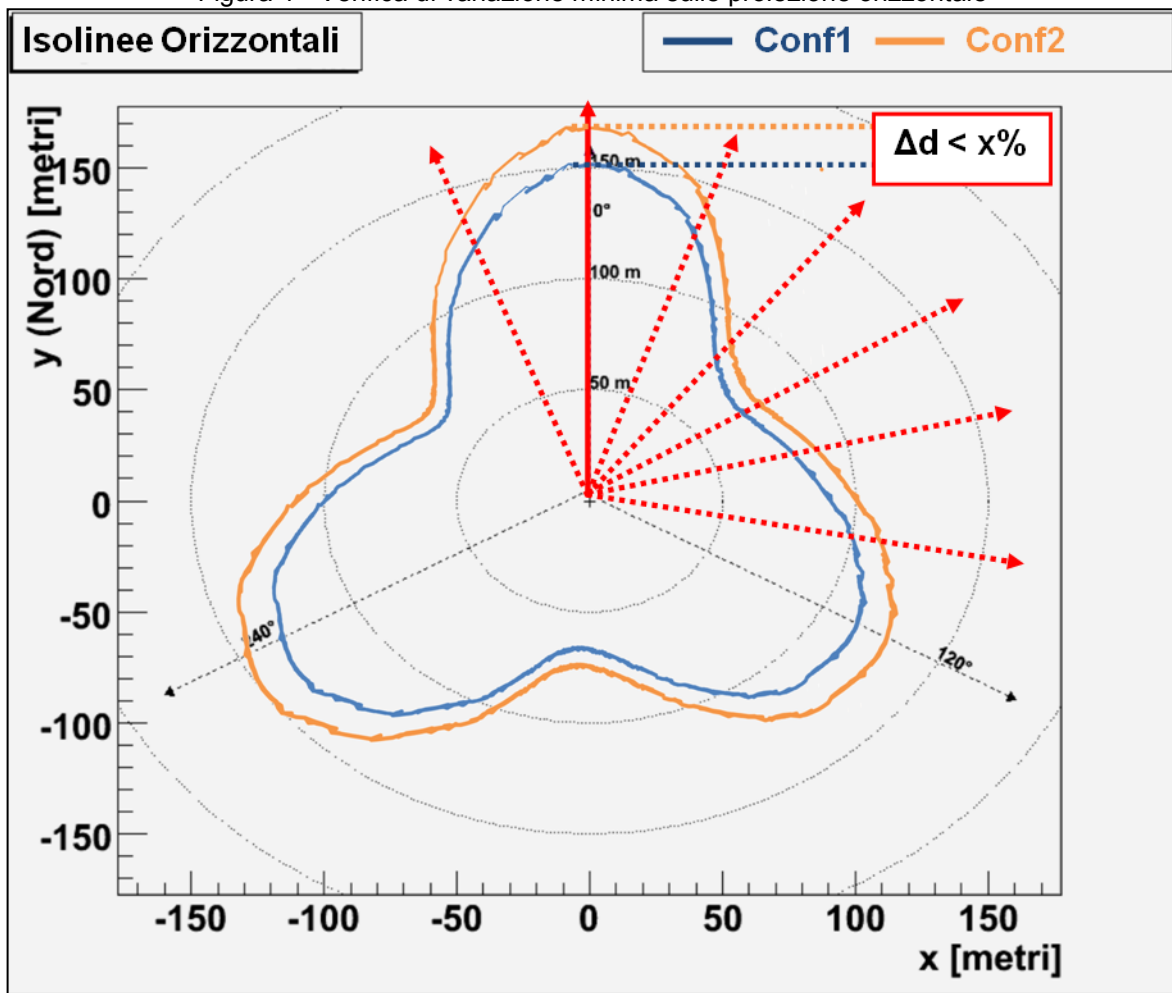
VERIFICA DI VARIAZIONE A MINIMO IMPATTO

Per effettuare la verifica a minimo impatto si procede a confrontare le isosuperfici di conformità relative al limite di riferimento attraverso le proiezioni sui piani orizzontale e verticale.

VERIFICA SUL PIANO ORIZZONTALE

Si parte dalla direzione che identifica il nord geografico, si considerino le estensioni delle proiezioni sul piano orizzontale rappresentative della configurazione preesistente (Conf1) e di quella nuova (Conf2). Considerando come origine degli assi il baricentro delle coordinate di installazione delle antenne nella nuova configurazione [FIGURA1], si traccia la semiretta che parte dal centro degli assi e ha come direzione 0°N, e si ripete tale procedura con un passo pari a 20° (o un qualsiasi sottomultiplo dell'angolo giro), venendo a determinare un congruo numero di direzioni di riferimento (18 nel caso in questione). La condizione di variazione minima si può ritenere soddisfatta quando le distanze riferite alla proiezione della nuova configurazione (Conf2) non eccedono la percentuale X prestabilita delle medesime distanze caratteristiche della proiezione della configurazione preesistente (Conf1), in tutte le direzioni considerate.

Figura 1 - Verifica di variazione minima sulle proiezione orizzontale



Confronto sulle proiezioni orizzontali delle isosuperfici di conformità

C'è da osservare che all'aumentare delle direzioni di controllo aumenta la confidenza del metodo di confronto e aumenta altresì la difficoltà computazionale dello stesso.

VERIFICA SUL PIANO ORIZZONTALE

Prendendo a riferimento la nuova configurazione di impianto, per ciascuna direzione di massimo irraggiamento della SRB si considerino le proiezioni sul piano verticale delle isosuperfici di conformità rappresentative della configurazione preesistente (Conf1) e di quella nuova (Conf2). Si definiscono con θ_{Vmax} l'angolo di apertura verticale del fascio di radiazione relativa all'antenna (della configurazione Conf2) che presenta l'angolo di apertura a 3dB di maggiore ampiezza, e con $\Delta\theta_{Tilt}$ la differenza tra il valore di tilt massimo e tilt minimo utilizzato dai sistemi trasmissivi.

Si consideri la regione angolare di apertura pari a:

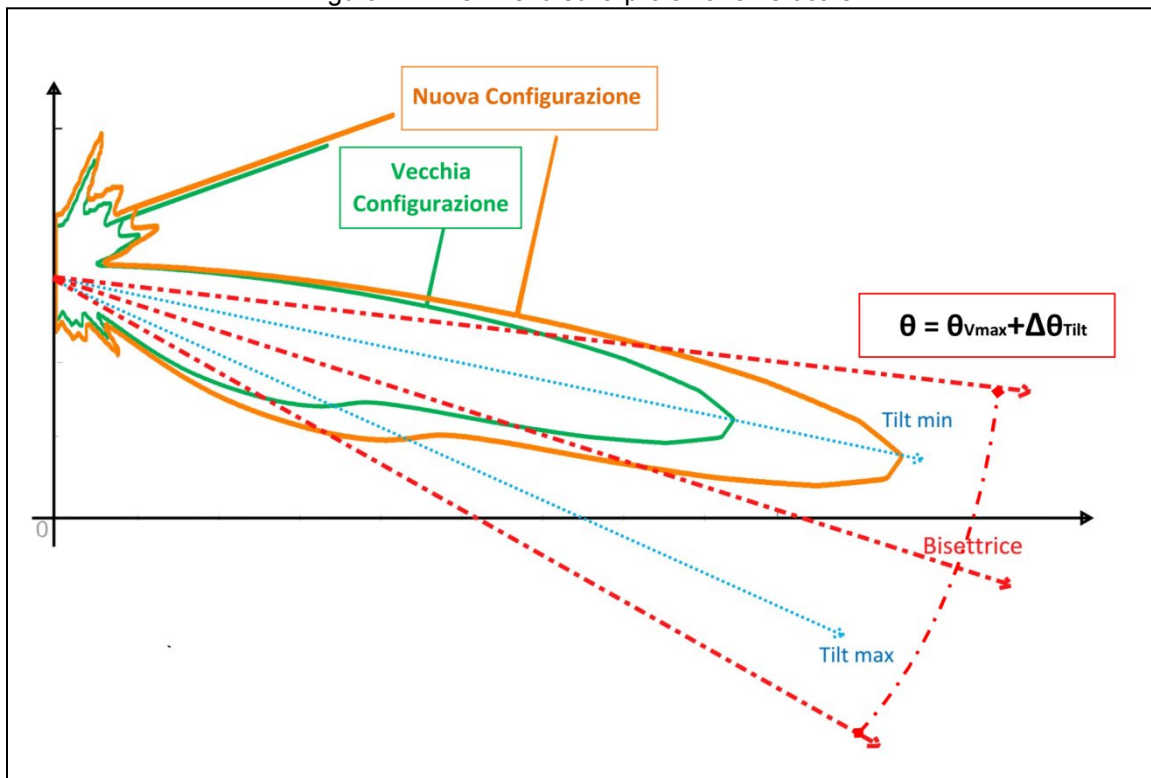
$$[1] \quad \theta = \theta_{Vmax} + \Delta\theta_{Tilt}$$

centrata nella direzione di riferimento (bisettrice dell'angolo $\Delta\theta_{Tilt}$) la cui direzione θ_{rif} , rispetto al sistema di riferimento, è determinata da:

$$[2] \quad \theta_{rif} = \theta_{Tmin} + \frac{\Delta\theta_{Tilt}}{2}$$

dove θ_{Tmin} è il minimo valore di tilt elettrico dei sistemi trasmissivi della SRB [figura2].

Figura 2 - Riferimenti sulla proiezione verticale



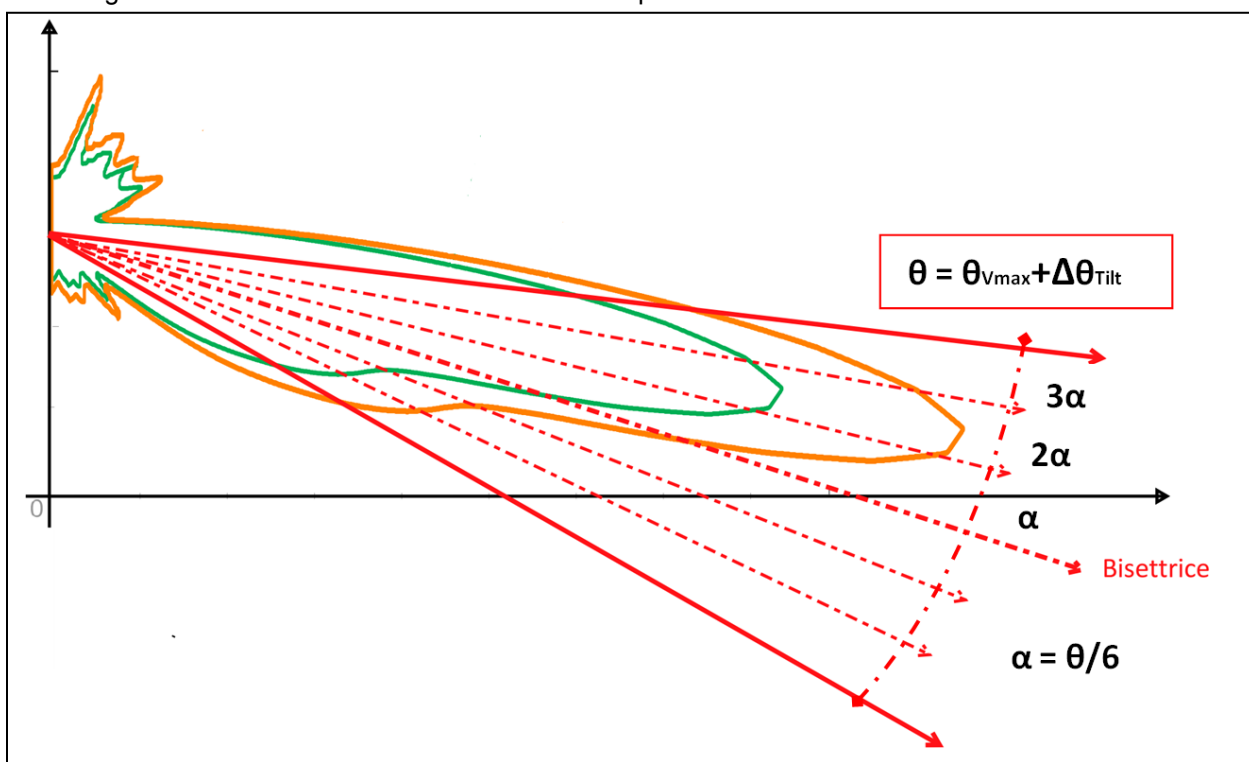
Sistema di riferimento verticale relativa ad un singolo settore

Si suddivide la regione angolare θ in 6 regioni angolari di pari ampiezza α (o in un numero pari di regioni angolari).

A partire dalla direzione di riferimento (bisettrice) si vanno a computare le estensioni delle proiezioni corrispettive alle due configurazioni a confronto, e si ripete tale valutazione a $\pm\alpha$, $\pm 2\alpha$ e $\pm 3\alpha$ rispetto al riferimento e considerando come punto di origine il baricentro di tutti i centri elettrici delle antenne nella nuova configurazione [FIGURA 3].

La condizione di variazione minima risulta verificata quando le distanze riferite alla proiezione della nuova configurazione (Conf2) non eccedono la percentuale X predefinita relative alla proiezione della configurazione preesistente (Conf1), in tutte le direzioni considerate per ciascun settore del nuovo impianto.

Figura 3 - Verifica di variazione minima su una proiezione verticale relativa ad un settore



Confronto sulle proiezioni verticali delle isosuperfici di conformità

ESEMPIO DI APPLICAZIONE

Si consideri una SRB costituita da tre settori di puntamento orientati a 0, 120, 240 gradi rispetto al nord geografico. Per ciascun settore consideriamo 2 tecnologie (1,2) trasmesse con diversa potenza (P_1, P_2), mediante due antenne caratterizzate dalle funzioni guadagno $G_1(\theta, \varphi)$ e $G_2(\theta, \varphi)$, angoli di apertura a metà potenza verticali differenti ($\theta_{V1} = 10^\circ$, $\theta_{V2} = 8^\circ$), e due valori di down tilt elettrico ($\theta_{T1} = 2^\circ$ e $\theta_{T2} = 10^\circ$) supponendo la stessa configurazione di trasmissione per ciascuna direzione di massimo irraggiamento.

Dal valore del modulo campo elettrico $E(r, \theta, \varphi)$ si determinano le curve isolivello rispetto ai limiti normativi. Per questo esempio si considera il valore di attenzione pari a 6 V/m. Considerando la [6.7 CEI211-10] l'isosuperficie relativa al valore di attenzione è caratterizzata dalla seguente:

$$[3] \quad d_L(\theta, \varphi) = k \cdot \sqrt{\sum_i P_i \cdot G_i(\theta, \varphi)}$$

dove $k = \sqrt{30}/6$, P_i è la potenza dell'i-mo sistema trasmissivo e $G_i(\theta, \varphi)$ funzione guadagno dell'antenna che questo utilizza e può essere calcolata con buona approssimazione mediante la [6.7 CEI211-10].

Considerando l'espressione di d_L , per ciascuna configurazione si identificano 18 punti di controllo sul piano orizzontale e 7 punti di controllo sul piano verticale per ogni direzione di puntamento, per un totale di 39 punti di controllo. Tali punti possono essere riassunti in forma tabellare, in tal modo per ciascuna riga i valori della distanza di conformità relative alle due configurazioni possono essere agevolmente confrontati per verificare se lo scarto tra le due è contenuto nella percentuale predefinita.

Per le sezioni verticali nel caso specifico, avendo supposto la stessa configurazione per ciascun settore di trasmissione, basta effettuare il controllo lungo un'unica direzione di puntamento, per cui nella direzione di 0° rispetto al nord geografico (corrispondente al primo settore) avremo:

$$\Delta\theta_{\text{Tilt}} = 8^\circ; \theta_{\text{Vmax}}=10; \theta_{\text{rif}} = 6^\circ; \theta = 18^\circ; \alpha = 3^\circ$$

basterà quindi analizzare le seguenti direzioni di abbassamento:

$$\theta = [-3, 0, 3, 6, 9, 12, 15]$$

In [Tabella1] sono riportati alcuni valori numerici dell'esempio in esame. L'ultima colonna riporta gli scarti in percentuale tra le distanze di conformità, essendo questi compresi nella percentuale di riferimento si può affermare che la nuova configurazione della SRB è a variazione minima d'impatto.

Tabella 1

	ϕ [°]	θ [°]	d1 [m]	d2 [m]	ΔdL [%]
1	0	0	82	85	3.53
2	20	0	78	81	3.70
3	40	0	60	63	4.76
....
38	240	12	42	42.6	1.41
39	240	15	30	31	3.23

CONCLUSIONI

Come specificato nelle premesse, il metodo qui presentato è stato elaborato per consentire di effettuare un confronto tra due configurazioni di uno specifico impianto di telefonia mobile per cui non tiene conto di tutte le problematiche legate al suo collocamento in relazione all'ambito urbano o rurale in cui questo viene a trovarsi. È quindi da considerarsi uno strumento analitico atto a verificare il contenimento della variazione dell'impatto elettromagnetico generato da un impianto di telefonia entro una soglia predeterminata.

La scelta di una soglia che consenta di affermare che la variazione di impatto elettromagnetico sia minima non è agevole, in quanto potrebbero esserci casi pratici in cui, in base alla collocazione urbana e alle condizioni di contorno, questa possa risultare troppo stringente o troppo lasca per cui si rimanda la trattazione in altra sede.

Va da sé che per avere una variazione di impatto minima devono essere minime le variazioni che si effettuano sull'impianto (utilizzo di antenne similari, variazioni minime del centro elettrico e di tutti gli altri parametri radioelettrici).

Infine, possono esserci casi particolari, ad esempio in ambito fortemente urbanizzato, in cui tale metodo potrebbe risultare inapplicabile, in quanto in tale contesto anche variazioni piccolissime possono creare problematiche di impatto.

Bibliografia

[1] Norma CEI 211-10, *Guida alla realizzazione di una Stazione Radio Base per rispettare i limiti di esposizione dei campi elettromagnetici ad alta frequenza*, CEI aprile 2002

Risanamento del sito radiotelevisivo Les Fleurs - Gerdaz, comune di Gressan

Valeria Bottura¹, Leo Cerise¹, Erik Imperial¹, Marco Cappio Borlino¹

¹A.R.P.A. Valle d'Aosta- Loc. La Maladière - Rue de La Maladière, 48 - 11020 St. Christophe (AO)

v.bottura@arpa.vda.it

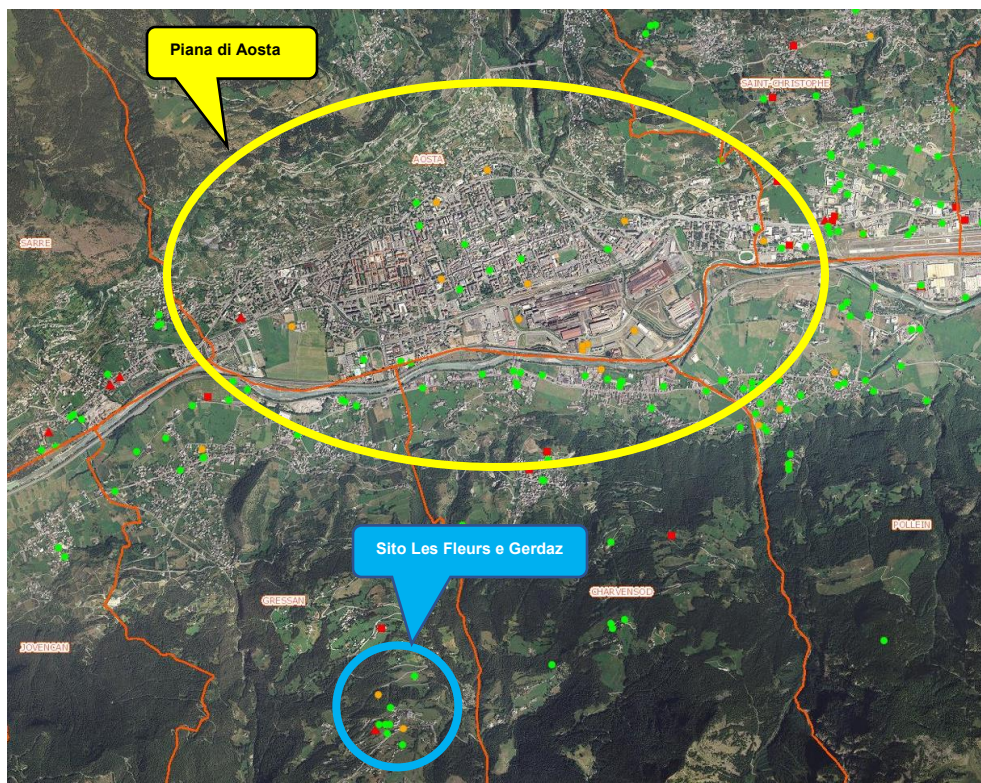
Riassunto

Nelle frazioni di Les Fleurs e Gerdaz del comune di Gressan sono presenti diversi sostegni ospitanti la quasi totalità delle emittenti radiotelevisive che coprono la piana di Aosta. In questo sito, quindi, il campo elettrico generato è elevato: per contro data la distanza dai principali centri abitati e la natura fortemente acclive dell'area, la presenza di edifici è limitata. Ciò non toglie che in prossimità delle antenne vi siano alcune abitazioni, principalmente di villeggiatura, e che in alcune di esse, nel tempo, siano stati registrati superamenti dei livelli di riferimento del campo elettrico e magnetico soprattutto dovuti alla presenza di un'antenna in onda media. A seguito di vari interventi di misura da parte di ARPA VdA che hanno portato ad azioni di risanamento da parte degli operatori e, in particolare, dopo la cessazione delle trasmissioni in OM, da alcuni anni il sito, che viene costantemente monitorato da ARPA, è sempre risultato conforme ai limiti previsti dalla normativa vigente. In seguito, però, alla sostituzione di antenne per la trasmissione di alcune radio la cui autorizzazione prevedeva esplicitamente una verifica strumentale dei livelli di campo per la conferma del parere preventivo espresso, ARPA ha effettuato un primo intervento di misura a marzo 2021 durante il quale sono stati rilevati superamenti del valore di attenzione del campo elettrico in alcuni punti del terrazzo di una abitazione. Oltre alle misure in banda larga e banda stretta è stata installata una centralina per il monitoraggio in continuo al fine di verificare se l'andamento dei valori di campo elettrico subisse importanti variazioni. Considerata la presenza di manto nevoso al suolo è stato deciso di ripetere l'intervento di misura nel mese di giugno con suolo asciutto, ed è stata lasciata in loco la centralina. Tutte le misure hanno confermato il superamento e le misure in banda stretta hanno evidenziato che le emittenti radiofoniche per la modifica delle quali era stato espresso il parere con riserva, ne erano le principali fonti. ARPA ha quindi notificato il superamento all'ente competente per l'autorizzazione che ha deciso di non effettuare un classico intervento di riduzione a conformità ma, in forza del parere da confermare espresso precedentemente, ha prescritto all'operatore delle radio di effettuare un intervento di riduzione delle emissioni. L'operatore ha, dapprima, ridotto nettamente le potenze irradiate per rispettare il valore di attenzione, poi, con il supporto di ARPA che ha mantenuto la centralina di monitoraggio in funzione costante ed ha effettuato misure unitamente all'operatore, ha modificato alcuni parametri radioelettrici e ottimizzato le potenze in modo da creare una configurazione tale da far rientrare i livelli di campo nei limiti previsti dalla normativa vigente e mantenere un'adeguata copertura.

INTRODUZIONE

Sulle alture circostanti la piana di Aosta (vedi cartografia di fig. 1) sono posizionati alcuni siti di impianti per l'emissione dei servizi di radio e televisione di cui il più importante è costituito da vari sostegni nelle frazioni di Les Fleurs e Gerdaz del comune di Gressan (foto di fig. 2). Questo sito è strategico perché, grazie alla conformazione del territorio, gli impianti radio-TV riescono a fornire il servizio a tutto il comune di Aosta e ad alcuni di quelli limitrofi: quest'area è definita "piana di Aosta" ed è fortemente antropizzata. Di conseguenza il numero di impianti presenti nel sito è molto elevato (tutti gli operatori Radio-TV vogliono fornire un servizio in quell'area) e la potenza totale risultante genera un campo elettrico sul territorio circostante gli impianti che risulta elevato. Questo spiega perché nonostante l'edificazione sia limitata (si tratta di un'area con poche costruzioni che nella maggior parte sono abitazioni di villeggiatura) in alcuni fabbricati relativamente vicini agli impianti sono stati rilevati negli anni superamenti del valore di attenzione.

Figura 1. Piana di Aosta e sito Les Fleurs e Gerdaz



La figura è stata ricavata dal geo portale della regione Valle d'Aosta in cui sono evidenziate le postazioni di radiotelecomunicazione installate sul territorio regionale (in verde gli impianti accesi, in rosso quelli smantellati e in giallo quelli autorizzati ma non ancora funzionanti)

Figura 2. Sito Les Fleurs e Gerdaz, comune di Gressan



MONITORAGGI DEL SITO E RISANAMENTI

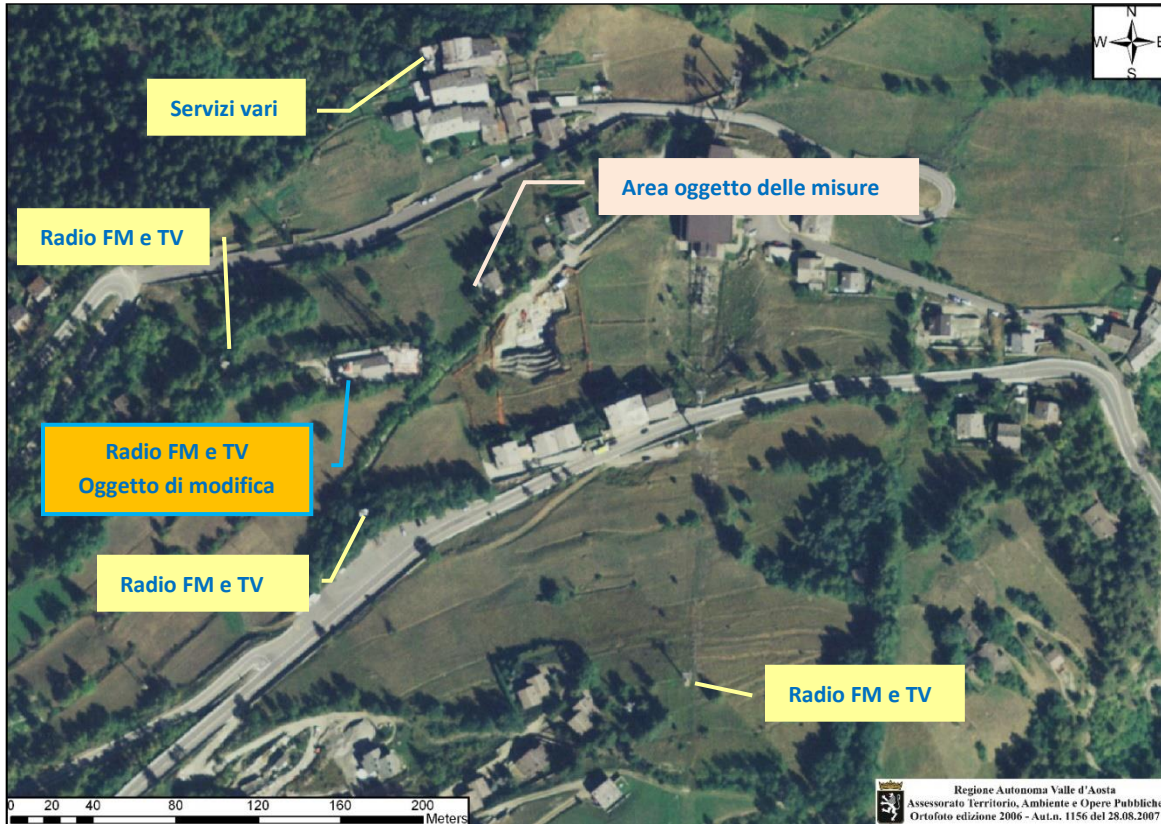
Oltre alla presenza di molte antenne per i servizi di radio e TV, il motivo principale che portava al riscontro di superamenti nelle abitazioni limitrofe nel sito in oggetto era dovuto alla presenza dell'impianto in onda media (unico sul territorio valdostano - foto di fig. 2).

Ad ogni riscontro di un superamento da parte di ARPA, venivano intraprese azioni di risanamento che riportavano i valori al di sotto del valore di attenzione; però fino allo spegnimento, qualche anno fa, dell'OM i valori rilevati erano sempre molto vicini ad esso. A seguito dell'interruzione del servizio in onda media per alcuni anni i livelli di campo elettrico misurati in loco (ARPA ha monitorato con costanza il sito negli anni) si sono stabilizzati su valori pari a poco più della metà del valore di attenzione.

Su uno dei progetti di modifica più recenti che per tre emittenti radio prevedeva che venissero cambiate le antenne oltre ai parametri radioelettrici, ARPA espresse un parere positivo con riserva; cioè con l'indicazione che il parere dovesse essere confermato con misure successive all'installazione delle nuove antenne (ARPA esprime questo tipo di parere quando le simulazioni teoriche mostrano il rispetto del valore di riferimento ma il superamento della sua metà).

Nel mese di marzo 2021 a seguito della comunicazione da parte del gestore che gli impianti erano stati rinnovati ed attivati, ARPA ha effettuato un primo sopralluogo con misure per accertare il rispetto del limite. Si mostra in fig. 3 l'area in cui sono state effettuate le misure di campo elettrico con l'indicazione dei sostegni ospitanti le antenne.

Figura 3. Area oggetto delle misure



Le misure hanno evidenziato un superamento del valore di attenzione in vari punti del terrazzo di un'abitazione indicando che i valori più elevati erano generati dalle emittenti radiofoniche per le quali era stato espresso il parere con riserva. Vista la presenza di manto nevoso al suolo tra i punti di misura e gli impianti, si è deciso di effettuare nuovamente un intervento di misura con suolo asciutto. Tale intervento è stato effettuato nel mese di giugno 2021 e ha confermato i risultati di quello precedente. Si mostra in fig. 4 il grafico in cui sono rappresentati i contributi indicativi suddivisi per servizio (TV, FM, Telefonia e servizi vari), in fig. 5 si mostra invece il grafico ottenuto dalle misure in banda stretta del servizio FM.

Figura 4. Grafico contributi suddivisi per servizio: giugno 2021

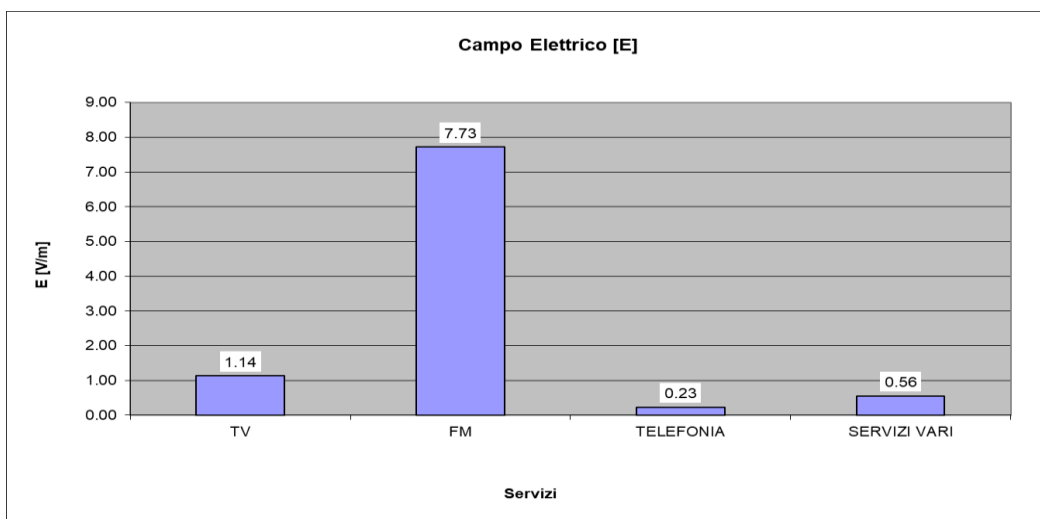
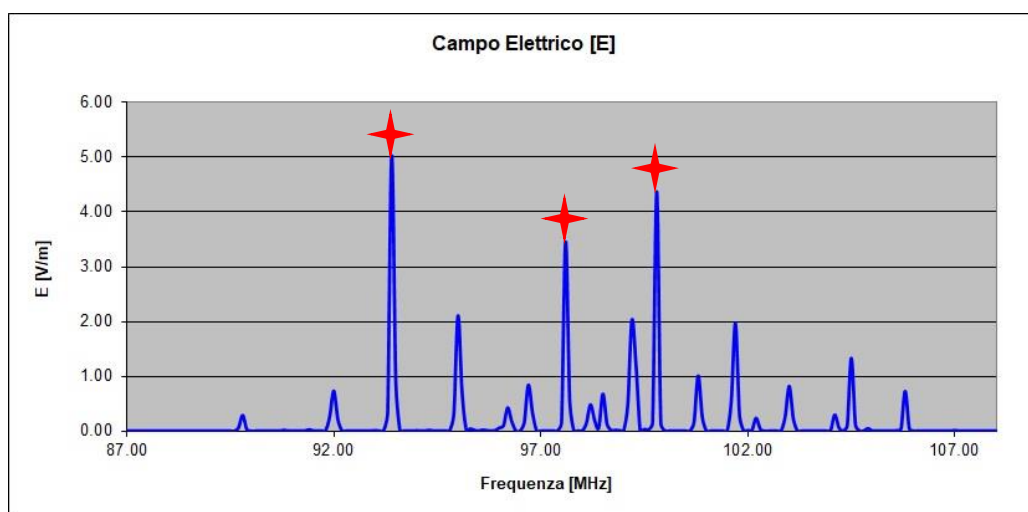
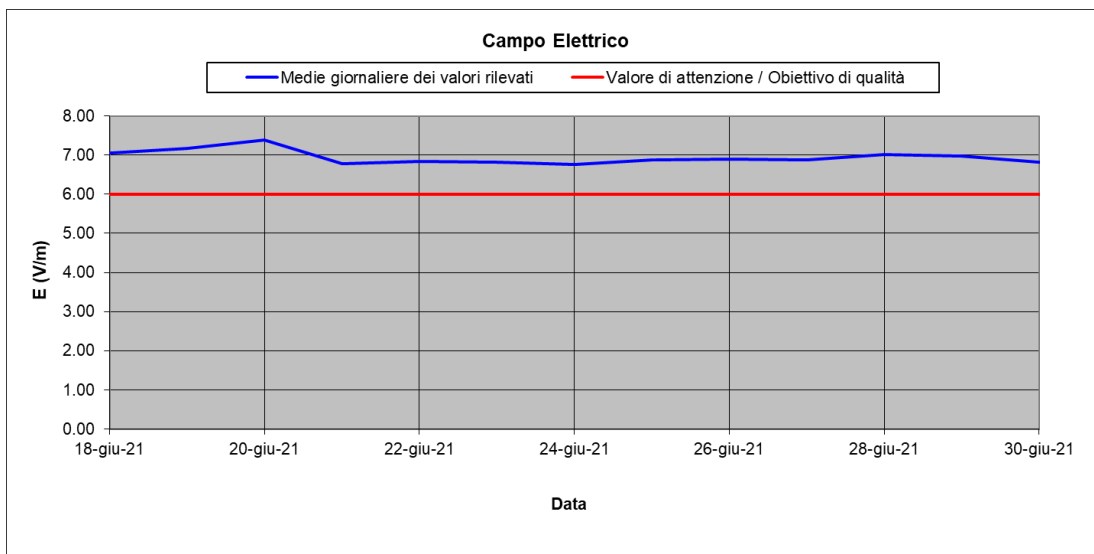


Figura 5. Grafico misure in banda stretta servizio FM: giugno 2021



Sia nell'intervento effettuato a marzo che in quello effettuato a giugno oltre alle misure in banda larga e in banda stretta è stata posizionata una centralina di misura in continuo del campo elettrico per alcuni giorni al fine di verificare eventuali variazioni significative dei valori di campo. In entrambi tali monitoraggi è stato riscontrato che i valori non subivano variazioni di rilievo. Si mostra in fig. 6 il grafico del monitoraggio in continuo effettuato nel mese di giugno

Figura 6. Grafico monitoraggio in continuo con centralina: giugno 2021



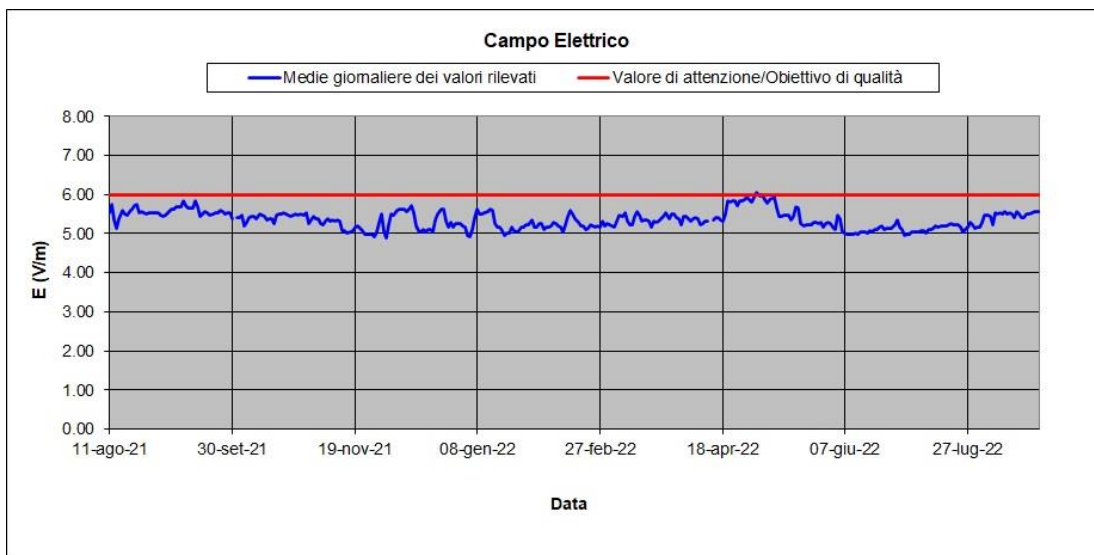
INTERVENTI PER IL RISANAMENTO DEL SITO

A seguito degli interventi sopra descritti e dei loro risultati ARPA ha notificato il superamento all'ente competente per l'autorizzazione (SUEL: Sportello Unico degli Enti Locali). In forza del parere con riserva espresso precedentemente il SUEL ha deciso di non effettuare un classico intervento di riduzione a conformità con il coinvolgimento di tutti gli operatori presenti nel sito, ma ha prescritto all'operatore delle radio oggetto del parere da confermare di effettuare un intervento di riduzione delle emissioni, anche visto che il loro contributo al superamento era nettamente superiore a quello delle altre emittenti.

L'operatore ha chiesto di eseguire misure congiunte con ARPA (effettuate nel mese di agosto) che hanno confermato quanto già evidenziato quindi, in prima battuta, l'operatore ha ridotto nettamente le potenze irradiate per rispettare il valore di attenzione. Tale intervento, però, riduceva la qualità dei servizi agli utenti su parte del territorio. Ha quindi comunicato che avrebbe effettuato delle prove di modifica di altri parametri tecnici mantenendo la potenza originaria, in modo da rientrare sempre sotto al limite ma di offrire la copertura necessaria dei propri servizi. Tali modifiche avrebbero comportato la sostituzione di alcuni elementi degli apparati che non poteva avvenire in tempi brevi. È stato quindi concordato che fino al momento delle modifiche definitive avrebbero comunque mantenuto la riduzione di potenza. ARPA ha conservato attiva la centralina sul terrazzo in esame per tutto il tempo necessario all'effettuazione dei lavori da parte dell'operatore, in modo da controllare che i valori di campo elettrico generati non superassero il valore di attenzione.

Si riporta nel grafico di fig. 7 il risultato di tale monitoraggio che è durato un anno intero.

Figura 7. Grafico monitoraggio in continuo con centralina: agosto 2021-agosto 2022



L'operatore ha effettuato le modifiche tecniche e le prove di copertura tra i mesi di aprile e maggio 2022, come si nota osservando il grafico precedente in cui per un certo periodo i valori di campo elettrico rilevati dalla centralina di monitoraggio sono risaliti avvicinandosi nuovamente al valore di attenzione. A fine maggio, l'operatore ha effettuato misure sul terrazzo oggetto dell'intervento in presenza degli operatori ARPA a supporto, con la nuova configurazione allestita agli impianti e la potenza al valore originale, che permetteva l'ottimale copertura per i servizi offerti dalle emittenti. Purtroppo tali misure hanno evidenziato che il sistema non era sufficiente al mantenimento dei valori di campo elettrico sotto al valore di attenzione. L'operatore ha dovuto in ogni modo abbassare la potenza per il risanamento del sito.

ARPA ha quindi effettuato, in seguito alla comunicazione dell'operatore della configurazione finale dei dati radioelettrici, un intervento di misura, sia in banda stretta che in banda larga, al fine di verificare il definitivo risanamento del sito (agosto 2022).

Si mostra in fig. 8 il grafico in cui sono rappresentati i contributi suddivisi per servizio (TV, FM, Telefonia e servizi vari), in fig. 9 si mostra invece il grafico ottenuto dalle misure in banda stretta del servizio FM.

Figura 8. Grafico contributi suddivisi per servizio: agosto 2022

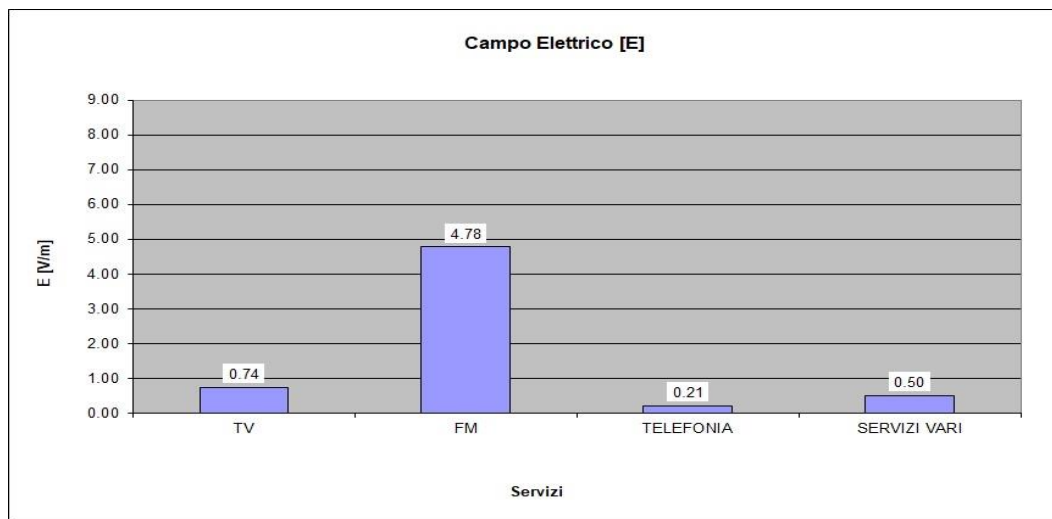
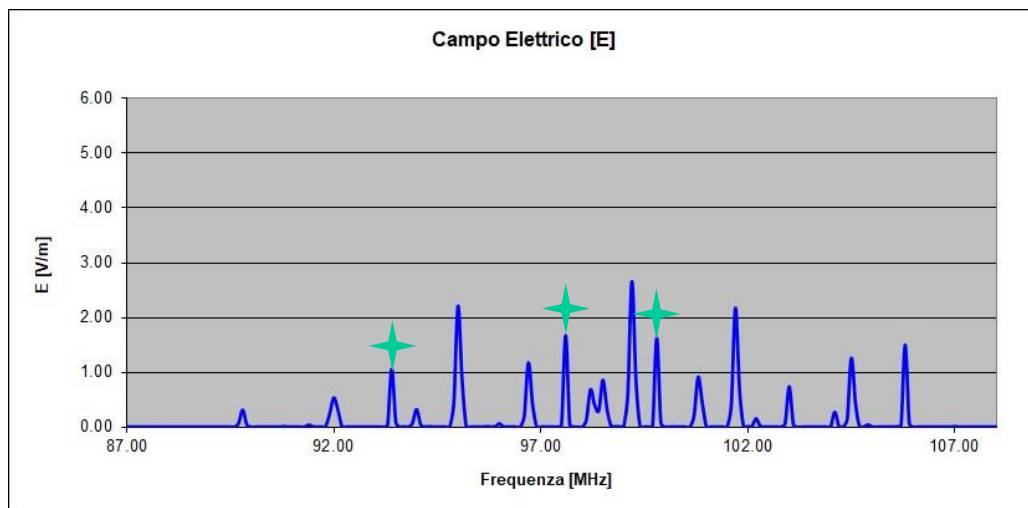


Figura 9. Grafico misure in banda stretta servizio FM: agosto 2022



Confrontando i grafici delle fig. 8 e 9 delle misure effettuate nel mese di agosto 2022 con i grafici delle misure effettuate nel mese di giugno 2021, si osserva la netta diminuzione dei contributi delle tre emittenti radio responsabili del superamento rilevato inizialmente che ha portato al ripristino del rispetto del limite.

CONCLUSIONI

Nelle frazioni di Les Fleurs e Gerdaz del comune di Gressan è presente un sito di impianti per la trasmissione dei segnali radiotelevisivi composto da alcuni sostegni concentrati in una porzione relativamente limitata di territorio. Grazie alla posizione strategica questi impianti coprono con i loro servizi tutti gli utenti della piana di Aosta, zona fortemente antropizzata. Di conseguenza le potenze in gioco nel sito sono elevate ed elevati sono i livelli di campo elettrico da esse generati. Ciò ha comportato che negli anni si siano verificati alcuni superamenti del valore di attenzione risanati con interventi di riduzione a conformità. ARPA monitora il sito con regolarità e, a seguito dell'emissione di un parere con riserva per la modifica di antenne per segnali radio FM, ha effettuato un intervento di misura che ha rilevato un nuovo superamento del riferimento normativo. In questa occasione, in virtù della natura non pienamente positiva del parere rilasciato e visto che le emittenti oggetti di tale parere erano quelle che contribuivano per la maggior parte del superamento, l'ente competente per le autorizzazioni di tali impianti in Valle d'Aosta ha deciso di non ricorrere ad un'azione di riduzione a conformità che coinvolgesse tutti gli operatori presenti nel sito, ma ha imposto al gestore delle radio in oggetto di effettuare delle modifiche ai propri impianti per rientrare nei termini di legge.

L'operatore ha effettuato delle prove di modifica dei parametri radioelettrici alcuni dei quali hanno comportato delle variazioni di tipo strutturale per riuscire a mantenere la potenza al valore originale che garantiva l'ottimale copertura dei servizi. ARPA ha mantenuto sempre attiva una centralina di monitoraggio installata sul terrazzo oggetto del risanamento al fine di controllare che i valori di campo elettrico rimanessero sempre al di sotto del valore di attenzione. Tali operazioni non sono state sufficienti per rientrare dal superamento del limite e l'operatore ha dovuto ugualmente ridurre i valori di potenza. A completamento delle operazioni di modifica da parte dell'operatore, ARPA ha effettuato nuove misure che hanno confermato il risanamento del sito.

Evoluzione e distribuzione dell'inquinamento elettromagnetico nell'ultima decade nella città di Pisa

Borin L.¹, Silvi A.M.², Zari A.², Barellini A.², Bracci B.², Licitra G.³

¹Università di Pisa - Dipartimento di Scienze della Terra, via S.Maria, 53 Pisa

²ARPAT - Settore Agenti Fisici Area Vasta Costa, via Marradi, 114 Livorno

³ARPAT - Dipartimento di Pisa, via V.Veneto, 27 Pisa

Riassunto

La potenza trasmessa dalle Stazioni Radio Base per telefonia mobile è progressivamente aumentata nell'ultima decade, che ha visto l'implementazione di protocolli di trasmissione sempre più efficienti per l'accesso al web e lo scambio di dati, passando dal 3G/UMTS ora prossimo alla dismissione, all'ormai maturo 4G/LTE, fino al recentissimo e ancora in fase di sviluppo 5G/NR. In questo lavoro è stato calcolato il campo elettrico prodotto dalle Stazioni di telefonia mobile nella città di Pisa (Toscana, Italia) per quantificare l'incremento dei livelli prodotti presso i recettori con il progredire delle tecnologie negli anni. In particolare, l'analisi ha riguardato la situazione in tre differenti anni che hanno visto l'introduzione o il pieno sviluppo dei diversi sistemi: 2012, 2016 e nel 2022. L'analisi è stata effettuata utilizzando l'ambiente GIS per la determinazione dei recettori (uno per ciascun piano degli edifici compresi in un raggio di 7 km a partire dal centro della città, in modo da includere il maggior numero di edifici dell'agglomerato urbano, in totale 16294), il software Vicrem per il calcolo dei valori di campo elettrico complessivi e per singoli sistemi (3G, 4G, 5G), e il linguaggio Python e nuovamente l'ambiente QGis per l'analisi e la visualizzazione dei dati, rispettivamente. I dati hanno mostrato un progressivo aumento dei livelli di campo elettrico totale (nel 2022 circa 65% in più rispetto al 2012 per il valore medio presso i recettori) e per quello determinato dal sistema 4G. Per quanto riguarda il 3G, dopo l'incremento nei valori al 2016, il sistema ha visto un decremento nel 2022 in linea con la sua progressiva dismissione. La metodica, utilizzata anche per aggiornare i dati della città di Livorno, può essere utilizzata per qualunque territorio per il quale siano disponibili i dati.

1. INTRODUZIONE

Dopo l'iniziale sviluppo della telefonia mobile a cavallo di fine secolo un nuovo impulso all'utilizzo dei terminali mobili è venuto dall'accesso al web attraverso questi dispositivi. Di conseguenza, nell'ultima decade l'utilizzo dei dispositivi di telefonia mobile è incrementato esponenzialmente con l'affermarsi del sistema 4G/LTE e un'ulteriore crescita è attesa con l'introduzione del sistema 5G. A ciò è corrisposto di pari passo un aumento della potenza trasmessa dalle Stazioni Radio Base, che ha comportato un incremento significativo dei livelli di campo elettromagnetico nell'ambiente.

Lo scopo di questo lavoro è stato quello di calcolare il campo elettrico prodotto dalle Stazioni di telefonia mobile nella città di Pisa, per quantificare l'incremento dei livelli prodotti presso i recettori con il progredire delle tecnologie negli anni. In particolare, l'analisi ha riguardato la situazione in tre differenti anni: nel 2012, con il sistema 3G maturo e l'introduzione del sistema 4G, nel 2016, in condizione di sistema 4G a regime e nel 2022, con l'inserimento del sistema 5G. Calcoli ed elaborazioni sono stati eseguiti utilizzando il software Vicrem e l'ambiente QGis, riprendendo la metodica utilizzata nel 2016 (Zari et al., 2016) per valutare l'incremento dei valori di campo elettrico determinati nella città di Livorno a seguito dell'introduzione del sistema 4G.

I valori di campo elettrico complessivi e per singoli sistemi (3G, 4G, 5G) sono stati calcolati per mezzo del software Vicrem (conforme ai metodi di calcolo indicati dalla norma tecnica CEI 211.10 - "Guida alla realizzazione di una stazione radio base per rispettare i limiti di esposizione ai campi elettromagnetici ad alta frequenza") in corrispondenza di ciascun piano degli edifici.

Successivamente all'analisi sull'agglomerato urbano di Pisa, riprendendo ed aggiornando i risultati ottenuti nel 2016 (Zari et al., 2016), in maniera analoga sono stati calcolati i livelli di campo

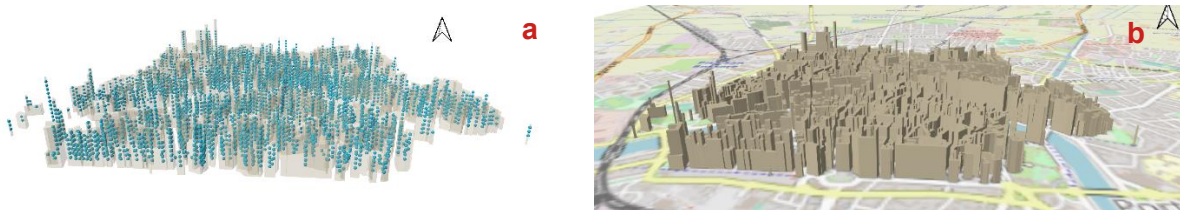
elettrico nella città di Livorno per il 2022, per verificare come i valori di campo elettrico siano cambiati con il completo sviluppo del 4G e l'introduzione della nuova tecnologia 5G.

2. MATERIALI E METODI

Come base di partenza per la determinazione dei recettori è stato utilizzato lo *shapefile* dell'edificato della Regione Toscana, nella cui tabella degli attributi è contenuto il dato delle altezze degli edifici (base e quota gronda s.l.m.)

In QGis, lo *shapefile* della Regione Toscana è stato ritagliato a seconda dell'area di interesse su cui si volevano analizzare i valori di campo elettrico. Per ogni edificio è stato identificato il punto in corrispondenza del baricentro dello stesso con la funzione "centroidi" di QGis, assegnandogli le rispettive coordinate (X;Y) Gauss Boaga (sistema di coordinate utilizzate dalla Regione Toscana). Successivamente, in corrispondenza di ciascun piano di ogni edificio, è stato creato un punto ad una quota di 1,5 m dal piano di calpestio di ognuno, utilizzando i dati dell'altezza degli edifici riportati nello *shapefile* dell'edificato e considerando il valore di 3 m come altezza media di ciascun piano. Come esempio della metodica descritta viene riportata l'analisi effettuata in una porzione ristretta di territorio, ovvero il centro storico di Pisa (fig. 1a). Per una migliore visualizzazione grafica è stato utilizzato il plugin QGis2threejs di QGis, che mostra l'edificato in 3D (fig. 1b).

Figura 1 – Visualizzazione complessiva dei recettori individuati (a) – visualizzazione 3D dell'edificato tramite Plugin QGis2threejs (b)



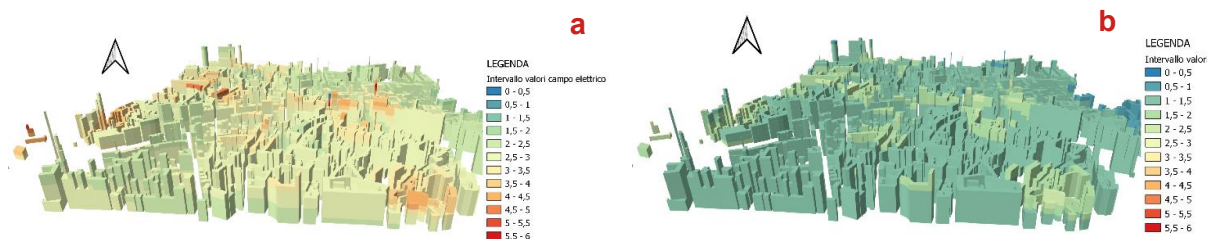
Il risultato di queste operazioni è un file excel che riporta, per ciascun recettore, le coordinate x e y dell'edificio e la coordinata z equivalente alla sua quota s.l.m.

Caricando il file excel in Vicrem e selezionando i trasmettitori presenti in una determinata area (totali, quindi 2G, 3G, 4G e 5G assieme, o per singola tipologia di sistema), è possibile calcolare i valori di campo elettrico determinati dalle sorgenti selezionate presso i recettori.

La fig. 2a riporta a titolo di esempio la visualizzazione per il centro storico di Pisa dei valori di campo elettrico determinati dai trasmettitori di tutte le tipologie di sistema, ottenuta tramite il plugin QGis2threejs. Per una migliore visualizzazione dei livelli di campo elettrico, ciascun piano è stato rappresentato tramite il poligono delimitato dal perimetro dell'edificio e dalla quota dello stesso, assegnandogli il valore di campo elettrico del punto/recettore corrispondente. Il calcolo riportato non tiene conto dell'attenuazione dovuta alle pareti degli edifici. Tale approccio risulta maggiormente appropriato per la stima dei valori di campo elettrico presso i recettori tipicamente posti sulle facciate degli edifici, che si trovano in linea di vista con le sorgenti (ovvero nel caso nessun ostacolo sia interposto tra le sorgenti e gli stessi recettori). Diversamente i valori ottenuti risultano particolarmente cautelativi per i recettori individuati in questo lavoro, posti al centro dei piani degli edifici. Il D.M. Ambiente 5 ottobre 2016 "Approvazione delle Linee Guida sui valori di

assorbimento del campo elettromagnetico da parte delle strutture degli edifici" dà indicazione dei valori di assorbimento del campo elettromagnetico da parte delle strutture degli edifici al variare della frequenza e della presenza di pareti e coperture con o senza finestre. In particolare, per i segnali al di sopra della frequenza di 400 MHz, come quelli della telefonia mobile, è indicato un valore di attenuazione di 0 dB nel caso di pareti finestrate e 6 dB nel caso di pareti senza finestre. Il valore di attenuazione di 6 dB equivale alla riduzione del valore di campo elettrico del 50% nell'attraversamento della parete. Non permettendo il software di calcolo l'individuazione del numero di pareti interposte tra sorgenti e ciascun recettore, per una stima dei valori di campo elettrico al centro degli edifici più vicina ai reali valori attesi si può applicare un valore di attenuazione di 6 dB alla potenza trasmessa dalle Stazioni, ipotizzando pertanto che tra le sorgenti e recettori si frapponga una sola parete senza finestre (fig. 2b).

Figura 2 – Campo elettrico totale presso i recettori del centro storico di Pisa in assenza (a) e considerando (b) i valori di attenuazione previsti dal DM 5 ottobre 2016



Per le finalità di questo lavoro, i passaggi precedentemente descritti sono stati eseguiti per tutto il territorio dell'agglomerato urbano di Pisa. L'area di studio in cui è stata condotta l'analisi in toto è compresa in un raggio di 7 km a partire dal centro geometrico dell'agglomerato urbano di Pisa (calcolato tramite la funzione "centroid" di QGIS), e consta in totale di 16294 edifici e circa 31000 punti di calcolo. Le stime di campo elettrico sono state effettuate considerando la situazione dei trasmettitori presenti sul territorio nei 3 anni presi in considerazione (circa 800, 1300 e 2400 rispettivamente nel 2012, 2016 e 2022).

Per la città di Livorno è stato analizzato il valore totale di campo elettrico relativo all'anno 2022 (determinato da circa 2800 trasmettitori), per verificare la situazione rispetto ai risultati emersi nel 2016 (Zari et al, 2016).

I calcoli sono stati effettuati con gli impianti alla massima potenza, nelle configurazioni richieste dai gestori (considerando pertanto eventuali fattori di riduzione a_{DTX} , a_{PC} , a_{24}) (CEI 211-7 appendice E, 2019). Per entrambe le città verranno riportati di seguito i risultati ottenuti senza considerare alcuna attenuazione da parte delle pareti degli edifici. I valori previsti nell'ipotesi che tra sorgenti e recettori si frapponga una sola parete senza finestre (e quindi un valore di attenuazione di 6 dB) saranno pari alla metà di quelli riportati nelle tabelle.

Analogamente a quanto ottenuto per le città di Pisa e Livorno, la metodica utilizzata è replicabile su qualunque territorio per cui si abbia a disposizione un edificato in cui sia riportata l'altezza degli edifici, oltre ovviamente ad un ambiente GIS e un software che consenta di calcolare il campo elettrico presso i recettori (aventi coordinate x,y,z).

3. RISULTATI

In tabella 1 è riportato il confronto dei valori di campo elettrico medio per singolo piano (P₀, P₁... fino a P₁₁), determinato da tutte le sorgenti nei tre anni, ed il relativo incremento percentuale ottenuto dall'analisi per l'agglomerato urbano di Pisa. In tabella 2 è invece riportato l'analogo confronto tra i livelli prodotti dalle singole tipologie di sorgenti (3G, 4G e 5G, quest'ultimo solo per il 2022).

Tabella 1 – Confronto dei valori di campo elettrico totale medio per singolo piano e complessivo nei tre anni e relativo incremento percentuale (Pisa)

Valori di campo elettrico medio (V/m) - CONTRIBUTO TOTALE													
PIANI PERIODO	P0	P1	P2	P3	P4	P5	P6	P7	P8	P9	P10	P11	Complessivo
2012	1,44	1,57	1,65	1,69	1,72	1,74	1,76	1,78	1,77	1,60	1,59	1,14	1,53
2016	1,74	1,89	2,02	2,07	2,11	2,13	2,14	2,25	2,19	2,00	1,65	1,28	1,85
2022	2,40	2,55	2,70	2,78	2,84	2,83	2,85	2,87	2,85	2,75	2,20	1,88	2,52
Incrementi in percentuale tra i periodi													
Incremento % 2012-2016	20,8	20,3	22,4	22,5	22,7	22,4	21,6	26,4	23,7	25,0	3,8	12,3	20,9
Incremento % 2016-2022	37,9	34,9	33,7	34,3	34,6	32,9	33,2	27,6	30,1	37,5	33,3	46,9	36,2
Incremento % 2012-2022	66,7	62,4	63,6	64,5	65,1	62,6	61,9	61,2	61,0	71,9	38,4	64,9	64,7

Tabella 2 – Confronto dei valori di campo elettrico medio, per singolo sistema e per singolo piano nel 2012, 2016 e 2022 (Pisa)

Valori di campo elettrico medio (V/m) - CONTRIBUTO 3G/UMTS													
PIANI PERIODO	P0	P1	P2	P3	P4	P5	P6	P7	P8	P9	P10	P11	Complessivo
2012	0,92	1,00	1,09	1,11	1,14	1,14	1,17	1,20	1,18	1,00	0,99	0,74	0,98
2016	1,14	1,24	1,36	1,37	1,40	1,40	1,44	1,52	1,48	1,27	0,98	0,80	1,22
2022	1,03	1,12	1,21	1,25	1,26	1,23	1,23	1,23	1,22	1,10	0,89	0,75	1,10

Valori di campo elettrico medio (V/m) - CONTRIBUTO 4G/LTE													
PIANI PERIODO	P0	P1	P2	P3	P4	P5	P6	P7	P8	P9	P10	P11	Complessivo
2012	0,57	0,61	0,63	0,64	0,66	0,67	0,67	0,73	0,71	0,63	0,46	0,49	0,60
2016	0,93	1,00	1,08	1,11	1,13	1,14	1,15	1,25	1,19	1,11	1,17	0,71	0,99
2022	1,79	1,94	2,02	2,08	2,13	2,13	2,12	2,18	2,12	1,96	1,53	1,27	1,89

Valori di campo elettrico medio (V/m) - CONTRIBUTO 5G/NR													
PIANI PERIODO	P0	P1	P2	P3	P4	P5	P6	P7	P8	P9	P10	P11	Complessivo
2022	0,97	0,98	0,99	1,01	1,03	1,04	1,05	1,00	1,02	1,12	0,90	0,93	0,98

In fig. 3 è riportata, per i tre anni di indagine, la distribuzione del numero di recettori ricadenti nei diversi intervalli di campo elettrico. Nella fig. 4 (a, b, c) è invece riportata, per ciascun anno, la distribuzione, per ogni piano, dei recettori ricadenti nei diversi intervalli di campo elettrico. I valori sono espressi in percentuale rispetto al totale dei recettori.

Figura 3 – Numero recettori (per gli anni 2012, 2016, 2022) ricadenti nei diversi intervalli di campo elettrico (Pisa)

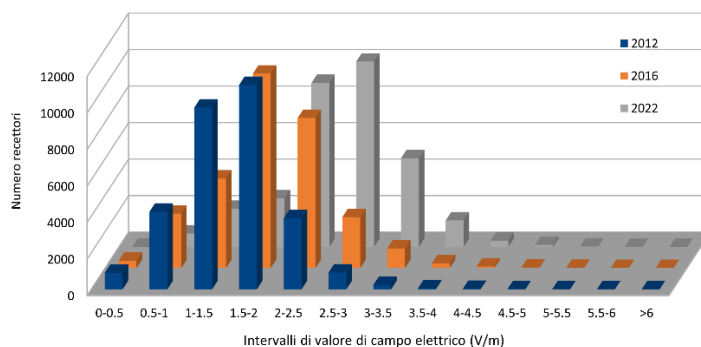
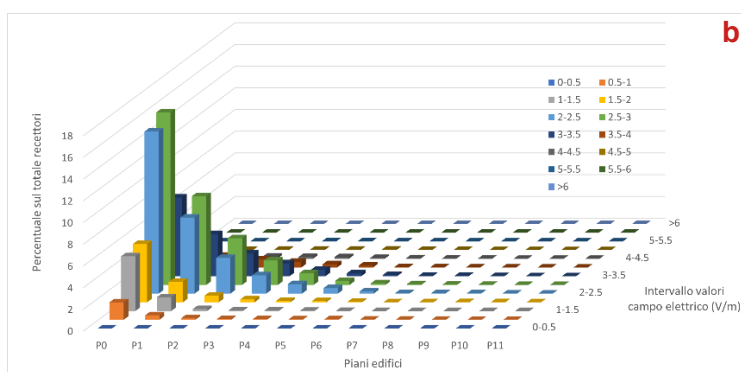
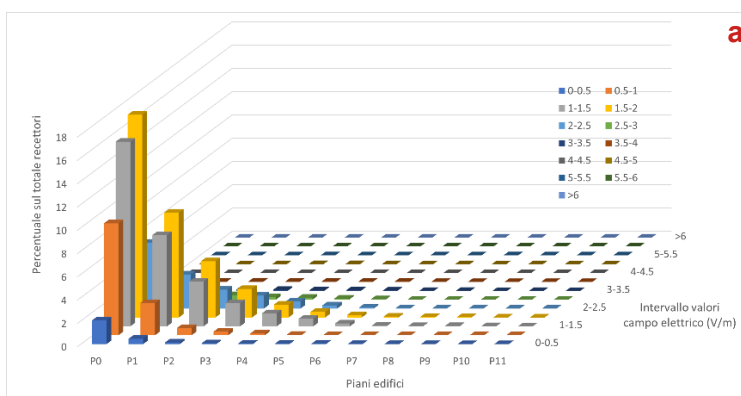
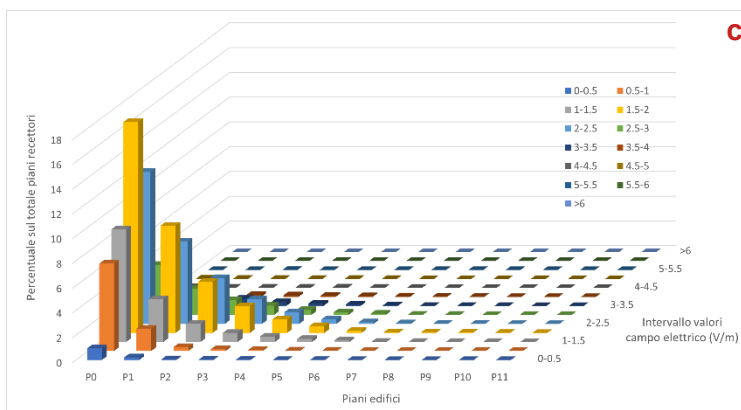


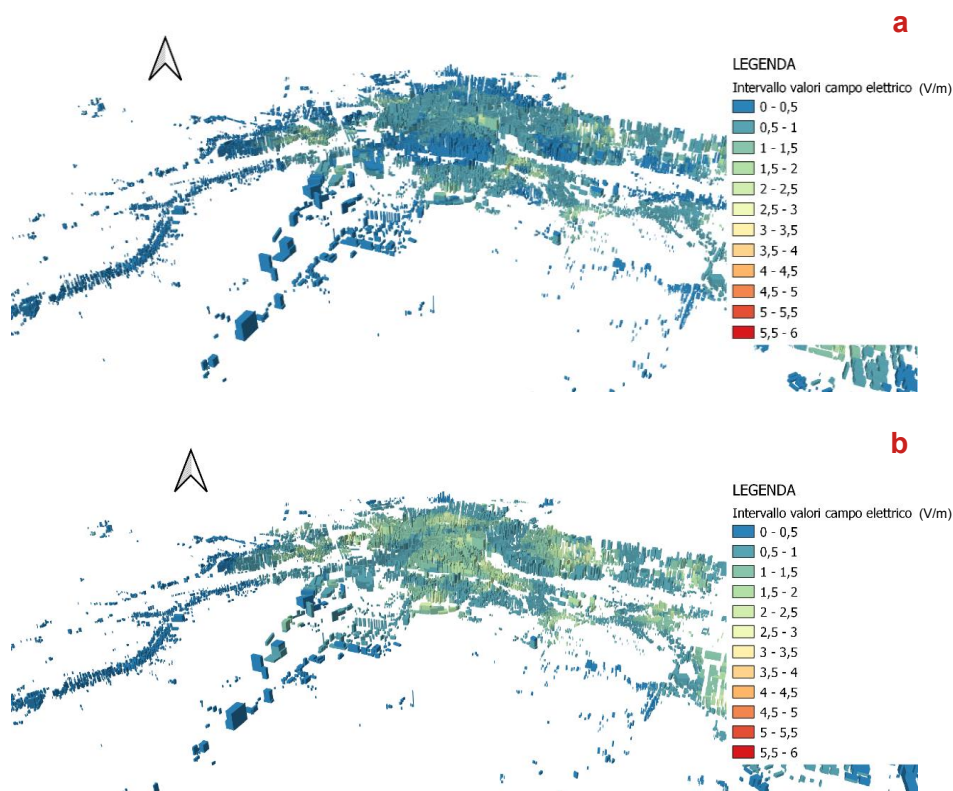
Figura 4 – Distribuzione percentuale sul totale, per ciascun piano (P₀, P₁... fino a P₁₁), dei recettori ricadenti nei diversi intervalli di campo elettrico: anno 2022 (a), 2016 (b), 2012 (c) (Pisa)





In fig. 5, a titolo di esempio, è riportata la visualizzazione dei livelli di campo elettrico prodotti dal sistema 4G/LTE nei tre anni, ottenuta tramite il plugin 3D di QGis, mentre in fig. 6 è riportata l'analoga visualizzazione dei livelli prodotti nei tre anni da tutti i sistemi.

Figura 5 – Campo elettrico determinato nell'agglomerato urbano di Pisa dal sistema 4G/LTE negli anni 2012 (a), 2016 (b), 2022 (c)



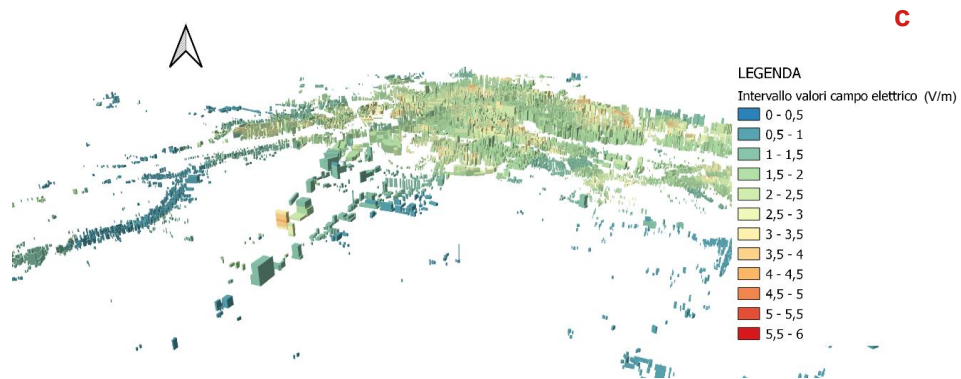
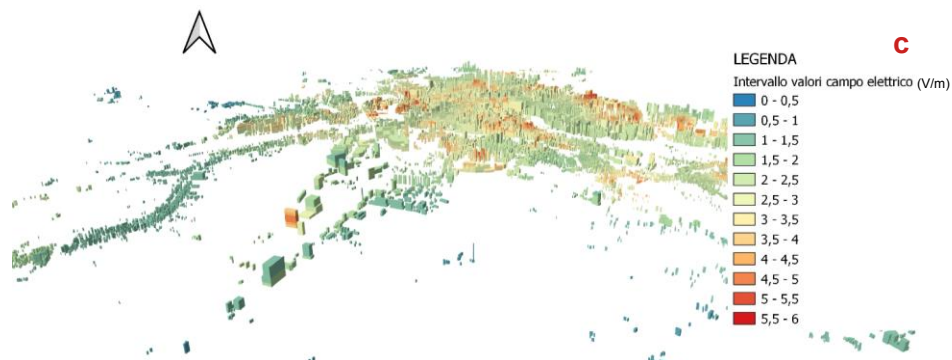
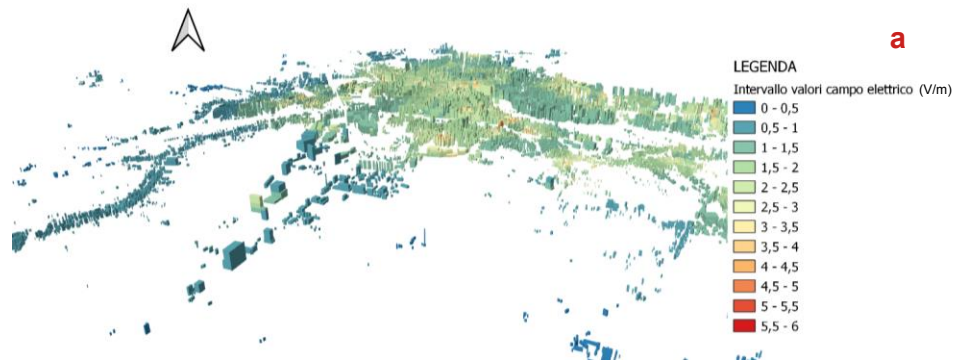


Figura 6 – Campo elettrico totale nell'agglomerato urbano di Pisa negli anni 2012 (a), 2016 (b), 2022 (c)



Analogamente a quanto mostrato in tabella 1 per l'agglomerato urbano di Pisa, la tabella 3 riporta, per la città di Livorno, il confronto dei valori di campo elettrico medio per singolo piano (P₀, P₁... fino a P₆), determinato dalle sorgenti nei tre anni, ed il relativo incremento percentuale.

Tabella 3 - Confronto dei valori di campo elettrico totale medio per singolo piano e complessivo nei tre anni e relativo incremento percentuale (Livorno)

Valori di campo elettrico medio (V/m) - CONTRIBUTO TOTALE								
PERIODO \ PIANI	P0	P1	P2	P3	P4	P5	P6	Complessivo
2012	1,39	1,52	1,65	1,72	1,81	1,80	1,78	1,55
2016	2,00	2,18	2,35	2,42	2,46	2,47	2,40	2,20
2022	2,60	2,71	2,92	3,13	3,20	3,22	3,17	2,80
Incrementi in percentuale tra i periodi								
Incremento % 2012-2016	43	43	42	41	36	37	35	41,9
Incremento % 2016-2022	30	24	24	2	30	30	32	27,3
Incremento % 2012-2022	87	78	77	82	77	79	78	80,6

In Fig. 7 è riportata, per il 2022, la distribuzione del numero di recettori ricadenti nei diversi intervalli di campo elettrico, mentre nella fig. 8 è riportata, sempre per il 2022, la distribuzione, per ogni piano, dei recettori ricadenti nei diversi intervalli di campo elettrico. I valori sono espressi in percentuale rispetto al totale dei recettori.

Figura 7 - Numero recettori ricadenti negli intervalli di campo elettrico nel 2022

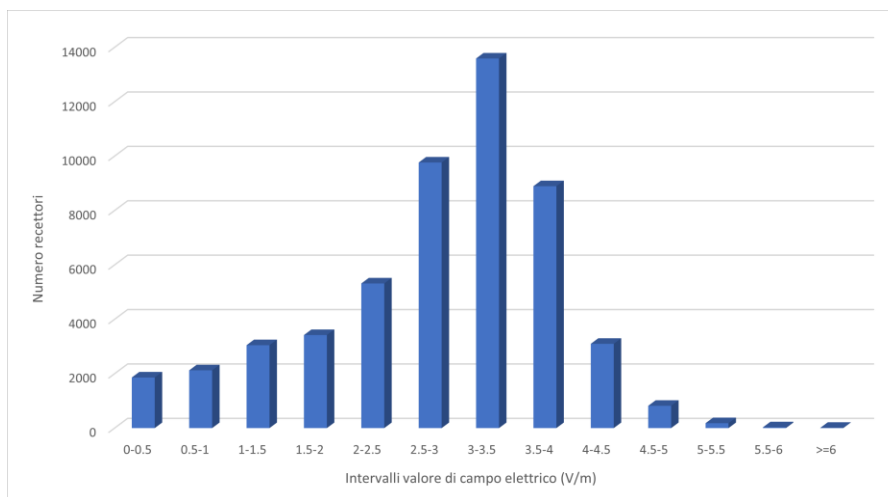
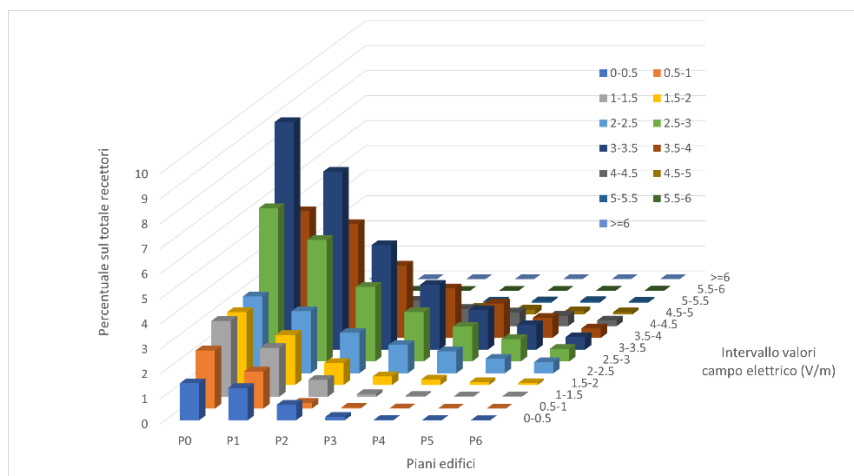
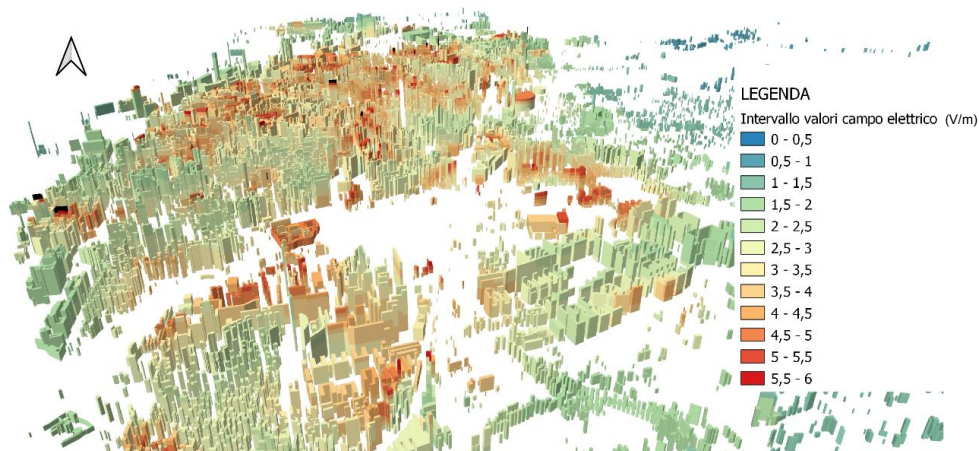


Figura 8 - Distribuzione percentuale sul totale, per ciascun piano (P₀, P₁... fino a P₆), dei recettori ricadenti nei diversi intervalli di campo elettrico per l'anno 2022 (Livorno)



Infine la fig. 9 riporta la visualizzazione dei livelli di campo elettrico prodotti nel 2022 da tutti i sistemi.

Figura 9 - Campo elettrico nella città di Livorno (2022)



4. DISCUSSIONE E CONCLUSIONI

I dati di confronto per i tre anni per la città di Pisa (Tabella 1) mostrano chiaramente in entrambi i casi l'incremento del valore totale di campo elettrico dal 2012 al 2022: infatti il valore di campo elettrico medio complessivo (media pesata in base al numero di piani) passa da 1,53 V/m nel 2012, a 1,85 V/m nel 2016, fino a 2,52 V/m nel 2022 con un aumento percentuale complessivo del 64,7% dal 2012 al 2022. Considerando il valore di attenuazione di 6 dB per le pareti degli edifici, i valori di campo elettrico medio complessivo diventano rispettivamente 0,77 V/m nel 2012, 0,93 V/m nel 2016 e 1,26 V/m nel 2022. Tale incremento è evidenziato anche nelle figure 4 e 5, dove si nota lo spostamento verso intervalli più alti della distribuzione dei valori di campo elettrico previsto per i recettori della città, sia nel complesso che per singolo piano.

Per quanto riguarda l'analisi per sistema (tabella 2), si notano degli andamenti diversi a seconda del sistema che si considera. I valori determinati dal sistema 3G/UMTS, dopo la crescita del 2016, hanno subito un decremento nel 2022, in linea con la sua progressiva sostituzione con il sistema 4G e la sua prossima dismissione. Per il sistema 4G/LTE invece i livelli sono progressivamente cresciuti dal 2012 al 2022, in linea con il suo continuo sviluppo ed affermazione come attuale sistema dominante. Per quanto riguarda il 5G/NR, sistema ancora "giovane", i valori disponibili sono solo quelli relativi al 2022: i livelli previsti (calcolati utilizzando il fattore statistico di riduzione pari a 0,31 previsto dalla Delibera SNPA n.88/2020) sono del tutto analoghi a quelli del 3G/UMTS nel 2012 e del 4G/LTE nel 2016.

Per quanto attiene la città di Livorno, analoghi incrementi a quelli di Pisa sono evidenziati dalla tabella 3 di confronto. In questo caso il valore di campo elettrico medio complessivo in assenza di attenuazioni passa da 1,55 V/m nel 2012, a 2,20 V/m nel 2016 (questi due valori ottenuti nel precedente lavoro del 2016), a 2,80 V/m nel 2022 con aumento percentuale dell'80,6% dal 2012 al 2022.

La metodica utilizzata per le città di Pisa e Livorno è replicabile su qualunque territorio per cui si abbia a disposizione un edificato in cui sia riportata l'altezza degli edifici.

Infine, poiché nello shapefile dell'edificato della regione Toscana, per ogni edificio, è riportata la popolazione stimata che vive all'interno, il presente lavoro potrà essere la base per stime dell'esposizione della popolazione e per eventuali indagini epidemiologiche.

Bibliografia

- Comitato Elettrotecnico Italiano, *Norma Tecnica CEI 211-10 Guida alla realizzazione di una stazione radio base per rispettare i limiti di esposizione ai campi elettromagnetici ad alta frequenza*, 2002
- Comitato Elettrotecnico Italiano, *Norma Tecnica CEI 211-7 Appendice E: Guida per la misura e per la valutazione dei campi elettromagnetici nell'intervallo di frequenza 10 kHz - 300 GHz, con riferimento all'esposizione umana. Misura del campo elettromagnetico da stazioni radio base per sistemi di comunicazione mobile (2G, 3G, 4G, 5G)*, 2019
- Decreto Ministero Ambiente 5 ottobre 2016, *Approvazione delle Linee Guida sui valori di assorbimento del campo elettromagnetico da parte delle strutture degli edifici*, G.U. Serie Generale n.252 del 27-10-2016
- D.P.C.M. 8 luglio 2003, *Fissazione dei limiti di esposizione, dei valori di attenzione e degli obiettivi di qualità per la protezione della popolazione dalle esposizioni a campi elettrici, magnetici ed elettromagnetici generati a frequenze comprese tra 100 kHz e 300 GHz.*, G.U. Serie Generale n.199 del 28-08-2003
- SNPA, *Delibera n. 88/2020 Criteri per la valutazione delle domande di autorizzazione all'installazione di impianti di reti di comunicazione elettronica con antenne mMIMO/AASs*, novembre 2020
- Zari et al., *Studio dell'evoluzione della diffusione dell'inquinamento elettromagnetico con l'introduzione dei sistemi 4G. Valutazioni statistiche - Rappresentazione grafica, cartografica e spunti per eventuali studi epidemiologici*, Atti del VI Convegno nazionale "Il controllo degli agenti fisici: ambiente, territorio e nuove tecnologie 6 - 7 - 8 giugno 2016, Alessandria



Sessione 4 Qualità

Esecuzione del Programma nazionale per l'affidabilità delle misure di radiazioni ionizzanti basato su Confronti InterLaboratorio

Massimo Pinto, Antonio De Donato, Serena Fattori, Anna Cristina Iafra, Paola Martucci, Stefano Migliorisi, Parvin Mohammadyari, Luigi Rinaldi, Lucrezia Spagnuolo, Susy Toma, Marco Capogni, Mauro Capone, Pierluigi Carconi, Francesco Cardellini, Alessia Embriaco, Gianluca Cappadozzi, Vanessa De Coste, Aldo Fazio, Claudia Silvestri e Pierino De Felice

INMRI-ENEA, Istituto Nazionale di Metrologia delle Radiazioni Ionizzanti

Via Anguillarese 301, 00123 Santa Maria di Galeria, Roma, Italia

massimo.pinto@enea.it

Riassunto

L'Istituto Nazionale di Metrologia delle Radiazioni Ionizzanti dell'ENEA (INMRI-ENEA) sta conducendo un Programma nazionale per la promozione dell'affidabilità delle misure di radiazioni ionizzanti basato su Confronti InterLaboratorio (ILC), rivolto a soggetti pubblici e privati operanti sul territorio nazionale e che effettuino, a vario titolo, misurazioni di radiazioni ionizzanti. Al Programma, che include sei ILC, stanno partecipando 39 soggetti sulla misura di attività di radionuclidi (gamma emettitori e ^{90}Sr), 32 sulla misura di radiofarmaci ($^{99\text{m}}\text{Tc}$, ^{18}F , ^{177}Lu), 23 in quella di ^{222}Rn in aria, 49 in quella di dose assorbita in radioterapia con campi piccoli, 21 nella misura di equivalente di dose personale in radioprotezione e 27 nella misura di contaminazione superficiale con sorgenti piane ed estese (^{241}Am , ^{90}Sr) per un totale di 191 partecipazioni. L'obiettivo del Programma è la tutela del cittadino/consumatore in ogni ambito in cui siano presenti radiazioni ionizzanti, ovvero i pazienti ed i loro familiari, nelle applicazioni mediche, così come qualunque cittadino che viva ed operi in ambienti sottoposti a sorveglianza, o che si nutra di prodotti controllati. Tale tutela è garantita dalla promozione dell'affidabilità delle misure e promossa proprio mediante ILC.

Nel 2022 il Programma è entrato nel pieno della sua esecuzione, con l'avvio di tutti e sei gli ILC. Il lavoro presenta, in modo sintetico, i risultati analizzati in ciascuno dei sei ILC integrati con riflessioni sui livelli di accuratezza riscontrata nei diversi settori, confrontati tra loro e valutati anche rispetto ai requisiti tecnici richiesti.

Il Programma, senza precedenti nel nostro Paese per il numero dei soggetti partecipanti e per varietà di ILC offerti, beneficia del patrocinio dell'AIRP insieme a SIRR, ISIN, ACCREDIA, ISS, SOGIN, INRIM, INAIL ed AIFM, ed è finanziato dal Ministero dello Sviluppo Economico (MiSE), Direzione Generale per il Mercato, la Concorrenza, la Tutela del Consumatore e la Normativa Tecnica.

Pagina web del Programma: <https://www.inmri.enea.it/attivita-di-ricerca/confronti-interlaboratorio.html>

Confronto interlaboratorio sull'equivalente di dose personale, Hp(10) con dosimetri di tipo passivo (^{137}Cs , raggi X di medie energie)

Anna Cristina Iafrati, Gianluca Cappadozzi, Claudia Silvestri, Massimo Pinto

ENEA-Istituto Nazionale di Metrologia delle Radiazioni Ionizzanti, via Anguillarese 301, 00123 Roma

annacristina.iafrati@enea.it

INTRODUZIONE

L'Istituto Nazionale di Metrologia delle Radiazioni Ionizzanti ha organizzato un Programma Nazionale per la promozione dell'affidabilità delle misure di radiazioni ionizzanti, con l'espletamento di sei Confronti Interlaboratorio, iniziativa finanziata dal Ministero dello Sviluppo Economico.

L'oggetto del confronto n°5 (ILC5), di cui di seguito ne verrà descritto lo svolgimento, è la misura dell'equivalente di dose personale Hp(10), grandezza dosimetrica operativa con cui si stima la dose equivalente al corpo intero, mediante dosimetri di tipo passivo. Si è scelto come oggetto dell'interconfronto questa misura in quanto essa costituisce parte fondamentale della radioprotezione, per il monitoraggio dell'esposizione esterna del personale esposto alle radiazioni in ambito lavorativo, nel campo sanitario, nucleare, di gestione dei rifiuti radioattivi, nel decommissionamento degli ex impianti nucleari e nelle attività di ricerca scientifica, come indicato nel protocollo sperimentale del Programma (AA. VV., 2021).

L'obiettivo che si è voluto perseguire con l'esecuzione del confronto è stato valutare le capacità di misura dei servizi dosimetrici presenti sul territorio nazionale.

I partecipanti hanno avuto la possibilità di testare la validità dei propri sistemi di lettura dosimetrici, avendo un riscontro circa il loro operato. Inoltre, attraverso le adesioni dei partecipanti, si è potuto avere un riscontro del numero di servizi di dosimetria presenti sul territorio nazionale, i quali devono comunicare la loro attività ad ISIN, l'Istituto Nazionale per la Sicurezza Nucleare e la Radioprotezione, come indicato da recente normativa (Art. 127 D.Lgs 101/2020).

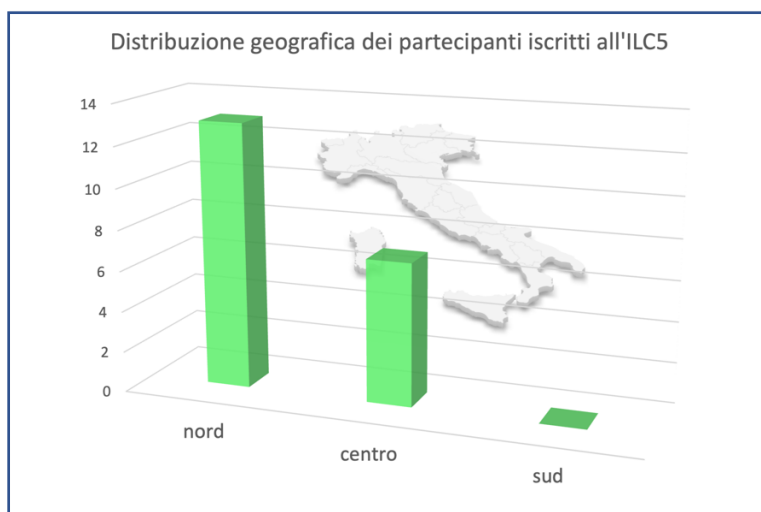
Verranno di seguito descritte le modalità operative di preparazione e svolgimento del confronto, nonché le modalità di comunicazione tra l'INMRI e i partecipanti.

SVOLGIMENTO DELL'ILC5

Per l'esecuzione del confronto sono state inizialmente recepite tutte le iscrizioni dei partecipanti al Programma, tramite un form dedicato, inserito sulle pagine web dell'ENEA-INMRI ad accesso libero. In totale sono state raccolte 20 adesioni, specificatamente per l'ILC5.

In base alle iscrizioni ricevute è emersa una prevalenza dei servizi dosimetrici in questione nel centro e nel nord dell'Italia, come è riportato nel grafico sottostante (fig. 1).

Figura 1- Distribuzione geografica dei partecipanti all'ILC5



L'avvio dei lavori necessari per la realizzazione dell'ILC5 è avvenuto nel mese di maggio 2022; è stata tuttavia data la possibilità agli iscritti impossibilitati a rispettare la scadenza prefissata, di partecipare ad un secondo turno avvenuto nel mese di settembre 2022. Per questo motivo, dei 20 centri partecipanti, 18 sono stati processati e conclusi nel mese di luglio, mentre gli ultimi due sono ancora in fase di analisi.

SVOLGIMENTO DELL'ILC5: PREPARAZIONE E IRRAGGIAMENTO

Come da protocollo, l'ILC5 ha per oggetto i seguenti tre misurandi:

- un valore di $H_p(10, \alpha = 0^\circ)$ in fasci di radiazioni gamma emesse da sorgenti di ^{137}Cs , con energia media di circa 662 keV (ENEA-INMRI, 2017);
- un valore di $H_p(10, \alpha = 0^\circ)$ in fasci di radiazioni X filtrate di medie energie della serie a spettro largo; in particolare è stata scelta la qualità W-80 della serie a spettro 'largo' della norma ISO 4037, con energia media di circa 56,3 keV (ENEA-INMRI, 2017);
- un valore di $H_p(10, \alpha = 60^\circ)$ in fasci di radiazioni X filtrate di medie energie della stessa qualità di cui al punto precedente. Come angolo di incidenza diverso da zero è stato scelto l'angolo di 60° .

Per ciascun misurando si è scelto di irraggiare 4 dosimetri; è stato, dunque, chiesto ai partecipanti di inviare i propri dosimetri personali in un numero non inferiore a 23, prevedendo 2 dosimetri di riserva per ciascuna misura a fronte di possibili errori e 5 dosimetri destinati alla rilevazione del fondo ambientale.

L'individuazione dei valori di equivalente di dose personale da impartire ai dosimetri è avvenuta tramite attribuzione casuale, considerando un intervallo compreso tra 2 e 30 mSv. Lo stesso principio di casualità è stato adottato per associare i dosimetri inviati a ciascuno dei tre misurandi.

I dosimetri passivi sono stati inviati dai partecipanti ad ENEA-INMRI, ciascuno riportante un'etichetta indicante un identificativo costituito dal codice riservato associato ad ogni iscritto e un numero seriale da 1 al numero massimo dei dosimetri inviati, dunque minimo 23.

Gli irraggiamenti sono stati eseguiti su fantoccio ISO Slab realizzato in PMMA: per le radiazioni gamma si è utilizzato un fantoccio interamente costituito da PMMA; per le radiazioni X si è, invece, utilizzato un fantoccio in PMMA riempito di acqua distillata. Il fantoccio è stato posizionato a 0° o opportunamente ruotato a 60° a seconda della misura che si stava effettuando, in conformità alle norme (ISO 4037, 1996 per i raggi X, 2019 per il ^{137}Cs).

I dosimetri sono stati posizionati al centro del fantoccio, rispettando le dimensioni dei diametri isodose al 98% per i differenti misurandi (11 cm per i raggi X e 15 cm per il ^{137}Cs) come richiesto dalla normativa di riferimento. Il fantoccio è stato posto ad una distanza tale da essere interamente investito dal fascio di radiazioni; tale distanza corrisponde a 2 metri per il ^{137}Cs e 3.09 metri per i raggi X ed è pari alla distanza dal centro della sorgente di radiazione e il centro dello spessore del dosimetro posizionato sulla superficie frontale del fantoccio.

In particolare, per gli irraggiamenti effettuati con angolo di incidenza pari a 60°, quando impossibilitati a posizionare tutti i dosimetri lungo lo stesso asse verticale, è stato previsto di suddividere in due parti la procedura di irraggiamento, invertendo la posizione dei dosimetri, così che tutti e quattro venissero investiti dal fascio in maniera il più possibile uniforme. Di tale scelta si è tenuto debitamente conto nel calcolo dell'incertezza sul valore del kerma in aria riferito al punto di misura.

Per il primo turno di svolgimento dell'ILC5, gli irraggiamenti sono stati effettuati nel periodo compreso tra il 16 maggio e il 27 maggio 2022, presso i laboratori del settore dosimetria dell'INMRI. I parametri di influenza ambientali durante tale periodo sono stati i seguenti: temperatura compresa tra 24.5 °C e 27.7 °C; umidità compresa tra 33% e 61%; pressione atmosferica compresa tra 992.3 hPa e 1011.2 hPa.

Una volta terminati gli irraggiamenti si è proceduto alla restituzione dei dosimetri dei partecipanti, tramite corriere espresso, allegando una lettera informativa con indicazioni circa gli identificativi dei dosimetri irraggiati.

I partecipanti, ricevuti gli strumenti, hanno provveduto ad effettuare le letture, ciascuno utilizzando il proprio sistema di lettura e la propria apparecchiatura. Fatte tutte le debite valutazioni, gli utenti si sono poi impegnati a comunicare le proprie letture ad ENEA-INMRI, il quale ha potuto procedere con l'analisi dei dati.

ANALISI DEI DATI RICEVUTI DAI PARTECIPANTI

RICEZIONE DEI DATI E ANALISI INFORMAZIONI PRELIMINARI

Al fine di poter ricevere le letture dei dosimetri passivi processati dai partecipanti, l'ENEA-INMRI ha predisposto una pagina web appositamente creata per il programma MiSE-ILC ad accesso riservato ai soli utenti iscritti allo stesso, protetta da password, ospitante sei moduli da compilare, uno per ciascuno degli interconfronti previsti dal programma stesso.

In particolare, per l'ILC è stato realizzato un modulo così strutturato:

- una prima parte non modificabile mostra i dati identificativi dell'utente, insieme al codice segreto associatogli, utilizzato per la presentazione dei risultati dell'interconfronto in forma anonima, come si vedrà in seguito;
- una sezione sottostante in cui sono richieste all'utente alcune informazioni preliminari riguardanti le caratteristiche dei dosimetri inviati;
- un'ultima sezione suddivisa in tre parti, una per ogni misurando, contenente già gli identificativi dei dosimetri irraggiati, nonché degli spazi vuoti in cui riportare le misure lette sui dosimetri e la loro relativa incertezza.

Riguardo la sezione contenente le informazioni preliminari sui dosimetri, dei 18 partecipanti processati nella prima fase sono stati raccolti i seguenti dati.

Figura 2- Tipologia di Rivelatore

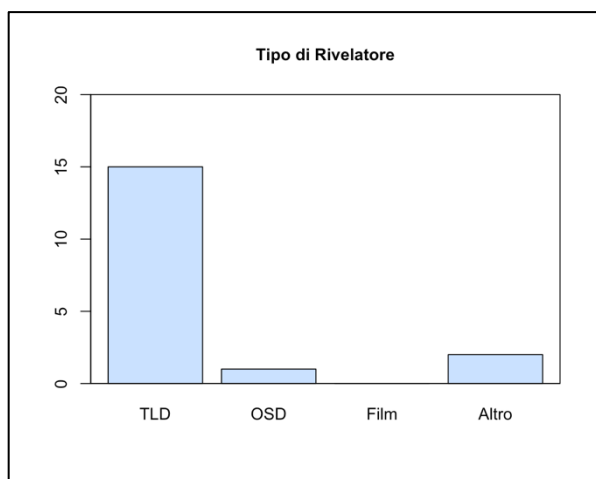
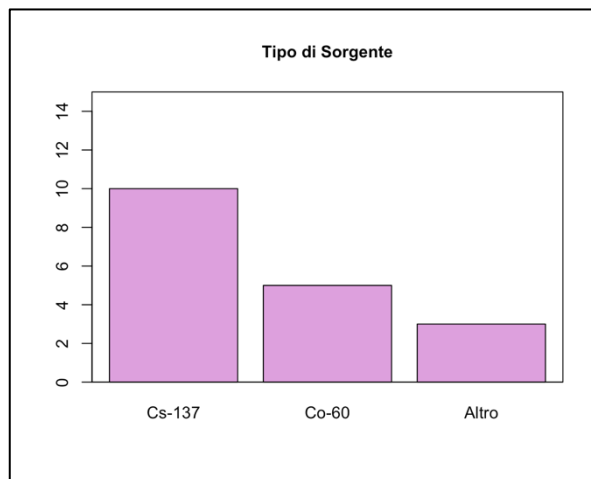


Figura 3- Tipologia di Sorgente



Come si può notare dalla fig. 2, la maggior parte dei partecipanti utilizza dosimetri passivi di tipo TLD, indicato da 15 utenti; per quanto riguarda la riferibilità dei partecipanti, altro dato richiesto nel modulo, la quasi totalità ha indicato un laboratorio accreditato; considerando la tipologia di sorgente (fig.3), il più indicato è il ^{137}Cs , opzione selezionata da più della metà dei partecipanti.

ANALISI DELLE MISURE INVIATE DAI PARTECIPANTI

Considerando le letture dei dosimetri passivi effettuate dai partecipanti, questi hanno potuto comunicare i loro dati nell'ultima sezione del modulo dedicato di cui sopra, indicando il valore dell'equivalente di dose personale, espresso in mSv, e l'incertezza associata alla misura, espressa in termini percentuali, con fattore di copertura $k=2$. Questi dati sono stati recepiti dall'ENEA-INMRI, che ha provveduto a raccogliarli, eseguendo successivamente le analisi che verranno qui indicate.

Le letture comunicate dagli utenti sono state messe a confronto con i valori di riferimento forniti da ENEA-INMRI per la grandezza $H_p(10)$, i quali sono comprensivi delle incertezze estese. La riferibilità di tali valori forniti dall'Istituto è la seguente:

- campione di misura di riferimento dell'INMRI della grandezza kerma in aria K_a , riferibile al campione di K_a del Bureau International des Poids et Mesures (BIPM), per gli irraggiamenti in fasci di radiazioni gamma emesse da sorgenti di ^{137}Cs ;
- campione nazionale di K_a dell'INMRI, camera ad aria libera di tipo "Attix" mod. Victoreen 481, per gli irraggiamenti in fasci di radiazioni X filtrate di medie energie, alla qualità W-80.

Il confronto tra le letture inviate dai partecipanti e i valori di riferimento è stato fatto in conformità alla norma ISO 14146, utilizzata da EURADOS per gli interconfronti a livello europeo.

In particolare, lo stimatore statistico utilizzato per valutare i risultati del confronto per le misure considerate è il rapporto tra le misure fornite dal partecipante e i valori di riferimento forniti da ENEA-INMRI, indicato con il simbolo "R", ossia "risposta".

Tale risultato viene successivamente messo in relazione e confrontato con altri due valori, che si determinano applicando la formula indicata nel paragrafo 7.1.1 della ISO 14146, precedentemente citata, e qui di seguito riportata:

$$0.71 \left(1 - \frac{2 * \frac{H_0}{1.33}}{\frac{H_0}{1.33} + H_c} \right) \leq R \leq 1.67 \left(1 + \frac{H_0}{4 * H_0 + H_c} \right)$$

Nella formula, H_0 indica il valore minimo di dose personale, fissata pari a 0.1 mSv (ISO 14146, 2018), H_c indica il valore di riferimento fornito dall'INMRI ed infine R è la risposta già citata precedentemente. L'interconfronto è considerato superato se risulta soddisfatta la disequazione della formula. In questa non si fa esplicito riferimento alle incertezze associate alle misure; tuttavia una componente di incertezza è considerata per definire i valori dei due limiti inferiore e superiore. Le incertezze estese associate ai valori di riferimento H_c sono state, invece, utilizzate per approssimare i valori forniti dai partecipanti con un numero di cifre corrispondenti alle prime due cifre significative dell'incertezza stessa, al fine di uniformare la precisione di rappresentazione del valore fornito da ENEA-INMRI con i valori forniti dai partecipanti.

Le incertezze estese con cui l'INMRI emette i propri valori di riferimento sono mediamente: 4.5% per il ^{137}Cs ; 6% per i raggi X alla qualità W-80 con angolo pari a 0° ; 8% per i raggi X alla qualità W-80 con angolo pari a 60° .

Nella tabella (tab. 1) sottostante sono stati riportati i valori medi (media aritmetica dei quattro valori richiesti per ciascun misurando) degli $H_p(10)$ comunicati dai partecipanti per tutti e tre i misurandi e, per ciascuno, è stato indicato anche il valore H_c di riferimento dell'INMRI.

Tabella 1 – Tabella riassuntiva dei valori medi degli equivalenti di dose riportati dai partecipanti e dei valori di riferimento

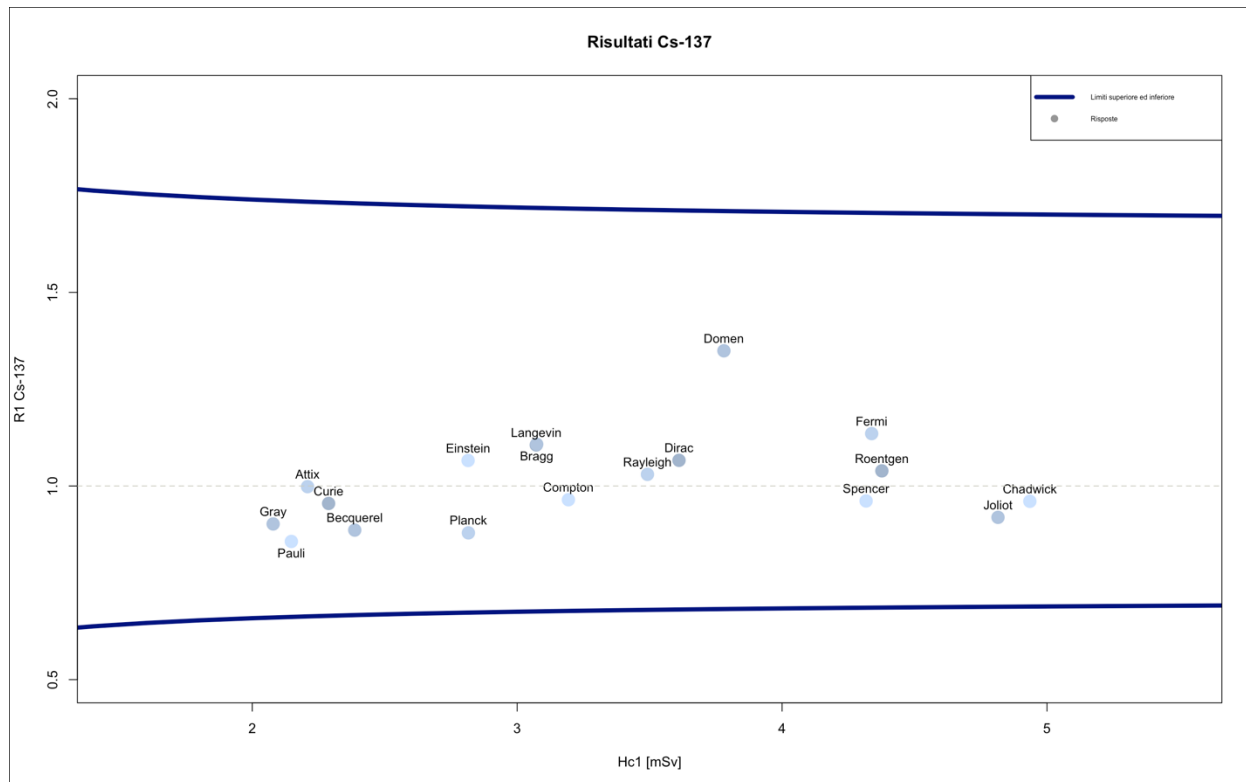
Secret Code	Media letture S-Cs [mSv]	Hc S-Cs [mSv]	Media letture W-80 (0°) [mSv]	Hc W-80 (0°) [mSv]	Media letture W-80 (60°) [mSv]	Hc W-80 (60°) [mSv]
Chadwick	4.74	4.94	25.9	23.2	24.1	18.54
Becquerel	2.115	2.387	11.72	11.7	23.8	22.1
Compton	3.08	3.19	15.17	15.95	21.8	20.4
Fermi	4.93	4.34	28.3	22.9	14.4	13.1
Curie	2.185	2.288	20	16.08	40.4	27.9
Dirac	3.85	3.61	26.5	19.2	17.3	10.96
Domen	5.1	3.78	11.82	8.69	19.4	12
Roentgen	4.55	4.38	10.53	9.62	34	14.49
Joliot	4.43	4.82	8.35	7.93	18.4	15.6
Pauli	1.84	2.148	6.85	6.2	13	9.73
Gray	1.875	2.079	26.5	27.2	2.5	2.3
Planck	2.48	2.82	24.6	14.56	26.4	15.8
Einstein	3	2.81	11.28	13.36	8.1	8.86
Rayleigh	3.6	3.49	10.85	9.39	3.58	2.69
Bragg	3.41	3.07	29.4	24.7	19.3	13.7
Langevin	3.4	3.07	30.1	25.1	14.4	18
Spencer	4.15	4.32	10.5	10.83	22.1	19.2
Attix	2.205	2.209	20.2	19.1	21.4	19.2

Per identificare in forma anonima i partecipanti, a ciascun utente iscritto all'ILC5 è stato associato un codice segreto corrispondente al nome di scienziati di rilievo nel campo delle radiazioni ionizzanti: l'associazione tra partecipante ed il codice segreto è nota soltanto al singolo partecipante e all'ENEA-INMRI.

I valori di $H_p(10)$ riportati nella tabella (tab. 1) sono stati utilizzati per costruire i grafici che verranno riportati nelle pagine seguenti. In particolare, sono stati realizzati tre grafici, uno per ciascun misurando.

PRESENTAZIONE GRAFICA DEI RISULTATI DELL'INTERCONFRONTO N° 5

Figura 4¹- Risultati interconfronto per il fascio di radiazioni gamma emesso da sorgente di ¹³⁷Cs



Il grafico su rappresentato (fig. 4) mostra i risultati dell'interconfronto impiegando il fascio di radiazione gamma emesse da ¹³⁷Cs, ottenuti applicando la formula suddetta (ISO 14146): sull'asse delle x sono stati posti i valori di riferimento degli equivalenti di dose per questo misurando, espressi in mSv; sull'asse delle y sono, invece rappresentate le risposte, ossia il rapporto tra i valori medi delle letture comunicate dai partecipanti e i valori di riferimento.

In una situazione di perfetta corrispondenza tra le due misure, la risposta sarebbe pari a 1: in corrispondenza di questo valore è stata disegnata una linea tratteggiata: tanto più si è vicini a questa posizione tanto più letture comunicate sono vicine al valore assegnato al misurando. Le due linee spesse di colore blu rappresentano i limiti superiore ed inferiore della disequazione, al variare del valore di riferimento Hc. Queste curve, che assumono il nome di *trumpet curves*, nome dovuto alla loro particolare forma, determinano le linee di demarcazione per il superamento o meno del confronto: le risposte dei partecipanti, rappresentate dai marcatori circolari nel grafico, devono essere nel range definito dalle curve; per tutti i partecipanti i cui valori eccedono tali limiti l'interconfronto non è superato.

Per questo particolare misurando si nota che tutti i partecipanti hanno superato l'interconfronto; inoltre c'è un'alta concentrazione di valori intorno a 1, indicazione che le letture effettuate dai partecipanti sono molto vicine alle dosi effettivamente impartite ai dosimetri. Se ne deduce che le procedure messe in atto dai partecipanti per il misurando in esame risultano molto efficienti.

¹ I grafici sono stati realizzati con il software statistico R.

Figura 5- Risultati interconfronto per fasci di radiazioni X filtrate di medie energie, alla qualità W-80, con angolo di incidenza $\alpha=0^\circ$

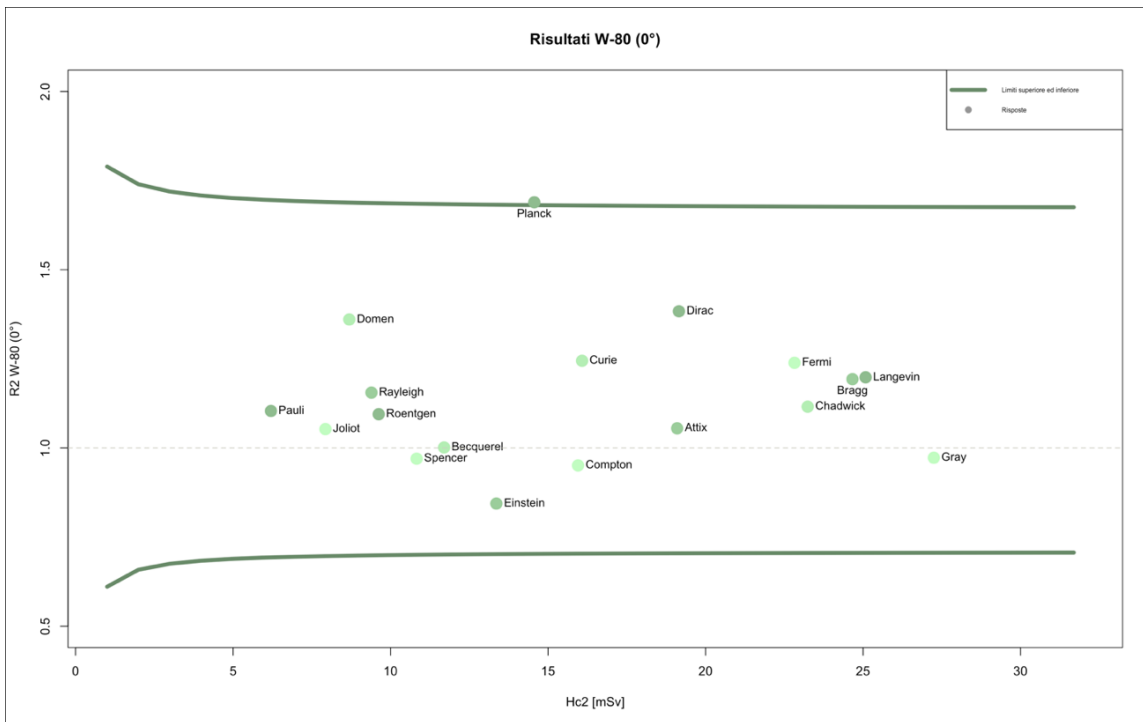
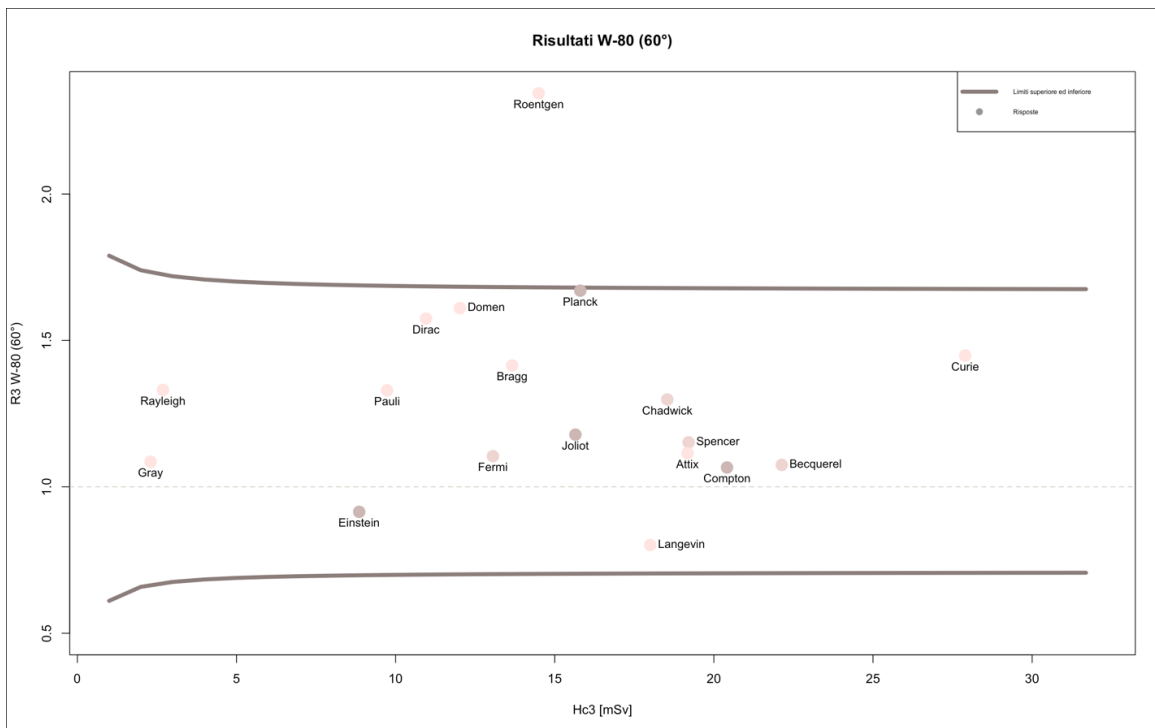


Figura 6- Risultati interconfronto per fasci di radiazioni X filtrate di medie energie, alla qualità W-80, con angolo di incidenza $\alpha=60^\circ$



I due grafici rappresentati nella pagina precedente (fig. 5 e 6) mostrano i risultati ottenuti per il fascio di radiazioni X, qualità W-80: la fig.5 fa riferimento agli irraggiamenti effettuati a 0°, la fig. 6 si riferisce, invece, agli irraggiamenti eseguiti a 60°.

I grafici presentano le stesse componenti viste per la fig 4. Le curve a tromba, la cui forma è maggiormente visibile in questi grafici, rappresentano sempre i limiti superiore ed inferiore nella formula.

Una considerazione che può subito essere fatta è che c'è molta più dispersione intorno al valore di 1 rispetto al misurando del ^{137}Cs (mostrato in figura 4): alcune risposte sono molto vicine al limite superiore; alcune si posizionano anche oltre quest'ultimo. Si nota una tendenza da parte degli utenti a leggere valori di equivalente di dose maggiori rispetto al valore assegnato (ISO/IEC 17043, 2010): la maggior parte dei partecipanti si colloca infatti nella parte alta del grafico, oltre la linea di demarcazione indicata da 1.

Volendo fare ulteriori considerazioni, si nota come le risposte ottenute per il misurando 3, ossia l'irraggiamento angolato, siano mediamente più disperse: le letture fornite sono molto diverse dai valori di equivalente di dose effettivamente impartiti. Evidentemente, gli irraggiamenti eseguiti ad un angolo diverso da zero presentano maggiori difficoltà nel determinare i valori del misurando.

In generale, si può affermare che i partecipanti dell'ILC5 hanno svolto un ottimo lavoro nella lettura dei dosimetri passivi, in quanto la quasi totalità dei risultati ottenuti è racchiusa nei limiti identificati dalla formula (ISO 14146, 2018). Questo è segno di un alto livello di qualità per quanto riguarda i servizi dosimetrici in Italia. Dalle evidenze ottenute risulterebbe forse necessario investire nel raffinamento dei sistemi di valutazione e lettura della dose impartita al corpo intero da direzioni differenti rispetto a quella frontale.

COMUNICAZIONE DEI RISULTATI AI PARTECIPANTI

Terminata l'analisi dei dati per l'ILC5, l'ENEA-INMRI si è impegnata a comunicare gli esiti dell'interconfronto ai singoli partecipanti, attraverso un report che attestasse l'effettiva partecipazione al Programma e al confronto in oggetto, e presentasse i risultati ottenuti per ciascun misurando.

Attraverso uno script in Python è stato strutturato un report in cui sono state inserite le indicazioni sui dosimetri irraggiati, una tabella riassuntiva delle letture comunicate dai partecipanti e i valori di riferimento, entrambi con le relative incertezze, e i risultati ottenuti nell'interconfronto, divisi per ciascuna delle quattro letture per i tre misurandi. Nel report sono stati poi inseriti due grafici, rappresentanti i risultati sia a livello medio sia per singolo dosimetro: in questo modo gli utenti hanno potuto valutare l'esito delle proprie misure con due punti di vista differenti. In alcuni casi, infatti, seppure una delle letture eccede i limiti, a livello medio l'interconfronto risulta superato.

I report sono stati, infine, inviati via mail a tutti i partecipanti, congiuntamente ad un questionario di soddisfazione riguardante il lavoro svolto per l'ILC5, i cui risultati sono ancora in corso di analisi.

Bibliografia

ENEA-INMRI, *Sintesi delle condizioni sperimentali utilizzate presso ENEA-INMRI per dosimetria a basse dosi con radiazione X e gamma, DOC-DOB-24 rev. 5 allegato al Manuale della Qualità*, 2017.

ISO, *4037- Radiological protection — X and gamma reference radiation for calibrating dosimeters and doserate meters and for determining their response as a function of photon energy*, 1996.

ISO/IEC, *17043- Conformity assessment - General requirements for proficiency testing*, 2010.

ISO, *14146- Radiological protection — Criteria and performance limits for the periodic evaluation of dosimetry service*, 2018.

ISO, *4037- Radiological protection — X and gamma reference radiation for calibrating dosimeters and doserate meters and for determining their response as a function of photon energy*, 2019.

Pierino De Felice, Marco Capogni, Mauro Capone, Pierluigi Carconi, Francesco Cardellini, Maria Pimpinella, Massimo Pinto, *Programma nazionale per l'affidabilità delle misure di radiazioni ionizzanti basato su Confronti InterLaboratorio (ILC), Protocollo sperimentale*, 2021.

Programma di qualità complementare alla norma tecnica ISO 11665-4:2020 per misure di radon con dispositivi passivi e rivelatori SSNTD tipo CR-39

Stefano Coria¹, Fiorello Martire², Salvatore Procopio³, Tiziana Tunno⁴

^{1,2,3,4} *Esperto di Radioprotezione – Associazione Italiana Professionisti Radon ASSORADON via Comelico
18 20135 Milano*

segreteria@assoradon.org

Riassunto

Fra le novità introdotte dal D.Lgs.n.101/2020 in materia di protezione dall'esposizione al radon vi è la definizione dei requisiti tecnici minimi che i servizi di misurazione devono soddisfare per risultare "organismi idoneamente attrezzati", nelle more dei riconoscimenti (Art.17, c.7). Uno dei requisiti fa riferimento all'implementazione e al mantenimento di un programma di controllo qualità delle misure per il metodo impiegato. La necessità di garantire elevati standard qualitativi per le misure di radon effettuate con dispositivi passivi e rivelatori CR-39 e la contemporanea limitatezza di indicazioni prestazionali nella norma tecnica di riferimento ISO 11665-4:2020 comportano per il laboratorio l'onere di provvedere in sostanziale autonomia alla definizione del programma di controllo e di assicurazione della qualità. In questo contesto risultano fondamentali l'esperienza maturata dal laboratorio e la capacità di valutazione degli aspetti di maggiore criticità che si riscontrano nelle varie fasi. Si propone la definizione di un programma di controllo qualità articolato per fasi e complementare alla norma tecnica focalizzato non solo su aspetti di tipo tecnico e prestazionale, ma anche di tipo procedurale e gestionale che definiscano e delimitino il rapporto tra il laboratorio e la committenza.

INTRODUZIONE

Fra le novità tecniche introdotte dal Decreto Legislativo n. 101 del 31 Luglio 2020, in materia di protezione dalle radiazioni ionizzanti, con particolare riferimento al Capo IV relativo all'esposizione a sorgenti naturali di radiazione, vi sono la definizione e la formalizzazione all'interno del dettato normativo dei requisiti tecnici minimi che i servizi di misurazione della concentrazione di radon in aria devono soddisfare per risultare "organismi idoneamente attrezzati", nelle more dei riconoscimenti (Art. 17, c.7 e Allegato II). Ciò ha rappresentato un'evoluzione rispetto al vecchio testo normativo (D. Lgs. n. 230/95 e s.m.i.), che non forniva l'adeguata definizione di "organismi idoneamente attrezzati", tanto che il Coordinamento delle Regioni e delle Province autonome di Trento e Bolzano nel 2003 si era occupato di pubblicare delle linee guida indispensabili a fornire una definizione articolata di tali soggetti. Tra i requisiti tecnici minimi indicati dal D. Lgs. n. 101/2020, oltre alla necessità di garantire adeguata riferibilità metrologica tramite opportune metodiche di taratura e partecipazione a circuiti di interconfronto, vi sono l'implementazione e il mantenimento di un programma di controllo qualità delle misure per il metodo impiegato. La necessità di definire e attuare un programma in grado di garantire elevati standard di qualità per le misurazioni di attività di radon in aria con dispositivi passivi e rivelatori SSNTD tipo CR-39, ossia con la metodologia oramai maggiormente diffusa, si scontra tuttavia con la sostanziale mancanza di indicazioni di tipo tecnico e soprattutto prestazionale nella norma tecnica di riferimento ISO 11665-4:2020. Tale metodo, di carattere spiccatamente generico anche nella definizione delle specifiche per le misure con rivelatori SSNTD (Annex A), risulta da un lato facilmente compatibile con l'attività dei servizi di misura, ma dall'altro lascia ai servizi stessi l'onere e la responsabilità di definire e attuare un adeguato programma di controllo qualità delle misure. In questo contesto è necessario che i servizi di misura maturino e consolidino autonomamente l'esperienza necessaria per la valutazione di aspetti a maggior criticità che si riscontrano con questa tipologia di misure, alcuni dei quali sono solo marginalmente accennati dalla norma tecnica ISO 11665-4:2020. Questo lavoro si propone di condividere tecniche, metodologie e strategie di gestione che possano indirizzare la definizione di un programma di qualità complementare alla norma tecnica di riferimento, garantendo al contempo la centralità del servizio di misura e il massimo controllo di quest'ultimo

su tutti gli aspetti e in tutte le fasi della misurazione, comprese quelle che avvengono esternamente al fine di prevenire o, quantomeno, riconoscere situazioni anomale che possano determinare un detrimento della qualità dei risultati di misura. L'individuazione di criteri tecnici e prestazionali per la qualità dei risultati di misura insieme alla definizione e condivisione di procedure e regole chiare tra servizio di misura e committenza sono alla base di un programma volto a supervisionare il complesso processo di misurazione, fino alla consegna del risultato.

MATERIALI

Il controllo delle forniture di materiali in ingresso al laboratorio rappresenta una fase delicata in quanto coinvolge aspetti tecnicamente fondamentali alcuni dei quali sono altresì esplicitati nella norma tecnica ISO 11665-4:2020.

CAMERE DI ACCUMULAZIONE

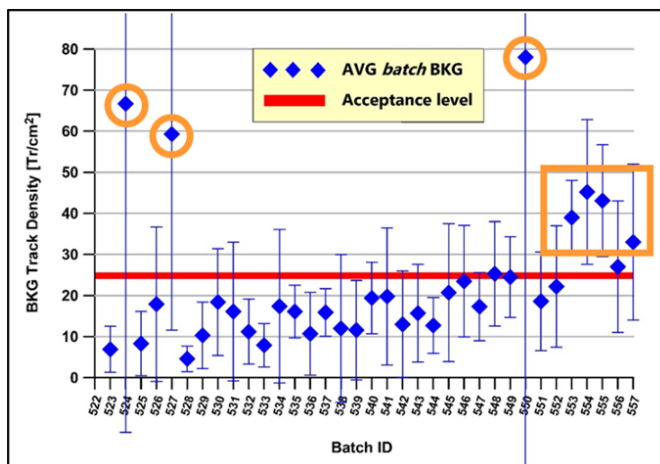
Le camere di accumulazione (*holders*), secondo la norma di riferimento, devono essere realizzate in materiale conduttivo, con la finalità non dichiarata di evitare accumuli di carica elettrostatica sulle superfici interne del volume delle camere che potrebbero determinare distribuzioni non omogenee della progenie del gas radon nel volume interno del dispositivo. Questo requisito tecnico specifico può essere verificato sperimentalmente sia che si acquisti il dispositivo di misura già assemblato (rivelatore CR-39 installato nella camera di accumulazione), sia che l'acquisto riguardi le sole camere di accumulazione e venga seguito dall'assemblaggio dei rivelatori, sia che si commissioni presso terzi la realizzazione (stampaggio) degli *holders* sulla base di design proprietario; in questo ultimo caso generalmente le caratteristiche di conduttività dei materiali in stampa sono oggetto di richiesta specifica in fase di commissione. Una semplice procedura di verifica che si suggerisce può consistere nella misura a campione, per ogni fornitura ricevuta, della conduttività del materiale su un certo quantitativo di camere di accumulazione, idealmente almeno l'1% della fornitura, utilizzando un multimetro in modalità ohmetro. Posizionando e muovendo i puntali sulla superficie della camera si può rilevare la presenza di conduttività del materiale. In caso di persistente mancanza di segnale dal multimetro (indicazione di fuori scala) è comunque possibile verificare, se non la conduttività, perlomeno l'anti-staticità delle camere di accumulazione con una semplice prova di carica elettrostatica. Entrambe le prove hanno carattere qualitativo, ma sicuramente dirimente in merito alle caratteristiche di conduttività del materiale, e possono essere ben formalizzate come prova di accettazione delle forniture.

RIVELATORI CR-39

Il controllo delle forniture di rivelatori CR-39 rappresenta una fase particolarmente delicata del processo di misura, dal momento che coinvolge una valutazione tecnica esplicitamente prevista dalla norma di riferimento nonché determinante per gli esiti delle misurazioni. La misura del fondo medio dei rivelatori CR-39 è, infatti, strettamente legata all'incertezza di misura e alla valutazione della minima esposizione rilevabile del metodo (MER). Alle potenziali criticità della prova si aggiungono alcune difficoltà legate al processo di fornitura dei rivelatori CR-39: spesso i produttori di rivelatori CR-39 non garantiscono la tracciabilità dei lotti consegnati né comunicano o certificano le specifiche tecniche dei medesimi lotti, quali ad esempio il fondo medio [tr/cm^2]. È compito del servizio di misura stabilire, pertanto, criteri di accettazione per i lotti di rivelatori CR-39 acquistati. A tal fine particolarmente vantaggioso può risultare un approccio di tipo "standardizzato" orientato a verificare, per singolo fornitore e per ogni lotto ricevuto, la sua rispondenza a caratteristiche nominali determinate sulla base del comportamento storico medio di produzioni analoghe, di fatto normalizzando anche le valutazioni relative a incertezza e minimo rilevabile. Questo approccio può essere applicato primariamente alla misura del fondo medio [tr/cm^2] di ogni nuovo lotto, secondo tassi di verifica che sono comunque indicati dalla norma tecnica (almeno 1% della fornitura), permettendo così di individuare e rifiutare produzioni che presentino fondi anomali, spesso dovuti a difetti di fabbricazione non individuati dal fornitore. Si riporta, a titolo di esempio (fig.1), lo storico dei controlli del fondo medio [tr/cm^2] sui lotti di un dato produttore, evidenziando le situazioni in cui

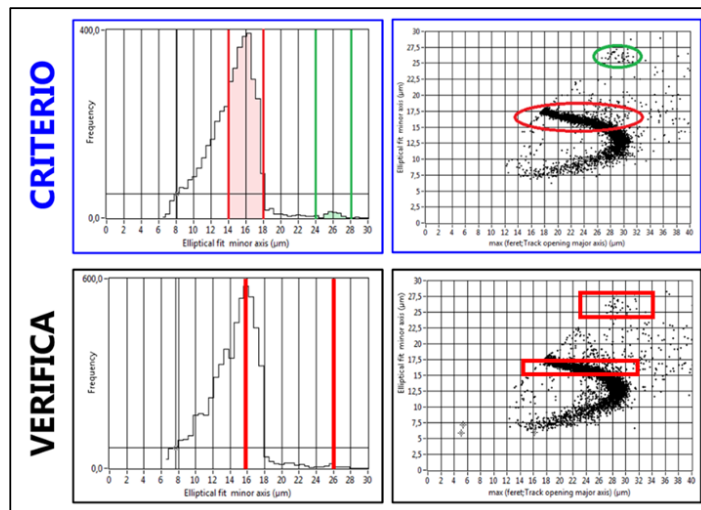
le forniture sono state rifiutate in quanto non compatibili con il criterio di accettabilità (*Acceptance level*) stabilito dal laboratorio.

Figura 1 - Storico controlli del fondo



Secondariamente una caratterizzazione qualitativa della sensibilità dei rivelatori si può ottenere analizzando rivelatori nuovi, prelevati a campione all'interno del lotto, dopo averli esposti ad una sorgente di Cf-252: si esegue una valutazione sulle caratteristiche dimensionali delle tracce, dovute alle particelle alfa e ai frammenti di fissione, tramite l'osservazione dei rispettivi picchi di distribuzione, evidenziando eventuali anomalie del materiale CR-39 rispetto agli standard storici di produzioni analoghe. Prendendo in considerazione il parametro morfologico "asse minore" delle tracce in figura (fig.2) si riporta un esempio di confronto tra il criterio di accettazione dimensionale stabilito per un dato produttore e la risposta ottenuta per un lotto in accettazione appartenente al medesimo produttore.

Figura 2 - Analisi del parametro "asse minore" delle tracce di CR-39 irraggiati con Cf-252



L'analisi delle tracce dei rivelatori irraggiati con Cf-252 eseguita come verifica evidenzia che la distribuzione è rispondente al criterio di accettabilità stabilito a priori dal laboratorio.

Generalmente si riscontra che la non-accettazione di un lotto di CR-39 è legata a difetti di produzione rilevati dalla misura delle tracce di fondo, che possono essere riferiti in alcuni casi a

porzioni del lotto (ad esempio solo alcune lastre) e quindi a situazioni di difformità all'interno del medesimo *batch*, piuttosto che alla fase di verifica qualitativa della sensibilità.

METODI

PREVENZIONE DELLA CONTAMINAZIONE

Un aspetto di particolare rilevanza per la correttezza dei risultati elaborati dai servizi di misura, non sufficientemente evidenziato dalla norma tecnica di riferimento ISO 11665-4:2020, riguarda la protezione dei dispositivi dalla contaminazione da radon nel periodo che precede l'attuazione del monitoraggio. Questo intervallo, che corrisponde al transiente tra il post confezionamento dei dispositivi e il periodo di *storage* prima dell'esposizione da parte della committenza, può incidere significativamente sul risultato se non si opera con efficacia sul confezionamento del misuratore sia in termini di caratteristiche tecniche dei materiali selezionati per le buste, sia di modalità e procedura di sigillatura delle stesse. A tale scopo è buona pratica per il servizio di misura testare con regolarità il confezionamento con prove interne e/o tramite l'esposizione di dispositivi sigillati presso laboratori di taratura certificati.

TEMPISTICHE DI IMPIEGO

La consegna dei dispositivi di misura alla committenza può essere accompagnata dalla definizione e dalla condivisione di prescrizioni chiare stabilite dal servizio di misura in merito alle modalità e alle tempistiche di gestione dei dispositivi quando questi si trovano presso la committenza. I principi gestionali e organizzativi dovrebbero garantire il massimo controllo del laboratorio sui dispositivi di misura quando questi sono al di fuori del suo perimetro, allo scopo di prevenire eventuali situazioni anomale, come ad esempio manomissioni o tempistiche di utilizzo e restituzione, potenzialmente lesive della correttezza dei risultati. In ogni caso è necessario che gli utilizzatori dei dispositivi siano resi edotti anticipatamente delle conseguenze di violazioni delle condizioni di impiego per i risultati di misura.

In generale la gestione complessiva del periodo di permanenza dei dispositivi al di fuori del servizio di misura andrebbe regolamentata, prevedendo per esempio una scadenza temporale entro cui i dispositivi consegnati debbano essere utilizzati per i monitoraggi e restituiti poi al laboratorio per l'analisi. La recente normativa (*D. Lgs. n. 101/2020*) prevede che la misura sia eseguita secondo cicli di esposizione, comunque non superiori a 12 mesi, e pur ipotizzando l'eventualità di una fase di *storage* presso la committenza, ad esempio per necessità organizzative, è necessario tenere in conto che la fase di permanenza dei dispositivi presso la committenza rappresenta un momento di forte criticità per la qualità della misurazione. La necessità di attenzione agli effetti di *ageing* dei rivelatori CR-39 è un aspetto segnalato nella norma di riferimento ma, in assenza di indicazioni tecniche dettagliate in merito da parte dei produttori di CR-39, è il servizio di misura a dover definire apposite scadenze sulla base dell'esperienza e della letteratura scientifica dedicata (Caresana, 2010; Caresana, 2011; Venoso, 2019). L'insorgenza di detti fenomeni è da evitare, o quantomeno da limitare in magnitudine, adottando un sistema di scadenze che escluda situazioni particolarmente distorsive come nel caso, ad esempio, di dispositivi conservati fuori dal controllo del laboratorio per più annualità. Esistono tuttavia tecniche analitiche, normalmente impiegate dai servizi di misura, utili alla correzione degli effetti di invecchiamento nella fase di analisi dei rivelatori CR-39.

SICUREZZA E INTEGRITA' DEI DISPOSITIVI

La norma tecnica ISO 11665-4:2020 indica che i dispositivi debbano essere mantenuti "*sicuri*" durante la fase di esposizione e, benché tale indicazione sia rivolta ai soggetti che gestiscono la fase di campionamento, operazione che spesso non è direttamente in carico ai servizi di misura, anche questi ultimi dovrebbe ritenersi responsabilizzati in tale frangente, adottando tutte le precauzioni affinché i dispositivi rientrino al laboratorio nelle medesime condizioni in cui sono stati consegnati. L'impiego di meccanismi di sicurezza, quali i sigilli anti-manomissione, risulta un accorgimento fondamentale per identificare facilmente (fig.3) tutte le situazioni in cui

l'integrità dei dispositivi sia stata violata adottando di conseguenza provvedimenti, in fase di analisi e refertazione, al fine di limitare la responsabilità del servizio stesso e tutelare al contempo l'affidabilità delle misure.

Figura 3 - Identificazione delle manomissioni



PERIODO POST ESPOSIZIONE

L'ottimizzazione della gestione dei dispositivi di misura, nell'ottica di garantire la massima qualità e affidabilità dei risultati, riguarda anche la definizione di precise indicazioni per la riconsegna dei dispositivi. È auspicabile che il servizio di misura definisca dei termini precisi per la restituzione dei dispositivi da parte della committenza una volta conclusa la fase di monitoraggio in campo. La norma tecnica di riferimento ISO 11665-4:2020 prevede che i dispositivi siano restituiti al laboratorio per l'analisi nel più breve tempo possibile (entro pochi giorni): il servizio di misura dovrebbe valutare un termine massimo entro il quale i dispositivi debbano essere riconsegnati (compatibilmente con le logistiche della committenza) e adottare provvedimenti in fase di refertazione nel caso di ritardi, valutandone il livello di rischio in riferimento all'affidabilità del risultato. I provvedimenti potrebbero consistere, ad esempio, nella segnalazione di non conformità e/o nella redazione di debite note all'interno dei rapporti di prova.

ATTIVITA' DI LABORATORIO E INDICAZIONI A SUPPORTO

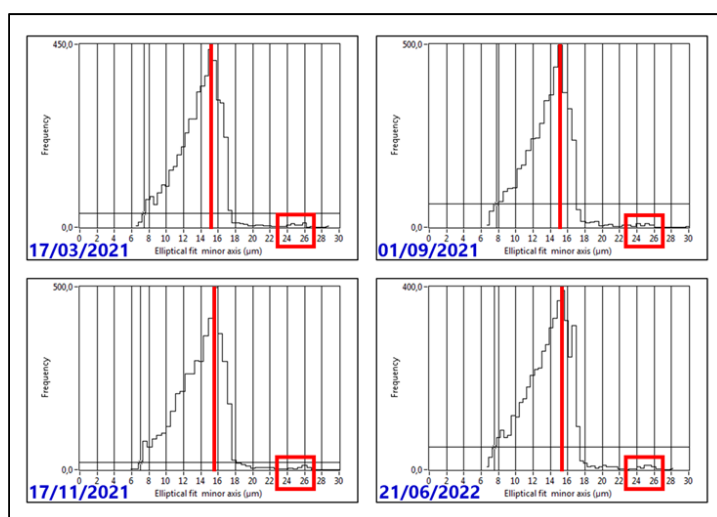
Il servizio di misura dovrebbe disporre di procedure particolarmente efficienti per il controllo, anche se eventualmente ridondante, delle fasi più delicate del processo di misura che si svolgono in laboratorio: il trattamento chimico dei rivelatori CR-39 e l'analisi (lettura), operazione quest'ultima che, secondo la norma tecnica di riferimento, deve essere eseguita con un adeguato sistema di scansione. A tal scopo dovrebbero essere predisposti adeguati controlli di processo per garantire la correttezza e soprattutto la stabilità delle diverse fasi di analisi.

LA FASE DI ATTACCO CHIMICO

La gestione della fase di attacco chimico non è dettagliata nella norma di riferimento e risulta sostanzialmente affidata ai servizi di misura che hanno ampio margine di scelta in merito alle caratteristiche della soluzione (composizione e temperatura) e alla durata del trattamento. Esistono, tuttavia, tipologie di attacco chimico che possono ritenersi di fatto standardizzate, come ad esempio quella che prevede l'impiego di una soluzione di NaOH 6.25M a 98°C per una durata di 60 minuti. Al netto dei fondamentali controlli preliminari dei parametri della soluzione utilizzata, in particolare temperatura e concentrazione, si ritiene particolarmente utile l'adozione di una modalità di controllo a posteriori del buon esito del trattamento chimico, volta a verificare che l'effetto della fase di attacco sui rivelatori CR-39 sia stabile nel tempo e riproducibile tra diversi trattamenti successivi. Esistono diverse metodologie che consentono di controllare l'efficacia della fase di trattamento, alcune delle quali impiegano ad esempio rivelatori esposti a livelli di riferimento noti di esposizione radon [kBq/m³]. In questo frangente del programma di controllo si sottolinea la particolare utilità di una prova alternativa che coinvolge rivelatori CR-39 irraggiati con una sorgente di Cf-252: in ogni procedura di attacco chimico vengono trattati

alcuni rivelatori CR-39 irraggiati in occasione dell'analogia prova di accettazione dei lotti (*batch*) già precedentemente descritta e fino al trattamento conservati in freezer per limitare gli effetti di invecchiamento. Dal confronto delle distribuzioni dimensionali delle tracce alfa e dei frammenti di fissione per ogni trattamento con quelle rilevate nelle prove di accettazione (oppure fra diversi trattamenti), a parità di lotto, è possibile confermare a posteriori il buon esito del trattamento chimico effettuato dal laboratorio e quindi la stabilità dei trattamenti stessi. Si riportano, a titolo di esempio, i grafici delle distribuzioni del parametro "asse minore" delle tracce relativi a rivelatori di controllo appartenenti al medesimo *batch* e utilizzati per controllare l'efficacia dei trattamenti chimici (fig.4): si può osservare la ripetibilità delle distribuzioni del parametro di controllo in oggetto.

Figura 4 - Controllo esiti trattamento con CR-39 irraggiati con Cf-252



LA FASE DI LETTURA

La fase di analisi (lettura) dei rivelatori CR-39 trattati rende necessaria una verifica di buon funzionamento della metodica di analisi utilizzata che oramai è demandata all'impiego di sistemi di scansione automatica a microscopio. È importante garantire che il sistema di lettura impiegato non presenti anomalie di funzionamento che possano determinare errori nella fase di conteggio delle tracce nucleari sui rivelatori. A tal fine possono essere adottate diverse strategie. Le più comuni implicano la lettura di uno o più rivelatori CR-39 di riferimento all'inizio di ogni corsa dello strumento oppure la lettura di un intero set di rivelatori CR-39 di riferimento in occasione di ogni utilizzo (inizializzazione) del sistema di analisi. In entrambi i casi devono essere definiti dal servizio di misura i criteri per il positivo esito della prova di buon funzionamento. In merito alla seconda modalità di verifica citata risulta particolarmente utile l'impiego di un set di plastiche CR-39 di riferimento scelte a diversi livelli di esposizione radon [kBq/h/m^3], consistente in un numero di rivelatori (anche più di 10): i risultati delle letture di controllo vengono registrati in apposite carte di controllo digitali in modo da poter evidenziare in automatico eventuali anomalie di lettura dello strumento. I rivelatori di riferimento tuttavia andrebbero sostituiti con una certa periodicità (si consiglia inferiore a 12 mesi) in quanto è noto, sia dalla pratica sperimentale sia da indicazioni tecniche dei produttori di rivelatori CR-39, che la manipolazione prolungata e/o ripetuta di rivelatori già trattati chimicamente può determinare un progressivo deficit di conteggio delle stesse da parte dei sistemi di lettura automatici a causa di alterazioni della superficie dei rivelatori stessi. A questo proposito si ritiene utile suggerire anche l'implementazione di un controllo di buon funzionamento di secondo livello da utilizzarsi in caso

di improvviso *drop-off* dei risultati delle letture del set di riferimento: la ripetizione della lettura di alcuni rivelatori selezionati a campione da un set di taratura o interconfronto.

L'impiego di carte di controllo digitale per le prove di buon funzionamento del sistema di lettura può risultare particolarmente utile a fini statistici qualora i risultati di tali prove vogliano essere utilizzati anche per una verifica delle prestazioni del sistema di misura, con particolare riferimento ad una valutazione critica della correttezza della stima dell'incertezza dei risultati. L'analisi statistica, da effettuarsi idealmente alla fine della "vita utile" di un dato set di riferimento, permette di confrontare efficacemente la dispersione delle letture effettuate sui medesimi rilevatori di riferimento, in momenti diversi e da diversi operatori, con l'incertezza associata alla singola misura. In questa circostanza, utilizzando potenzialmente i risultati di decine di prove di lettura ripetute per ogni *detector*, ai fini di una valutazione di tipo prestazionale potrebbe essere, ad esempio, maggiormente significativo confrontare l'incertezza media a 1σ di ciascun livello di riferimento con il valore del semi-intervallo tra il valore massimo e il valore minimo dello storico delle letture di controllo, piuttosto che con la deviazione standard (dispersione) delle letture del medesimo storico, che risulta "piegata" dall'elevato numero di ripetizioni.

GLI INTERCONFRONTI

Un valido programma di controllo qualità non può prescindere da valutazioni di tipo prestazionale in termini di riferibilità metrologica e di correttezza della stima dell'incertezza di misura associata ai risultati. La partecipazione a circuiti di interconfronto così come le prove interlaboratorio con servizi di misura accreditati sono le modalità di elezione per mettere alla prova il metodo di misura, nonché l'intera catena procedurale del processo di laboratorio. La regolare partecipazione a circuiti di interconfronto è prevista esplicitamente dal D. Lgs. n.101/2020, così come dalla norma tecnica di riferimento: in entrambi i casi tuttavia l'assenza di indicazioni prestazionali di riferimento lascia al singolo servizio di misura l'onere di definire gli obiettivi di *performance* del metodo così come di verificarne regolarmente il rispetto. Poiché allo stato attuale i laboratori di taratura, primari e/o accreditati, sono sostanzialmente ben allineati dal punto di vista della riferibilità metrologica anche a livello continentale e considerando l'ampia gamma di metodologie di verifica e supervisione dei processi di analisi che ogni servizio di misura può potenzialmente mettere in campo si può ritenere che gli obiettivi minimi di scarto rispetto ai riferimenti metrologici non dovrebbero essere superiori al 20% e che una tale soglia, se superata, possa considerarsi in generale un indicatore della necessità di approfondire accuratamente tutte le possibili criticità del metodo. Dal punto di vista dell'incertezza di misura, che il laboratorio associa ai risultati, l'interconfronto fornisce un obiettivo riscontro per la valutazione critica della stessa in rapporto alle dispersioni dei gruppi esposti e ogni servizio di misura può quindi interpretarla in maniera più o meno critica, a seconda dell'esperienza e degli standard prestazionali fissati. Fra gli interconfronti hanno sicuramente titolo di merito quelli che propongono valutazioni di *proficiency testing*, il cui superamento in alcuni paesi europei, come ad esempio la Germania, è peraltro condizione necessaria per l'abilitazione dei servizi di misura.

MISURE IN DUPLICATO IN CAMPO

L'impiego di prove e metodologie addizionali e complementari rispetto agli interconfronti per la valutazione critica dell'incertezza di misura ha sicuramente carattere premiante per l'attività di laboratorio. In particolare l'esecuzione regolare di misure in doppio in campo consente di raccogliere dati statistici particolarmente significativi, utili a valutare in situazioni di esposizione "reale" e routinaria la performance del laboratorio, e in particolare la consistenza della stima dell'incertezza di misura che accompagna i risultati, nonché la loro ripetibilità. La pratica dell'esecuzione di misure in duplicato non è indicata né dalle note linee guida (Coordinamento delle Regioni e delle Province autonome di Trento e Bolzano, 2003) né dalla norma tecnica di riferimento ISO 11665-4:2020. Interessanti riferimenti su questo tema si possono trovare nelle linee guida EPA (EPA 402-R-93-003, June 1993) per le misure di radon nelle abitazioni che, pur

non essendo di recente redazione, forniscono validi spunti per la messa in opera e l'interpretazione delle misure in doppio. Una volta raccolta una sufficiente statistica sui risultati delle misure in duplicato in campo è necessario mantenere un adeguato tasso di misure in doppio, chiaramente compatibile con le possibilità del laboratorio, e definire una periodicità di controllo dei dati raccolti di modo da monitorare con regolarità le prestazioni del servizio di misura. L'analisi dei dati delle misure in duplicato può potenzialmente seguire diverse strategie e criteri, a discrezione del laboratorio. Fra i possibili modelli di valutazione utilizzabili vi è quello proposto all'interno delle stesse linee guida EPA (EPA 402-R-93-003, 1993) basato sull'analisi del parametro RPD (*relative percent difference*) dato dal rapporto fra la differenza assoluta delle due misure in duplicato e la loro media aritmetica. Le linee guida citate forniscono tanto i possibili criteri di interpretazione della performance, quanto esempi di carte di controllo utilizzabili, ma questa metodologia di analisi risulta più conservativa che non utile ai fini della valutazione critica dell'incertezza di misura espressa dal laboratorio in quanto non ne prevede l'utilizzo all'interno dell'analisi. Diversamente, un approccio basato sulla valutazione della compatibilità statistica tra due misure, calcolando il parametro, denominato *indice di compatibilità (IC)*, come rapporto fra la differenza assoluta e la somma in quadratura delle relative incertezze di ogni misura in duplicato (fig.5), consente di monitorare i tassi di compatibilità statistica (a 1 o a 2 sigma) dei risultati.

Figura 5 - Calcolo dell'indice IC

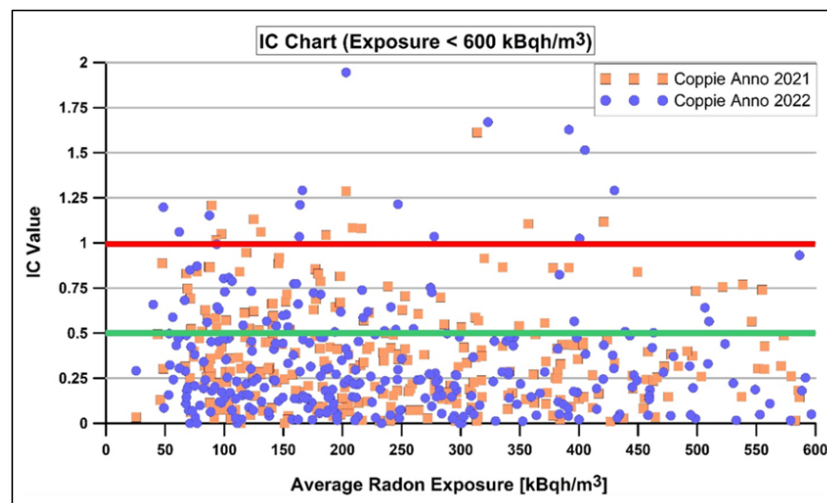
$$IC = \frac{|X_1 - X_2|}{\sqrt{U(X_1)^2 + U(X_2)^2}}$$

❖ **IC < 1** → compatibilità a **2σ**
❖ **IC < 0,5** → compatibilità a **1σ**

Nota: U incertezza estesa espressa con fattore di copertura k=2

Le misure in doppio possono essere eventualmente raggruppate e analizzate in base al livello medio di esposizione di modo da affinare l'analisi statistica e valutare la ripetibilità della misura rispetto a range di esposizione diversi. A titolo esemplificativo si riporta (fig.6) una rappresentazione grafica dell'indice di compatibilità IC delle misure in duplicato con valor medio di esposizione inferiore a 600 kBq/m³ relative agli anni 2021 (282 misure in duplicato "coppie") e 2022 (284 misure in duplicato - "coppie").

Figura 6 - Esempio di distribuzione IC anni 2021-2022



In ogni caso è comunque prerogativa del laboratorio definire i criteri prestazionali per la valutazione dei risultati, che dovrebbero essere analizzati con finalità di ottimizzazione dei livelli di incertezza in uso in relazione alla ripetibilità in campo del metodo di misura. Fondamentale risulta il monitoraggio nel tempo della prestazione, che può consentire di individuare *trend* di variazione nella compatibilità delle misure in duplicato, eventualmente correlabili a variazioni di fattori strumentali o procedurali nella dinamica di laboratorio. Si riportano di seguito le tabelle relative al calcolo dell'indice di compatibilità IC per le misure in duplicato eseguite negli anni dal 2019 al 2022 e differenziate in base al livello di esposizione (tab.1)(tab.2).

Tabella 1 - Statistica per anno delle misure in doppio con Esposizione < 600 Kbhq/m³

Anno	# Misure in duplicato	IC < 1 Comp. 2σ	IC < 0,5 Comp. 1σ
2019	193	86,0%	66,3%
2020	419	92,4%	73,3%
2021	282	95,4%	72,7%
2022	284	94,7%	79,6%

Tabella 2 - Statistica per anno delle misure in doppio con Esposizione > 600 Kbhq/m³

Anno	# Misure in duplicato	IC < 1 Comp. 2σ	IC < 0,5 Comp. 1σ
2019	104	94,2%	73,1%
2020	134	94,8%	83,6%
2021	142	95,1%	88,7%
2022	150	96,0%	82,7%

CONCLUSIONI

In conclusione risulta premiante per il laboratorio l'adozione di un programma integrativo per mantenere il massimo controllo possibile su tutte le fasi della misurazione, dall'approvvigionamento dei materiali dalla gestione dei dispositivi fino all'attività di trattamento e analisi, per la quale andrebbero garantite condizioni di esecuzione stabili e riproducibili nel tempo. Il monitoraggio continuo della ripetibilità tramite misure in duplicato in campo rappresenta una metodica di valutazione che può essere additiva rispetto alle attività di verifica metrologica rappresentate da tarature e interconfronti. È importante, inoltre, che vengano approfonditi e caratterizzati aspetti di criticità noti, quali l'invecchiamento (*ageing*) a lungo termine o l'esposizione prolungata dei dispositivi in condizioni microclimatiche non ideali: l'impiego di dispositivi mal conservati e invecchiati in prove di interconfronto potrebbe risultare una buona pratica utile per validare le scadenze di impiego dei dispositivi. Allo stato attuale la tematica dell'invecchiamento (*ageing*) dei rivelatori CR-39 è quella che merita un approfondimento da parte dei laboratori, sia nei termini di una valutazione delle dinamiche di manifestazione, sia in quelli più concreti della verifica dell'efficacia delle tecniche di correzione utilizzate, che sono da ritenersi fondamentali per garantire la buona qualità dei risultati di misura. L'accrescimento continuo e diversificato dell'esperienza del servizio di misura, anche in autonomia e fuori da contesti di prova tradizionali, può rappresentare un titolo di merito per l'attività del laboratorio stesso. Risulta particolarmente significativo il momento in cui si riescono a produrre benefici consistenti dal punto di vista tecnico, sia nell'ambito dell'ottimizzazione strumentale e analitica, sia in quanto stimolo e riscontro per i fornitori. A tale scopo, infine, una

maggior sinergia tra i laboratori e produttori di rivelatori CR-39 potrebbe portare notevoli benefici in termini di stabilit  e standard tecnici dei rivelatori.

Bibliografia

Caresana M., Ferrarini M., Garlati L., Parravicini A. *About ageing and fading of Cr-39 PADC track detectors used as air radon concentration measurement devices*, 2010, *Radiation Measurements* 2010; 45(2):183-9

Caresana M., Ferrarini M., Garlati L., Parravicini A. *Further studies on ageing and fading of CR39 PADC track detectors used as air radon concentration measurement devices*, 2011, *Radiation Measurements* 2011; 46(10):1160-7

Coordinamento delle Regioni e delle Province autonome di Trento e Bolzano, *Linee guida per le misure di concentrazione di radon in aria nei luoghi di lavoro sotterranei*, 2003

Office of air and radiation (6609J) EPA, *Protocols for Radon and Radon Decay Product Measurements in Homes*, June 1993, EPA 402-R-93-003

Venoso G., Ampollini M., Carpentieri C., Di Carlo C., Bochicchio F. *Experimental evaluation of ageing and fading effects over 3, 6, and 12 months for three radon concentration measurement techniques based on nuclear track detectors*, 2019, III International Conference Radon In The Environment 2019, Krakow, Poland

Il trasferimento di efficienza per le misure di spettrometria gamma ad alta risoluzione: validazione di software (ANGLE ed EFFTRAN) con sorgenti di taratura di varie geometrie.

G. Venoso¹, M. Ampollini¹, C. Di Carlo¹, C. Nuccetelli¹

¹Centro Nazionale per la Protezione dalle Radiazioni e Fisica Computazionale, Istituto Superiore di Sanità
Roma

gennaro.venoso@iss.it

Riassunto

La taratura per le misure di spettrometria gamma viene generalmente effettuata con sorgenti certificate, o standard, che emettono energie nello stesso range di quelle emesse dai campioni oggetto di misura. In linea di principio, per ciascuna geometria di rivelazione, composizione chimica e densità dei campioni da misurare occorrerebbe avere uno standard di taratura ad hoc per determinarne adeguatamente la curva di efficienza. Tuttavia, l'uso di tanti standard è sempre oneroso, sia in termini di costi che degli adempimenti normativi previsti dalla detenzione di sorgenti radioattive; tale onere è particolarmente significativo per laboratori che devono effettuare misure con campioni aventi caratteristiche diverse per geometria, composizione chimica e densità. Per superare questi inconvenienti, negli ultimi anni sono stati sviluppati diversi software che, a partire da una curva di efficienza misurata sperimentalmente per uno standard con determinate caratteristiche, consentono di stimare, mediante l'efficiency transfer method, l'efficienza di rivelazione per condizioni di misura diverse per geometria, composizione chimica e densità.

In questo lavoro si presentano i risultati relativi all'applicazione di due di questi software per il trasferimento di efficienza, ANGLE ed EFFTRAN, ai rivelatori al germanio iperpuro (HPGe) utilizzati nel Laboratorio di Radioattività dell'Istituto Superiore di Sanità. In particolare saranno illustrati i risultati emersi dal confronto tra le curve di efficienza ottenute sperimentalmente e quelle stimate a partire da misure effettuate su standard diversi.

Partecipazione del Centro Whole Body Counter di Sogin-Caorso all' European In-vivo Counting Intercomparison Exercise 2020-2021

Daniele Lusitani¹, Foggetti Davide¹, Gerevini Luca¹, Massazza Silvia¹, Tomasoni Lorenzo²

¹ SOGIN SPA – Centrale di Caorso - Via Fermi, 5/A fraz. Zerbio - 29012 Caorso (PC)

² NUCLECO SPA – Via Anguillarese, 301 - 00123 Roma

lusitani@sogin.it

1 INTRODUZIONE

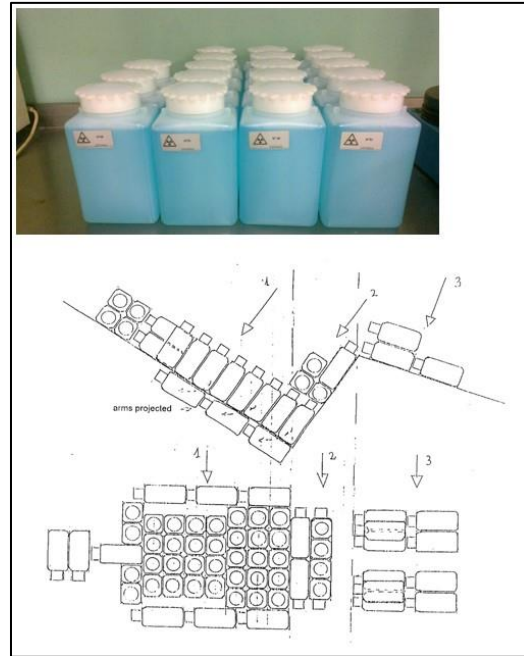
L'European In-vivo Counting Intercomparison Exercise è un interconfronto organizzato da EURADOS nell'anno 2019, su disposizione della Commissione Europea, con lo scopo di valutare le prestazioni degli Stati Membri dell'UE nelle misurazioni in-vivo di contaminazione interna eseguite con sistemi Whole Body Counter (WBC).

Di seguito viene descritto lo svolgimento di tale esercizio da parte del Centro Whole Body Counter della Centrale Nucleare di Caorso, uno dei tre partecipanti presenti sul suolo nazionale italiano oltre ai centri WBC dell'Istituto di Radioprotezione ENEA di Casaccia e del Joint Research Centre di Ispra.

Il Laboratorio Sogin di Caorso esegue il monitoraggio della contaminazione interna per il personale che opera nell'ambito del decommissioning della Centrale stessa, effettuando mediamente 600 misure all'anno.

Il Laboratorio dispone di un rivelatore al germanio iperpuro di costruzione ORTEC, con il 65% di efficienza relativa, coassiale in configurazione *down-looking* e raffreddato elettricamente con il sistema ICS (fig. 1a). Il sistema è tarato con una soluzione contenente una sorgente multigamma con emissioni comprese nel *range* da 59 a 2000 keV, suddivisa in 70 bottiglie da 1 litro a sezione quadrata, disposte a formare un fantoccio antropomorfo (fig. 1b) Tale fantoccio è posizionato su un lettino inclinato, simulando la posizione che assume il personale durante la misura. L'intero sistema è collocato in una camera schermata costruita con acciaio risalente all'era preatomica di spessore 150 mm e ulteriori 5 mm di Piombo.

Figura 1 a) Rivelatore HPGe e b) geometria di taratura del sistema WBC di Caorso



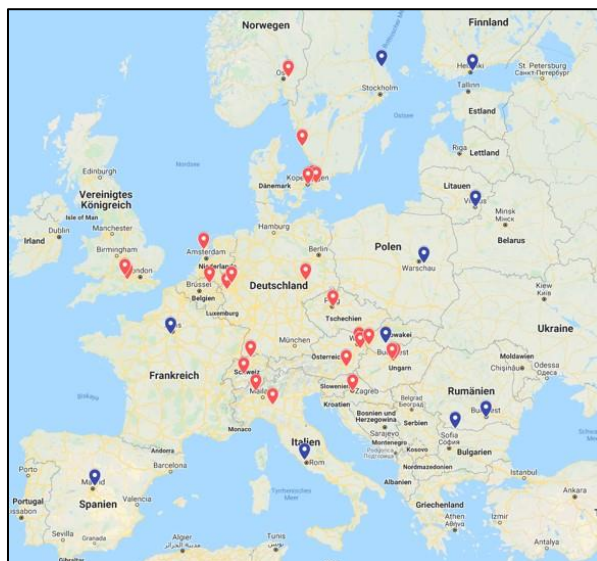
2 PROFICIENCY TEST EURADOS

La campagna di misura si è svolta da maggio a novembre 2021, ed ha coinvolto 21 Paesi per un totale di 35 Laboratori.

L'esercizio ha richiesto diverse misure di un fantoccio antropomorfo in diverse configurazioni tra massa corporea e costituzione isotopica, per simulare diversi scenari di *intake*, oltre alla misura di una persona per il calcolo delle minime attività rilevabili di alcuni gamma-emettitori di interesse radioprotezionistico.

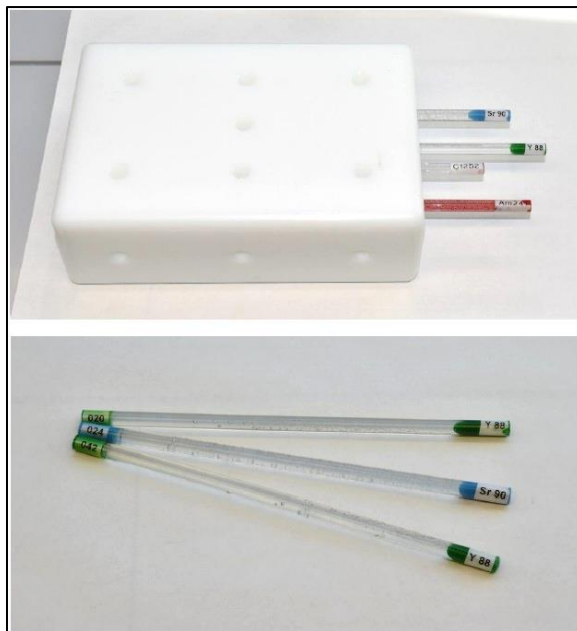
Il fantoccio è stato spedito presso alcune installazioni (contrassegnate in blu in fig. 2) mentre in altre è stato trasportato dagli stessi organizzatori (contrassegnate in rosso in fig. 2), come nel caso di Caorso.

Figura 2 Centri WBC partecipanti



Il fantoccio utilizzato, detto *brick phantom*, è costituito da mattoni plastici inerti, ognuno predisposto per l’inserimento di apposite sorgenti radioattive cilindriche (fig. 3). Tale fattura lo rende idoneo ad essere assemblato in diverse posizioni, da sdraiato a seduto, quindi adattato alle differenti configurazioni dei centri WBC partecipanti.

Figura 3 Uno dei *brick* con il dettaglio delle sorgenti poste al suo interno



L’esercizio prevede lo svolgimento di 5 task, caratterizzati da misure in differenti configurazioni tra massa e miscela isotopica, riassunte in (tab. 1).

Tabella 1 Task assegnati con le diverse configurazioni tra massa e composizione isotopica

TASK	MASSA kg	ISOTOPO	Assigned Value Bq
1	70	Co-60	1183
		Ba-133	2836
		Cs-137	3787
		K-40	3941
2	90	Cs-134	3455
		Cs-137	2996
		K-40	4981
3	70	Ge-68	4219
		Y-88	4283
		K-40	4313
4 a	70	Ba-133	20535
		Eu-152	25730
		K-40	3770
4 b	90	Ba-133	25782
		Eu-152	32668
		K-40	4692

L'organizzatore ha ritenuto di utilizzare come valori assegnati, in conformità a ISO 13528, la media robusta dei valori ottenuti dai partecipanti.

I risultati ottenuti dal Laboratorio sono stati valutati con lo scostamento (Bias) rispetto al valore assegnato, e con lo Z-score.

BIAS %

Lo scostamento rispetto al valore assegnato viene calcolato con la seguente formula:

$$Bias (\%) = \frac{a - A}{A} \cdot 100$$

a: Risultato ottenuto dal partecipante

A: Valore target (assegnato)

In accordo a ISO 28218 *Performance criteria for radio bioassay*, lo scostamento dal valore assegnato è ritenuto accettabile nell'intervallo [-25% ÷ +50%].

Z-SCORE

Z-score è un indicatore della competenza del Laboratorio rispetto a quella degli altri Laboratori ed è calcolato con la seguente formula:

$$z = \frac{x - X}{\sigma} \cdot 100$$

x: Risultato ottenuto dal partecipante

X: Valore target (assegnato)

σ: Deviazione standard robusta

In accordo a ISO 13528 *Statistical methods for use in proficiency testing by intercomparison*, i criteri di valutazione dello Z-score sono:

- |Z-score| ≤ 2: il risultato è accettabile;
- 2 < |Z-score| ≤ 3: il risultato fornisce un segnale di attenzione;
- |Z-score| > 3: il risultato non è accettabile e fornisce un segnale di azione.

3 RISULTATI OTTENUTI

In tab. 2 sono raccolti i risultati ottenuti dal Laboratorio di Caorso, con le relative valutazioni. In (fig. 4) e (fig. 5) vengono rappresentate graficamente le valutazioni rispettivamente per Bias % e Z-score.

Tabella 2 Risultati ottenuti e relative valutazioni

TASK	MASSA kg	ISOTOPO	Risultati ottenuti Bq	Bias %	Z-score
1	70	Co-60	1333	12,6%	0,96
		Ba-133	2836	0,0%	0,00
		Cs-137	4002	5,7%	0,52
		K-40	4882	23,9%	1,30
2	90	Cs-134	3688	6,7%	0,74
		Cs-137	3156	5,3%	0,42
		K-40	5903	18,5%	0,90
3	70	Ge-68	-	-	-
		Y-88	5077	18,6%	1,06
		K-40	4552	5,5%	0,30
4 a	70	Ba-133	19446	-5,3%	0,52
		Eu-152	28621	11,2%	0,89
		K-40	4375	16,0%	0,49
4 b	90	Ba-133	24012	-6,9%	0,64
		Eu-152	35246	7,9%	0,69
		K-40	5472	16,6%	0,71

Figura 4 Grafico della valutazione Bias %

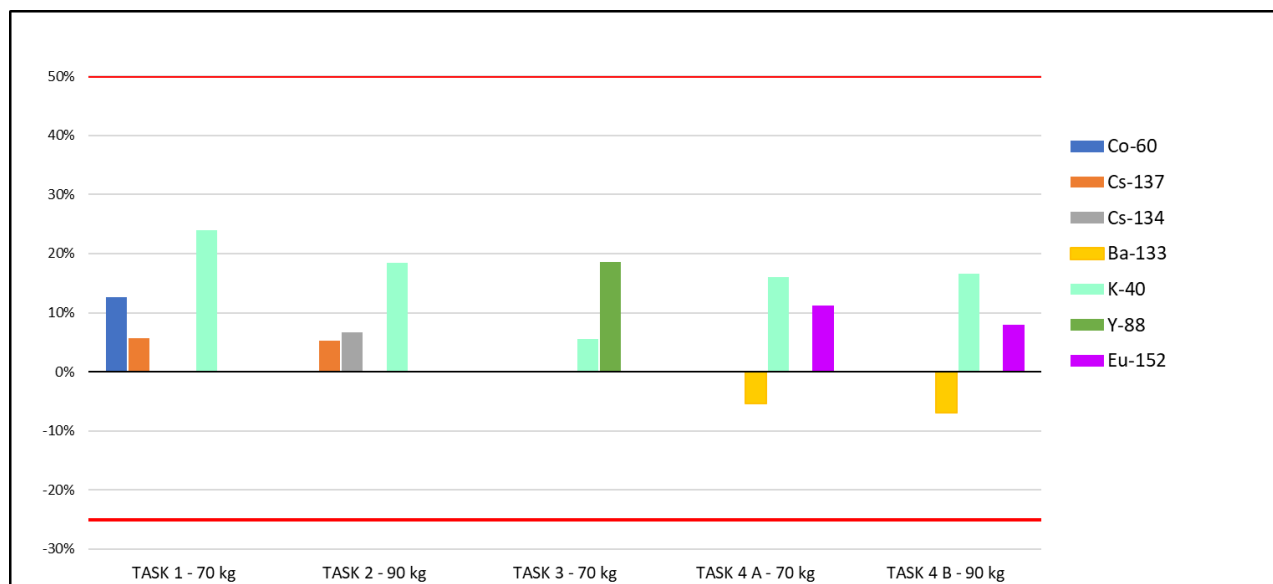
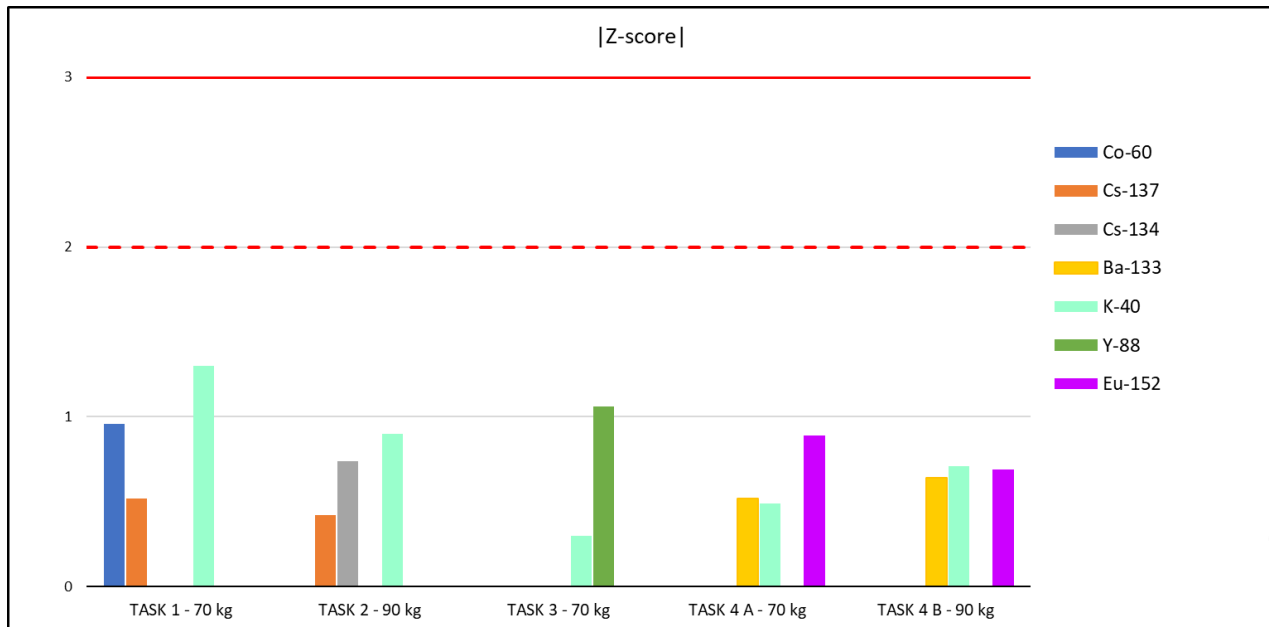


Figura 5 Grafico della valutazione Z-score



4 ANALISI DEI RISULTATI

Nessun Bias % esce dall'intervallo di accettabilità [-25% ÷ +50%] e nessun |Z-score| risulta maggiore di 2.

L'isotopo Ge-68 di Task 3 non è stato determinato, in quanto l'unica emissione rilevata è stata quella di energia 511 keV, non vi erano sufficienti elementi per il suo riconoscimento. Meno del 50% dei laboratori lo ha identificato con successo.

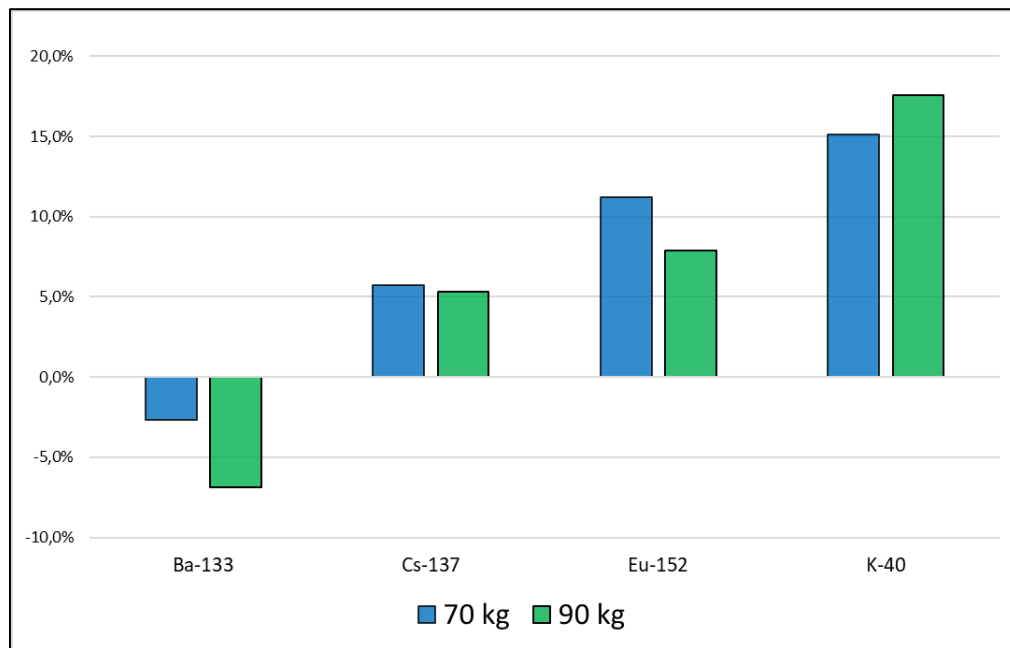
La presenza di alcuni isotopi uguali in task di differenti masse ha permesso di valutare l'errore commesso per misure effettuate su soggetti con massa diversa da quella utilizzata per la taratura in efficienza. In particolare, il sistema dispone di un'unica geometria di taratura pari a 70 kg, mentre l'esercizio prevedeva fantocchi di massa pari a 70 e 90 kg.

È interessante notare che questa differenza di massa corporea di 20 kg non abbia influito in modo apprezzabile sull'accettabilità dei risultati.

Questo verosimilmente accade perché i 20 kg di brick supplementari del fantoccio più pesante (task 2 e 4b) contengono anch'essi le sorgenti, quindi sebbene esse risultino più vicine al rivelatore nella parte superficiale del fantoccio, effettuano però un effetto schermante su quelle dello strato sottostante, bilanciando i due effetti.

In (fig. 6) vengono messi a confronto i Bias % degli isotopi presenti in entrambe le configurazioni del fantoccio.

Figura 6 Confronto Bias % di isotopi uguali in fantocci di massa differente

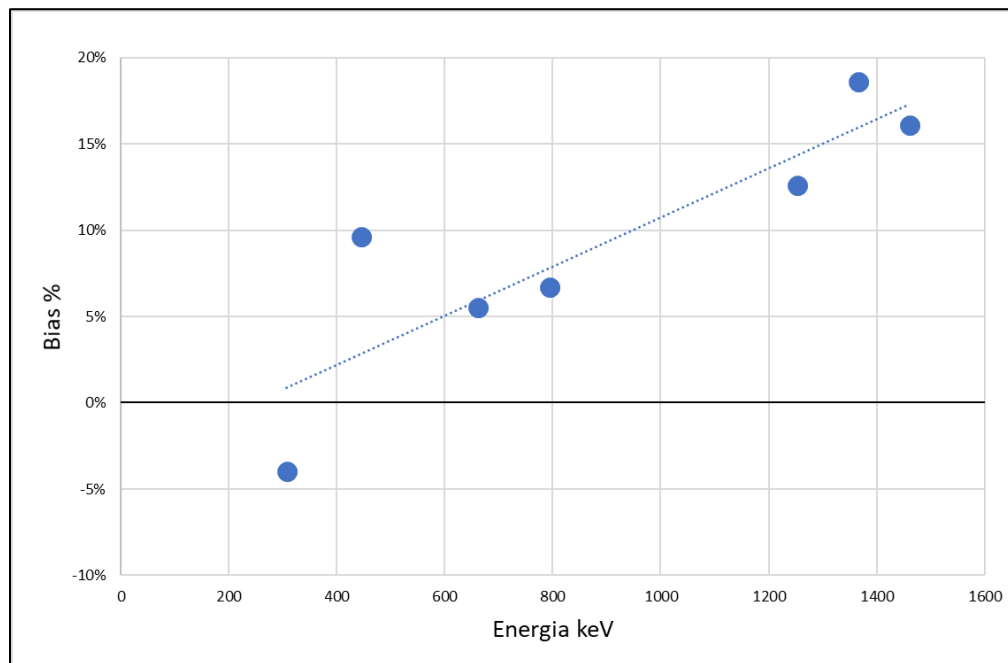


Si può notare una correlazione tra lo scostamento dal valore assegnato e l'energia di emissione: mentre ad energie basse l'attività viene sottostimata, ad energie più alte viene sovrastimata.

Questo potrebbe essere causato dalla miscela isotopica della sorgente di taratura, poiché l'efficienza ad alte energie viene determinata da gamma-emettitori con emissioni in coincidenza (Co-60 e Y-88). La perdita di conteggi causata dall'effetto somma determina un fitting della curva di efficienza più basso rispetto alla reale efficienza strumentale, causando una sovrastima nel calcolo delle attività.

In (fig. 7) vengono rappresentate graficamente le energie medie di emissione dei vari isotopi in relazione allo scostamento dal valore assegnato.

Figura 7 Bias % in relazione all'energia di emissione



5 CONCLUSIONI

Il sistema di misura WBC di Caorso si è dimostrato affidabile in ogni configurazione tra quelle proposte, ottenendo risultati convincenti, ovvero compresi nei range di accettabilità indicati dalle norme ISO di riferimento.

Da un punto di vista qualitativo, è possibile notare che il Laboratorio di Caorso ha individuato tutti i radioisotopi presenti, con la sola eccezione del Ge-68, il cui unico picco di emissione gamma coincide con quello di annichilazione, rendendone difficile la determinazione per la maggior parte del Laboratori partecipanti.

Dal punto di vista quantitativo, oltre ad ottenere degli ottimi valori di Bias% (piccoli scostamenti dai valori assegnati), è importante sottolineare che non viene riscontrato uno scostamento significativo di attività rispetto ai valori assegnati al variare della massa del fantoccio di misura, confermando quindi come efficace il metodo di taratura del Laboratorio con un'unica massa di 70 kg, per la misura WBC di soggetti di massa differente.

Laboratori Analisi Radiochimiche Sogin- Azioni di sviluppo e miglioramento

Silvina Mancinelli¹, Francesco Mancini¹, Daniele Lusitani², Salvatore Abate³, Enzo Ferraris⁴, Elisa Calamai⁵, Vincenzo Zevola⁶, Lucia Bonavigo⁷, Giorgio Dipompa⁷, Andrea Gubernale⁸

¹SOGIN SPA – Sede di Roma

²SOGIN SPA – Centrale di Caorso

³SOGIN SPA – Impianto ITREC Trisaia

⁴SOGIN SPA – Centrale di Trino

⁵SOGIN SPA – Centrale di Latina

⁶SOGIN SPA – Centrale del Garigliano

⁷SOGIN SPA – Impianto EUREX Saluggia

⁸SOGIN SPA – Impianto IPU Casaccia

mancinelli@sogin.it

INTRODUZIONE

I laboratori di analisi radiochimica degli Impianti e delle Centrali Nucleari Sogin eseguono misure di radiochimica per assicurare il mantenimento in sicurezza degli impianti e come supporto alle attività di decommissioning. Riguardo queste ultime è richiesta la caratterizzazione radiologica di sistemi e componenti degli impianti e dei materiali derivanti dal loro smantellamento ai fini della loro corretta gestione come materiali potenzialmente allontanabili o come rifiuto radioattivo.

Con l'intensificarsi delle attività di decommissioning e la crescente importanza del rilascio incondizionato di materiali nell'ottica di una riduzione dei volumi di rifiuti radioattivi prodotti, si rende necessario garantire e mantenere elevate prestazioni dei Laboratori di Sito al fine di fornire risultati affidabili e di qualità.

I laboratori fanno spesso riferimento a metodi di analisi interni che devono essere validati mediante procedure che comprendono la taratura con Materiali di Riferimento Certificati (MRC) e/o la partecipazione a prove valutative interlaboratorio, le quali rivestono maggiore rilevanza quanto più esse vengano svolte sotto l'egida e/o con il coinvolgimento di Istituti ed Organizzazioni di acclarata autorevolezza nel settore.

La validazione dei metodi di analisi riveste fondamentale importanza per l'accreditamento dei laboratori ai sensi della UNI ISO 17025, costituendo il requisito tecnico di "Assicurazione della qualità dei risultati" che deve essere soddisfatto dai laboratori di prova.

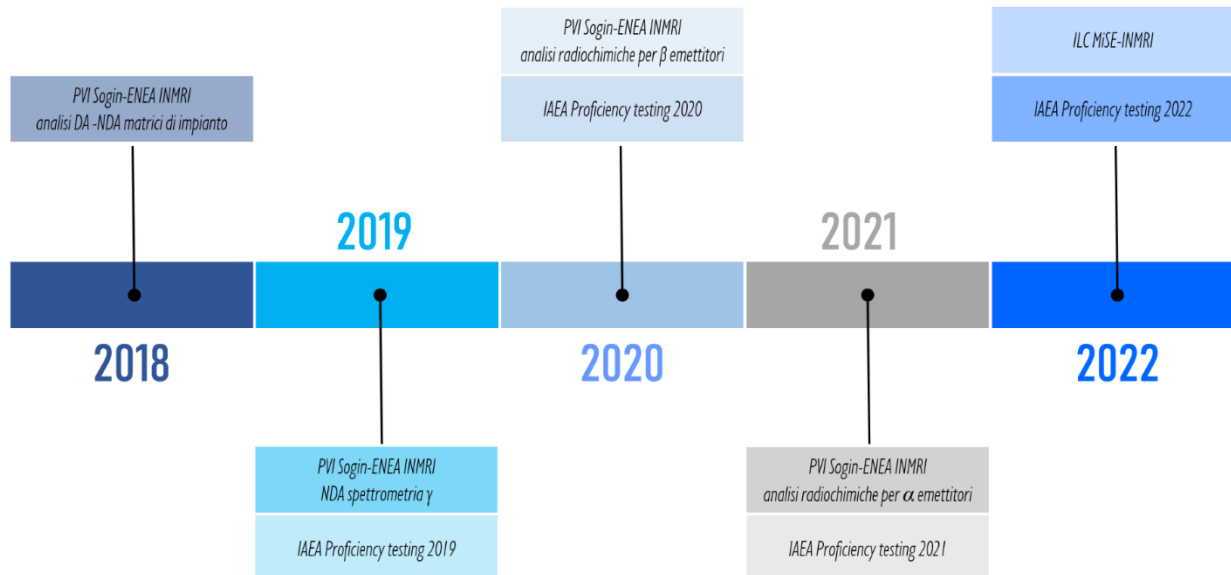
Per quanto detto sopra, dal 2017 Sogin ha intrapreso una serie di azioni volte al miglioramento e allo sviluppo dei propri laboratori. Le principali iniziative intraprese sono state:

- Prove valutative interlaboratorio, in collaborazione con l'INMRI-ENEA, per la valutazione prestazionale relativa alle metodiche di radiochimica e di spettrometria gamma;
- Adesione al *Proficiency Test Reporting Platform* della IAEA (2019) e partecipazione alle prove valutative interlaboratorio annuali;
- Partecipazione al *Programma nazionale per l'affidabilità delle misure di radiazioni ionizzanti basato su Confronti InterLaboratorio (ILC)*, progetto MiSE- INMRI (2022);
- Processo di accreditamento UNI ISO 17025 del Laboratorio di Prova dell'impianto EUREX di Trisaia.

Le attività sopra elencate hanno consentito di: valutare le performance dei laboratori, validare le procedure di analisi, identificare le aree di miglioramento e mettere in atto le necessarie azioni

correttive. Gli sforzi sono stati diretti in modo da assicurare l'esecuzione di almeno una prova l'anno, compatibilmente con le attività di routine dei singoli laboratori (fig. 1) Figura 1.

Figura 1 – Cronoprogramma delle prove valutative interconfronto effettuate dai Laboratori di Prova Sogin.



PROVE VALUTATIVE INTERCONFRONTO EFFETTUATE IN COLLABORAZIONE CON L'INMRI-ENEA

Nel 2017 è stata avviata una collaborazione con l'Istituto Nazionale Metrologico delle Radiazioni Ionizzanti (INMRI), che svolge in Italia la funzione di "Istituto Metrologico Primario" nel settore delle radiazioni ionizzanti in base al ruolo assegnato all'ENEA dalla Legge N. 273/1991 sul sistema metrologico nazionale, allo scopo di organizzare delle Prove Valutative Interlaboratorio (PVI) secondo le indicazioni della UNI ISO 17043, compresi lo sviluppo di Materiali di Riferimento Certificati (MRC) e l'analisi ed elaborazione dei risultati forniti dai laboratori partecipanti e redazione di un rapporto finale conformemente alla norma ISO 13528:2015.

I principali obiettivi di tali prove sono:

- La **valutazione delle performance** dei laboratori per specifiche metodiche di analisi;
- La **validazione di procedure** di misura implementate dai laboratori e della loro comparabilità;
- L'identificazione di eventuali problematiche e l'implementazione delle relative **azioni correttive**.

Complessivamente sono state predisposte n.4 Prove Valutative, con cadenza circa annuale nel periodo 2018-2023 (infatti alcune sono tuttora in corso) e focalizzate, ciascuna, su una specifica tecnica di misura¹:

- **2018**: Prova Valutativa Interlaboratorio per analisi distruttive e non distruttive;
- **2019**: Prova Valutativa Interlaboratorio per analisi non distruttive mediante spettrometria gamma;
- **2020-2022**: Prova Valutativa Interlaboratorio per analisi distruttive per la determinazione dei radionuclidi beta emettitori (*in corso di svolgimento*);

¹ ad eccezione della prima prova del 2018 che ha avuto lo scopo di ricavare una panoramica generale sulle prestazioni dei Laboratori relativamente ai principali radionuclidi presenti nelle installazioni Sogin.

- **2021-2023:** Prova Valutativa Interlaboratorio per analisi distruttive per la determinazione dei radionuclidi alfa emettitori (*in corso di svolgimento*).

I radionuclidi e le Matrici Certificate di Riferimento sono state opportunamente scelte sulla base dei principali materiali prodotti durante il decommissioning degli Impianti e delle Centrali. Anche le concentrazioni di attività sono state stabilite con l'Organizzatore con l'obiettivo di raggiungere valori comparabili ai livelli di allontanamento prescritti negli specifici DM di autorizzazione allo smantellamento (o addirittura frazioni di essi). I dettagli circa ogni PVI sono riportate nelle tabelle a seguire.

Tutte le collaborazioni con l'INMRI-ENEA sono precedute da corsi di formazione *tailored-made* sulla base delle informazioni fornite preliminarmente all'Organizzatore circa le metodiche di analisi applicate e degli esiti delle precedenti PVI. In particolare, per ogni tipologia di prova valutativa sono state erogati due corsi formativi caratterizzati da un grado di approfondimento crescente in funzione delle mansioni svolte dal personale operativo Sogin.

Tabella 1 – Caratteristiche della PVI INMRI-SOGIN 2018.

Matrici di Riferimento Certificate	materiale cementizio, materiale metallico
Radionuclidi	β - γ emettitori: Co-60, Cs-137, β emettitori: Ni-63, Sr-90, Pu-241; X emettitori: Fe-55 e Ni-59; α emettitori: Pu-240, Am-241.
Tecniche di misura consigliate	<i>a discrezione del laboratorio</i>
Laboratori partecipanti	Caorso, Trino, Latina, Garigliano, Trisaia

Tabella 2 - Caratteristiche della PVI INMRI-SOGIN 2019.

Matrici di Riferimento Certificate	soluzione liquida acquosa, materiale metallico
Radionuclidi	Am-241, Ba-133, Cs-137 e Co-60
Metodica di misura consigliata	Spettrometria gamma
Laboratori partecipanti	Caorso, Trino, Latina, Garigliano, Trisaia, Saluggia

Tabella 3 - Caratteristiche della PVI INMRI-SOGIN 2020-2022.

Matrici di Riferimento Certificate	materiale metallico, materiale cementizio, soluzione acquosa
Radionuclidi	Fe-55, Ni-63, Ni-59, H-3, C-14, Sr-90
Tecnica di misura consigliata	Scintillazione liquida
Laboratori partecipanti	Caorso, Trino, Garigliano, Latina, Saluggia, Trisaia.
<i>prova in corso di svolgimento</i>	

Tabella 4 - Caratteristiche della PVI INMRI-SOGIN 2021-2023.

Matrici di Riferimento Certificate	materiale metallico materiale cementizio soluzione acquosa
Radionuclidi	Cs-137 1 isotopo del plutonio, 1 isotopo dell'uranio e 1 isotopo tra (Cm-244, Th-232 e Am-241).
Laboratori partecipanti	Caorso, Trino, Garigliano, Latina, Saluggia, Trisaia.
<i>prova di futuro svolgimento</i>	

I risultati forniti dai diversi Partecipanti sono stati analizzati relativamente a:

- accuratezza delle misure;
- ripetibilità e riproducibilità;
- limiti caratteristici.

L'accuratezza delle misure è stata valutata mediante i seguenti parametri:

- Valori assoluti della concentrazione di attività dei radionuclidi nelle matrici;
- Differenza percentuale $Di\%$;
- Punteggio dell'errore normalizzato En (*En-score*).

Per quanto concerne i valori assoluti delle concentrazioni di attività, in generale, i Laboratori Sogin hanno provveduto a una buona identificazione e stima. Tra tutte le metodiche utilizzate, la spettrometria gamma è quella che presenta i risultati migliori (fig.2).

Parallelamente, i grafici mostrati in (fig. 3) e (fig. 4) evidenziano un miglioramento delle prestazioni dei Laboratori in termini di $Di\%$ e En -score, che nel 2019 si presentano più omogenei tra loro ed entro gli intervalli di accettabilità, a dimostrazione dell'efficacia delle azioni di sviluppo messe in campo a seguito della PVI 2018.

Figura 2 – Confronto $Di\%$ PVI INMRI-Sogin, spettrometria gamma.

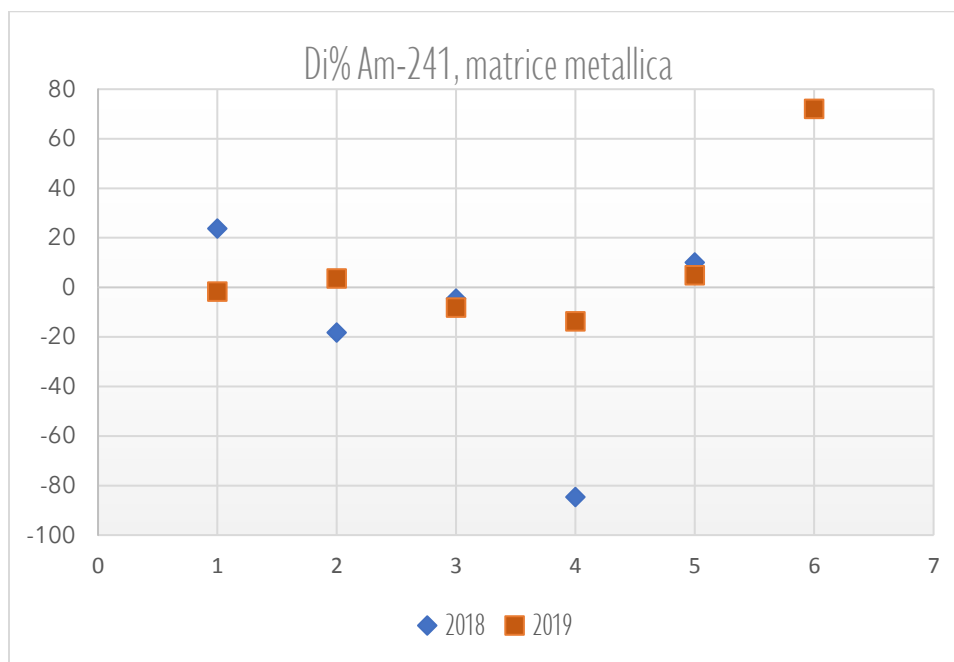
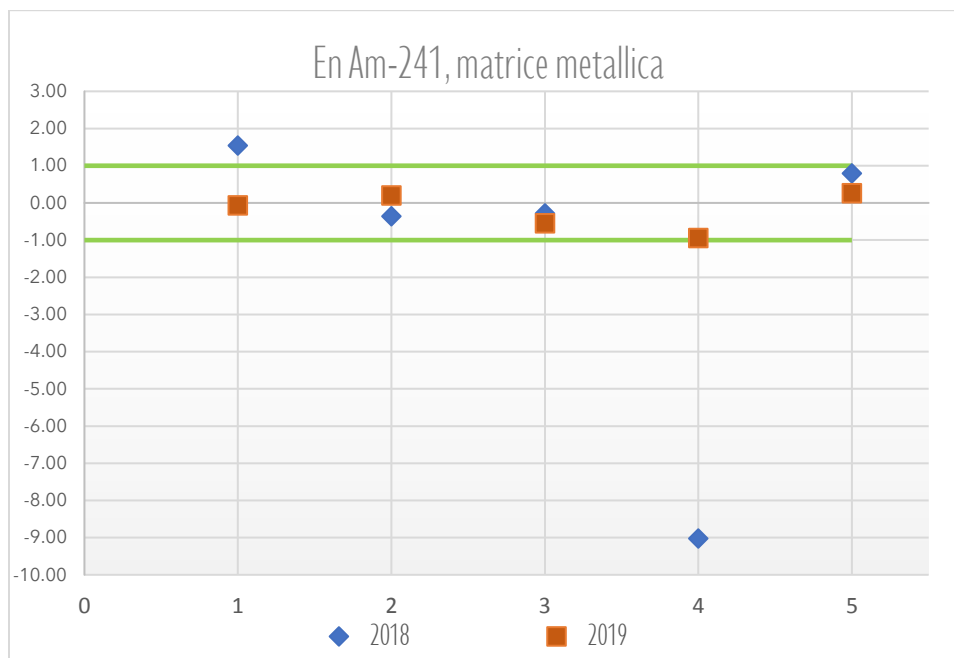


Figura 3 – Confronto En PVI INMRI-Sogin, spettrometria gamma.



Il secondo aspetto emerso dalla prima prova interconfronto è quello legato alla valutazione dell'incertezza di misura, nella quale alcune componenti sembrano omesse o sottostimate, determinando talvolta valori estremamente bassi. Tra le fonti di incertezza che hanno richiesto un approfondimento si elencano: la ripetibilità di misura, la resa chimica e la correzione per effetto somma. Relativamente alla ripetibilità, si è verificato un significativo miglioramento, passando da valori compresi tra qualche percento e 10% nel 2018 a valori inferiori o uguali a 2% l'anno successivo. In entrambi i casi, i valori sono accettabili sebbene non sempre vengano inclusi nel bilancio complessivo delle incertezze di misura.

Per quanto riguarda i limiti caratteristici, è stata effettuata la valutazione dei metodi di determinazione delle MCR² e il confronto con le sensibilità richieste nella pratica dello smantellamento nucleare. I Laboratori hanno calcolato i valori di MCR utilizzando sia il metodo del laboratorio che della norma ISO-11929. Nel caso del Cs-137, radionuclide di riferimento per la maggior parte delle installazioni Sogin, è possibile raggiungere valori pari a una frazione del livello di allontanamento più stringente. Per gli altri radionuclidi invece, sarà condotta un'analisi caso per caso per approfondirne le cause e le possibili azioni migliorative.

² Minime Concentrazioni Rivelabili.

Figura 4 – Concentrazione di attività di Co-60 in campione metallico, spettrometria gamma, 2018.

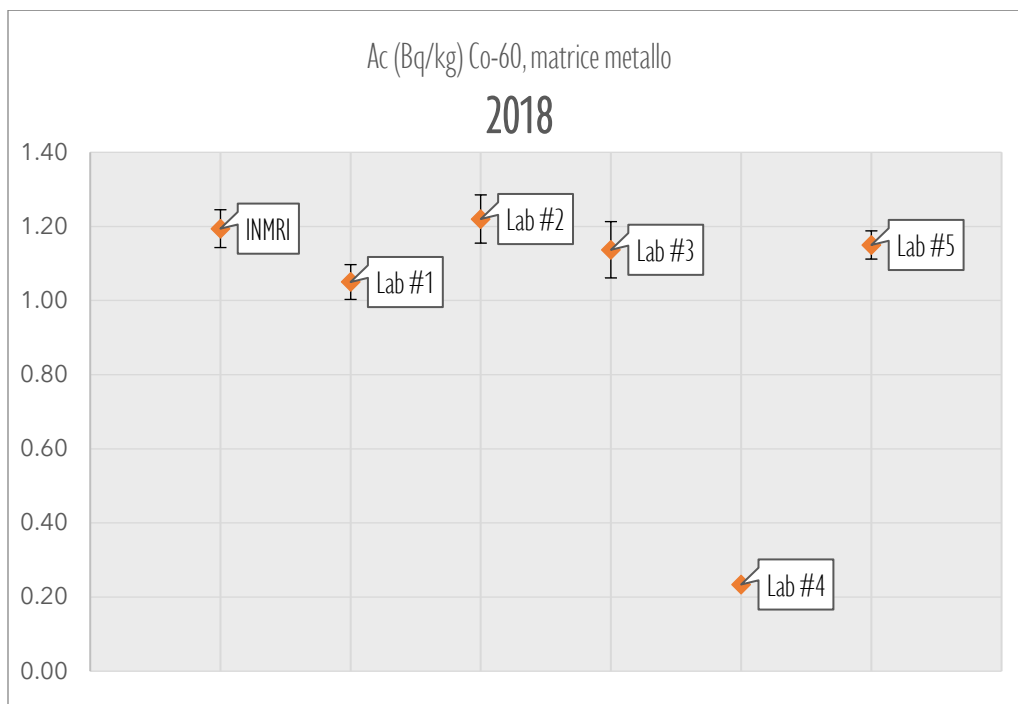
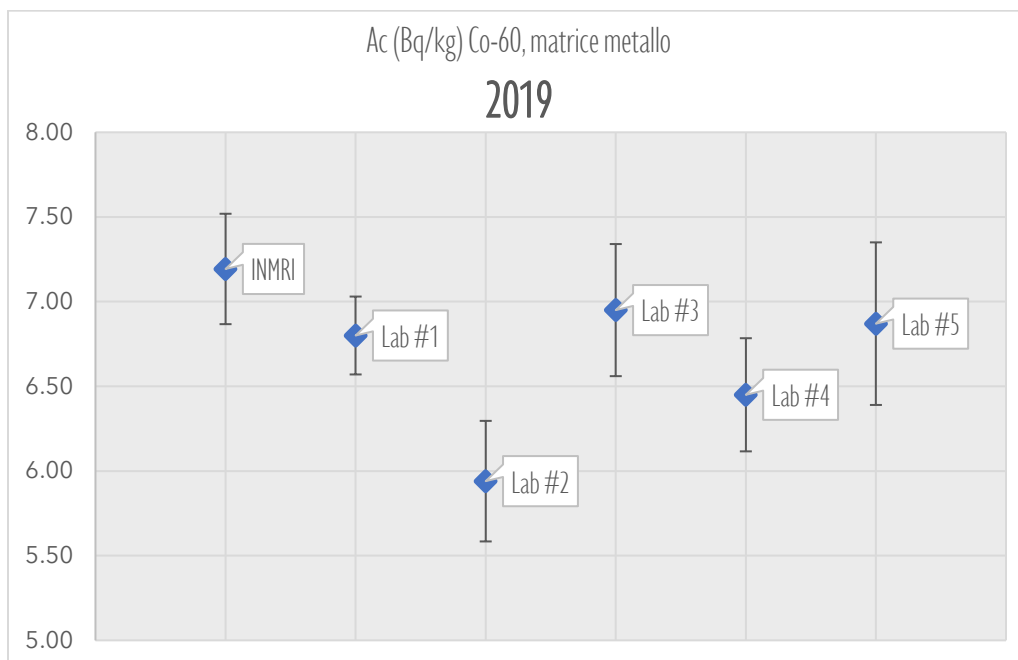


Figura 5 – Concentrazione di attività di Co-60 in campione metallico, spettrometria gamma, 2019.



Tenuto conto degli esiti delle PVI svolte in collaborazione per l'INMRI-ENEA, sono state intraprese le seguenti iniziative:

- Organizzazione di PVI incentrate su tecniche di radiochimica per la determinazione dei cosiddetti radionuclidi HTM (prevalentemente scintillazione liquida e spettrometria alfa).

- Giornate di approfondimento sulle tematiche della ripetibilità, della valutazione dell'incertezza di misura e dell'effetto somma per la spettrometria gamma.

IAEA PROFICIENCY TESTING

Analogamente all'INMRI-ENEA, il *Terrestrial Environmental Radiochemistry Laboratory* della IAEA organizza ogni anno Proficiency test e Confronti Interlaboratorio a cui possono accedere sia gli Stati Membri sia i Laboratori della rete ALMERA³, con l'obiettivo primario di monitorarne le prestazioni e le capacità analitiche ed identificare eventuali aree di sviluppo. Le esercitazioni annuali prevedono la caratterizzazione di una serie di campioni ambientali tracciati con radionuclidi antropogenici e naturali (α , β e γ -emettitori).

Nei primi mesi del 2019 Sogin ha promosso l'ingresso dei propri laboratori nel "*Proficiency Test Reporting Platform*" della IAEA in modo da consentire la partecipazione ai Proficiency Test che periodicamente organizza questa piattaforma. La domanda di iscrizione è stata fatta e poi accettata per i seguenti laboratori: Latina, Garigliano, Trisaia, Saluggia e Casaccia. I laboratori di Trino e Caorso fanno già parte della piattaforma essendo membri ufficiali ALMERA.

I risultati forniti dai diversi Partecipanti vengono analizzati in termini di:

- accuratezza delle misure;
- precisione delle misure.

L'accuratezza delle misure è valutata a partire dalla differenza percentuale $Di\%$ (*relative bias*). Affinché l'accuratezza sia **accettabile** la differenza percentuale deve essere minore di un valore limite, detto MARB⁴, stabilito per ogni analita in funzione del metodo radioanalitico, dell'attività del campione e della complessità dell'analisi.

Per la valutazione della precisione si considerano anche le incertezze dichiarate dal laboratorio attraverso la stima del parametro P . Affinché la precisione sia **accettabile** deve risultare anch'esso inferiore alla MARB e la differenza percentuale $Di\%$ deve essere compresa in un intervallo dato da P con un livello di confidenza al 99%.

La valutazione finale dei risultati pertanto è:

- Accettabile (A) qualora sia la precisione sia l'accuratezza soddisfino le condizioni suddette;
- Non accettabile (N) quando l'accuratezza non è accettabile.
- Warning (W) quando l'accuratezza è accettabile ma la precisione non è accettabile.

I risultati del primo Proficiency Test cui hanno partecipato i Laboratori Sogin hanno restituito una serie di Warnings (legati al parametro P), a conferma della necessità di considerare, nella valutazione dell'incertezza di misura, tutte le fonti che ad essa concorrono. Ciò si è reso particolarmente evidente nella stima dell'incertezza legata alla concentrazione di attività per il Cs-134, fortemente influenzata dall'effetto somma. I benefici di tutte le azioni messe in campo hanno portato agli esiti del Proficiency Test 2021, che hanno riportato un Warning per una sola misura di Cs-134 tramite spettrometria gamma di un Laboratorio.

Parallelamente, alla prima esperienza si sono registrati alcuni risultati non accettabili (quindi non accurati), soprattutto per le misure di matrici ambientali molto diverse rispetto a quelle che i laboratori sono soliti analizzare, anche nell'ambito dei programmi di sorveglianza ambientale. Questa situazione non si è più verificata negli anni a seguire, segno dell'impegno e dell'esperienza maturata dal personale dei Laboratori negli ultimi anni.

³ La rete ALMERA (Analytical Laboratories for the Measurement of Environmental Radioactivity) è stata istituita dall'IAEA nel 1995 come collaborazione dei laboratori analitici in tutto il mondo. I membri della rete sono nominati dai rispettivi Stati membri dell'IAEA come quei laboratori che dovrebbero fornire analisi affidabili e tempestive dei campioni ambientali in caso di rilascio accidentale o intenzionale di radioattività.

⁴ Maximum Acceptance Relative Bias.

Un ultimo punto di analisi merita la scelta delle tecniche di misura. Ai Partecipanti non è richiesto di eseguire tutte le determinazioni previste; infatti, molti Laboratori Sogin si concentrano principalmente sulla spettrometria gamma e su alcune analisi consolidate di radiochimica per i radionuclidi HTM di riferimento dell’Impianto o della Centrale. Ciò conferma che il programma di PVI così definito in collaborazione con l’INMRI-ENEA è in grado di rispondere alle effettive esigenze di sviluppo dei Laboratori Sogin.

PROGRAMMA NAZIONALE PER L’AFFIDABILITÀ DELLE MISURE DI RADIAZIONI IONIZZANTI BASATO SU CONFRONTI INTERLABORATORIO (ILC)

Oltre a tutte le iniziative elencate sopra, molti Laboratori Sogin hanno aderito al “*Programma nazionale per la promozione dell’affidabilità delle misure di radiazioni ionizzanti basato su Confronti InterLaboratorio (ILC)*”, organizzato dall’INMRI-ENEA e finanziato dal Ministero dello Sviluppo Economico.

In particolare, i Laboratori hanno aderito alle seguenti prove:

- ILC1, “Attività di radionuclidi (gamma emettitori + Sr-90) in una soluzione liquida acquosa”
- ILC5, “Equivalente di dose personale, $H_p(10)$, con dosimetri di tipo passivo”: per i Siti Sogin sono stati irraggiati sia film badge che dosimetri a TL.
- ILC6, “Contaminazione superficiale (Am-241, Sr-90) con sorgenti piane ed estese”

Tutte le prove sono attualmente in fase di esecuzione. I dati saranno elaborati internamente a seguito del ricevimento dei rapporti di partecipazioni, al fine di valutare il quadro prestazionale complessivo del “sistema Sogin” per ciascuna tipologia di analisi, come fatto in passato per le precedenti PVI.

ACCREDITAMENTO LABORATORI DI PROVA SOGIN

Tra i laboratori Sogin, ad oggi, solo quello della Centrale Nucleare E. Fermi di Trino risulta accreditato (dal 2006) come Laboratorio di Prova ai sensi della norma UNI ISO 17025, per i seguenti metodi di prova: concentrazione di attività del trizio nelle acque (UNI EN ISO 9698:2019), determinazione dei radionuclidi gamma emettitori (UNI 11665:2017), dello Sr-90 (MP 04 2022) e dei transuranici (Am-241, Cm-242, Cm-244, Pu-238, Pu-239 e Pu-241, UNI 11015:2013) in diverse matrici sia ambientali che d’impianto, nonché per la misura dell’attività alfa-totale e beta-totale mediante scintillazione liquida nelle acque (ISO 11704:2018). La loro esperienza costituisce un riferimento nel processo di accreditamento per gli altri Laboratori, come nel caso di quello dell’Impianto ITREC di Trisaia, il quale dovrebbe ottenere l’accreditamento per la spettrometria gamma secondo la UNI 11665:2017 entro la fine di quest’anno.

Tutte le attività descritte sopra si rivelano pertanto essenziali per poter procedere con la richiesta di accreditamento, come dimostrazione della qualità delle misure eseguite dai singoli laboratori.

CONCLUSIONI

Negli ultimi anni la Sogin ha promosso numerose iniziative destinate allo sviluppo dei propri Laboratori di Prova attraverso la partecipazione a Prove Valutative Interlaboratorio con l’obiettivo di assicurare e garantire la qualità ed affidabilità delle misure radiometriche. Oltre alle iniziative nazionali ed internazionali (quali, ad esempio, il programma di ILC organizzato da INMRI-ENEA e il MiSE e i Proficiency Test della IAEA), è stato messo a punto un programma quinquennale “personalizzato” di PVI, sempre in collaborazione con INMRI-ENEA, che meglio risponda alle specifiche esigenze di Sogin. Ciò si espleta in particolar modo attraverso la scelta delle tecniche di misure, dei Materiali Certificati di Riferimento (soprattutto soluzioni acquose, cemento e metalli), dei radionuclidi e delle relative concentrazioni di attività. L’esperienza maturata, insieme all’implementazione delle azioni correttive, hanno determinato un rapido e notevole miglioramento nelle prestazioni dei Laboratori di Prova, soprattutto nell’ambito della spettrometria gamma, come testimoniano i risultati dell’ultimo Proficiency Test 2021 della IAEA.

RIFERIMENTI

- ISO/IEC 17043:2010, *Conformity assessment – General requirements for proficiency testing*, 2010.
- ISO 11929:2019, *Determination of the characteristic limits (decision threshold, detection limit and limits of the confidence interval) for measurements of ionizing radiation — Fundamentals and application*, 2019.
- ISO 13528:2015, *Statistical methods for use in proficiency testing by interlaboratory comparison*, 2015.
- UNI EN ISO 17025:2018, *Requisiti generali per la competenza dei laboratori di prova e taratura*, 2018.
- UNI EN ISO 9698:2019, *Qualità dell'acqua - Trizio - Metodo di prova mediante conteggio in scintillazione liquida*, 2019.
- UNI 11665:2017, *Determinazione di radionuclidi gamma emettitori mediante spettrometria gamma ad alta risoluzione*, 2017.
- UNI 11015:2013, *Disattivazione di impianti nucleari-Determinazione degli isotopi di plutonio, americio e curio*, 2013.
- ISO 11704:2018, *Water quality — Gross alpha and gross beta activity — Test method using liquid scintillation counting*, 2018.

Confronto InterLaboratorio su misure di rateo di emissione superficiale da Sorgenti Piane Estese (SPE)

Antonio De Donato¹, Pierluigi Carconi¹, Marco Capogni¹, Pierino De Felice¹, Andrea Petrucci¹

¹ ENEA-Istituto Nazionale di Metrologia delle Radiazioni Ionizzanti, via Anguillarese 301, 00123 Roma

antonio.dedonato@enea.it

Riassunto

Un Confronto InterLaboratorio (ILC) è stato organizzato su scala nazionale con l'obiettivo di verificare la compatibilità tra le misure di rateo di emissione superficiale (s^{-1}) da due diverse Sorgenti Piane Estese effettuate dai Partecipanti all'ILC e i valori di riferimento forniti dall'Istituto Nazionale di Metrologia delle Radiazioni Ionizzanti (INMRI) dell'ENEA. Le sorgenti (^{241}Am e ^{90}Sr) sono state fornite dall'INMRI stesso. I Partecipanti hanno effettuato 10 letture per ciascuna delle due sorgenti. Ciascun Partecipante è stato lasciato libero di utilizzare lo strumento di misura ritenuto più opportuno ed è stato richiesto di comunicare all'INMRI i risultati ottenuti corredati di ulteriori dati ritenuti utili per l'analisi dei risultati. Le valutazioni sono effettuate in termini di "Scarto Relativo" tra i valori di rateo di emissione superficiale forniti da ciascun Partecipante e i corrispondenti valori di riferimento.

DEFINIZIONI

Nel presente documento sono utilizzate le definizioni metrologiche vigenti, riportate nella norma ISO 17043:2010 [ISO, 2010] in materia di Confronti InterLaboratorio:

- INMRI: Istituto Nazionale di Metrologia delle Radiazioni Ionizzanti, afferente al Dipartimento Fusione e Tecnologie per la Sicurezza Nucleare (FSN) dell'ENEA. I laboratori dell'INMRI sono ubicati presso il Centro Ricerche Casaccia dell'ENEA, Via Anguillarese 301, Santa Maria di Galeria (RM);
- *Partecipante*: Laboratorio che partecipa all'ILC;
- Confronto InterLaboratorio (ILC): Organizzazione, esecuzione e valutazione di misurazioni o prove sugli stessi oggetti o su oggetti simili, da parte di due o più laboratori in conformità a condizioni prestabilite [ISO, 2020];
- Nota Informativa: Documento descrittivo delle operazioni da svolgere per il corretto uso di materiali/strumenti necessari allo svolgimento dell'ILC;
- Codice Riservato: Codice che identifica in modo anonimo il *Partecipante* nelle fasi di presentazione dei risultati.

INTRODUZIONE

Nell'ambito del progetto MISE-ILC finanziato dal Ministero dello Sviluppo Economico, l'INMRI, ha organizzato un programma nazionale di N. 6 ILC sul territorio nazionale riguardanti la misura delle radiazioni ionizzanti su diverse grandezze: rateo di dose, rateo di emissione superficiale e attività di radionuclidi di interesse medico e ambientale. Il presente rapporto tecnico descrive il sesto ILC (ILC6) riguardante le misure di contaminazione superficiale effettuate mediante contaminometri portatili. In particolare, l'ILC6 ha come obiettivo di valutare l'equivalenza a livello nazionale delle misure di rateo di emissione superficiale (s^{-1}) effettuate dai *Partecipanti* rispetto al "campione secondario" posseduto dall'INMRI. A ciascun *Partecipante* sono state consegnate due Sorgenti Piane Estese (SPE) di due radionuclidi, un emettitore alfa (^{241}Am) e un emettitore beta (^{90}Sr), di cui l'INMRI certifica il rateo di emissione superficiale, riferibile al campione primario nazionale. Ai *Partecipanti* è stato chiesto di effettuare 10 letture di fondo prima e dopo le 10 letture delle due sorgenti e di fornire l'efficienza ai due radionuclidi con la loro incertezza. Per opportunità e

omogeneità nel trattamento dei dati il calcolo del rateo di emissione superficiale sulla base dei valori forniti di letture, efficienza strumentale e data di misura è stato effettuato dall'INMRI stesso utilizzando la seguente espressione:

$$\bar{M} = \bar{M}^0 \cdot e^{-\lambda \Delta t} = \frac{(\bar{L} - \bar{F})}{\varepsilon} e^{-\lambda \Delta t}.$$

La suddetta equazione e i termini che compaiono sono stati discussi ed esplicitati nel paragrafo analisi dei risultati. Ciascun *Partecipante* è stato lasciato libero di utilizzare lo strumento che ritenesse più opportuno, comunicandone la tipologia, le caratteristiche e l'efficienza di conteggio, oltre ai valori delle misure eseguite nelle condizioni di misura adottate. I dati forniti renderanno possibile approfondire eventuali scostamenti significativi tra i valori di rateo di emissione riportati di ciascun *Partecipante* e quelli di riferimento dell'INMRI. Dei 27 *Partecipanti* (ARPA, Ospedali e Centri di Ricerca) che hanno aderito all'ILC6, attualmente ne sono stati valutati 9, prevedendo di completare i restanti 18 entro mese di ottobre. L'Azienda Symposium, si è occupata del trasporto delle SPE, e ha provveduto alla realizzazione di una piattaforma informatica sulla quale i *Partecipanti* hanno potuto scegliere le date in cui ricevere le SPE. Ad ogni *Partecipante*, oltre ad essere associato un Codice Riservato, è stata inviata una Nota Informativa in cui vengono illustrate le modalità di misura dell'emissione superficiale e la procedura di caricamento delle letture effettuate sull'apposita piattaforma. Una volta caricati, i dati vengono inseriti in un foglio di raccolta dati (FRD) per essere analizzati. Ogni *Partecipante* potrà prendere visione del proprio risultato, in termini di Scarto Percentuale, riconoscendosi dal Codice Riservato, nel rapporto finale redatto al termine dell'ILC6.

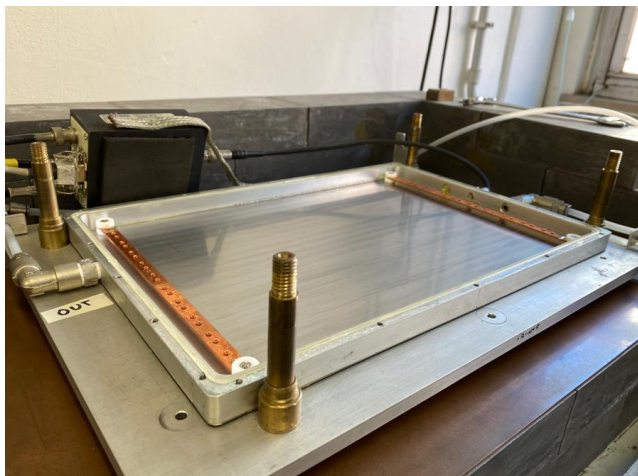
CONTAMINAZIONE SUPERFICIALE

Alla presenza di contaminazione radioattiva superficiale sono associati diversi rischi radiologici quale l'esposizione esterna di parti del corpo umano in prossimità delle superfici contaminate e l'esposizione interna a seguito di inalazione, ingestione o altra forma di incorporazione di sostanze radioattive rilasciate dalle superfici contaminate. Per tale ragione, la misurazione della contaminazione superficiale è richiesta, obbligatoriamente, dalla legislatura vigente mediante la direttiva 2013/59 EURATOM e il Decreto Legislativo 31 luglio 2020 n.101. Essi sanciscono l'obbligatorietà dei controlli di contaminazione superficiale in diverse situazioni operative con riferimento a vari aspetti (controllo di superfici di lavoro e attrezzature sperimentali, estremità e indumenti protettivi di operatori, taratura della strumentazione, ecc.). In generale i settori coinvolti nella misurazione della contaminazione superficiale sono quelli legati alla radioprotezione negli impianti e nei depositi nucleari, con possibile contaminazione da prodotti di fissione o di attivazione a lungo tempo di dimezzamento, e quelli inerenti ai reparti di medicina nucleare ove vengono svolte manipolazioni di sorgenti non sigillate di radionuclidi medici a breve tempo di dimezzamento. Un corretto utilizzo della strumentazione suddetta per misure di rateo di contaminazione superficiale relative passa attraverso l'applicazione di procedure standard, in modo che suddette misure siano il più possibile indipendenti da criteri soggettivi e vengano effettuate mediante strumentazione propriamente certificata/tarata in modo da essere riferibili alla grandezza di riferimento.

IL SISTEMA CAMPIONE PRIMARIO PER LA MISURA DEL RATEO DI EMISSIONE SUPERFICIALE DELL'ENEA-INMRI

Le sorgenti piane estese utilizzate per l'ILC6 sono state caratterizzate in termini di rateo di emissione superficiale mediante misure primarie eseguite dall'INMRI mediante un campione nazionale della stessa grandezza fisica, a sua volta validato mediante confronti internazionali con Istituti Metrologici Primari di altri paesi. In particolare, il campione primario utilizzato è basato su un contatore proporzionale a flusso di gas operante in geometria 2π sr (fig. 1). Esso può operare senza alcuna finestra di ingresso del campo di radiazione (modalità window-less), effettuando in tal modo misurazioni assolute di sorgenti piane estese realizzate su supporti elettricamente conduttori (fig. 2). Questo sistema campione è conforme alla norma ISO 8769 [ISO, 2016a] che fornisce le caratteristiche specifiche delle sorgenti campione piane estese α o β emittenti necessarie a tarare gli strumenti ed avere quindi misure riferibili. In particolare, tale norma richiede che il rateo di emissione superficiale venga misurato e certificato da Istituti Metrologici Primari, utilizzando metodi assoluti o relativi.

Figura 1



Contatore proporzionale a flusso di gas utilizzato dall'INMRI per la realizzazione del campione primario nazionale di rateo di emissione superficiale da SPE.

Figura 2



Sorgenti Piane Estese di ^{241}Am e ^{90}Sr fornite dall'ENEA-INMRI ai *Partecipanti* all'ILC6 per effettuare le misure di rateo di emissione superficiale.

MODALITA' DI MISURA

La strumentazione di misura utilizzata dai *Partecipanti* è generalmente costituita da strumenti portatili da utilizzare in campo (fig. 3).

Figura 3



Esempio di uno strumento di misura utilizzato dai *Partecipanti* all'ILC6.

Prima di eseguire le letture con la strumentazione propria di ogni *Partecipante*, gli stessi hanno verificato che fossero soddisfatti i criteri di accettabilità riportati nella norma ISO 8769 [ISO, 2016a] e qui di seguito elencati.

- a) la sonda di misura sia sensibile alla radiazione beta o alfa emesse dalle sorgenti da misurare, in base alle specifiche tecniche del costruttore;
- b) il valore W dell'area sensibile della sonda di misura, determinato in base alle specifiche tecniche del costruttore, sia compatibile con l'area attiva della sorgente campione fornita dall'ENEA-INMRI;
- c) lo strumento sia dotato di idonee batterie con stato di carica adeguato;
- d) lo strumento non risulti danneggiato da un esame esterno;
- e) la sonda (se basata su un rivelatore a gas) sia caricata con il gas secondo le indicazioni del costruttore.

Dopo l'accensione dello strumento si è atteso un tempo opportuno al fine di far stabilizzare il valore di fondo.

I *Partecipanti* sono anche stati chiamati a compilare un foglio di raccolta dati riportando le seguenti informazioni:

- 1) data della misura;
- 2) tipo di rivelatore (es. contatore proporzionale);
- 3) modello, costruttore e matricola dello strumento e della sonda;
- 4) area attiva della sonda (W);
- 5) n letture del fondo strumentale;
- 6) m letture di rateo di emissione superficiale s^{-1} per singolo radionuclide.

In particolare, ogni *Partecipante* ha fornito la lettura del fondo strumentale (utilizzando un opportuno supporto di bianco), sia prima che dopo l'esecuzione delle letture con le sorgenti campione. Per quanto riguarda il valore della lettura di emissione superficiale fornito dal *Partecipante*, esso è stato calcolato come media di 10 letture eseguite posizionando la SPE in modo tale che l'area attiva sia totalmente coperta dalla superficie attiva della sonda, possibilmente facendo coincidere i rispettivi centri geometrici. La distanza sonda – sorgente è fissata a 3 mm.

ANALISI DEI RISULTATI

Come già detto in precedenza, l'analisi dei risultati dei *Partecipanti* si basa sul confronto dei valori del misurando (rateo di emissione superficiale) di ciascun *Partecipante* con il valore di riferimento dell'INMRI.

In particolare, l'ILC6 si basa su un indicatore di compatibilità comunemente adoperato in prove valutative e ILC [ISO, 2016b] cioè lo Scarto Relativo R definito dalla seguente formula:

$$R = \frac{\bar{M} - M_{rif}}{M_{rif}} \times 100$$

in cui \bar{M} è il valore del rateo di emissione superficiale del *Partecipante* e M_{rif} è il valore di riferimento fornito dall'INMRI.

Il rateo di emissione superficiale del Partecipante è stato calcolato a partire dai dati forniti dai Partecipanti (10 letture del fondo iniziale, 10 letture dell'emissione superficiale, 10 letture del fondo finale e l'efficienza del rivelatore per emissioni α da ^{241}Am e β da ^{90}Sr) nel modo descritto di seguito.

Si è calcolato il valore medio del fondo iniziale \bar{F}_i e finale \bar{F}_f per i due tipi di emissione α e β (per brevità si riportano solo le formule relative all'emissione α , quelle per l'emissione β sono identiche leggendo β al posto di α):

$$\bar{F}_{i,\alpha} = \frac{1}{n} \sum_{j=1}^n F_{j,\alpha}; \quad \bar{F}_{f,\alpha} = \frac{1}{n} \sum_{j=1}^n F_{f,\alpha}.$$

Si è poi eseguita la media aritmetica \bar{F}_α di questi due valori per ottenere il valore di fondo da sottrarre alla media \bar{L}_α della lettura effettuata con le sorgenti

$$\bar{F}_\alpha = \frac{1}{2} (\bar{F}_{i,\alpha} + \bar{F}_{f,\alpha}).$$

La media \bar{L}_α delle letture è calcolata come:

$$\bar{L}_\alpha = \frac{1}{n} \sum_{j=1}^n L_{j,\alpha},$$

al quale si sottrae la media del fondo \bar{F}_α ottenendo la lettura netta \mathcal{L}_α

$$\mathcal{L}_\alpha = (\bar{L}_\alpha - \bar{F}_\alpha).$$

Il rateo di emissione \bar{M}^0 della sorgente è stato ottenuto dalla lettura netta, \mathcal{L}_α , e l'efficienza, ε , fornita dal Partecipante:

$$\bar{M}^0 = \frac{\mathcal{L}_\alpha}{\varepsilon} = \frac{(\bar{L}_\alpha - \bar{F}_\alpha)}{\varepsilon}$$

riferito alla data di misura. I valori \bar{M}^0 sono stati quindi corretti per decadimento, ottenendo M_{rif} , espresso ad una comune data di riferimento (1996-02-07):

$$\bar{M} = \bar{M}^0 \cdot e^{-\lambda \Delta t}$$

dove λ è la costante di decadimento del radionuclide considerato e Δt è il tempo trascorso dalla data di riferimento alla data di misura.

RISULTATI

I valori di Scarto Relativo per ciascun radionuclide sono riportati in figura 4 e figura 5 e nelle tabelle 1 e 2.

Tabella 1 – Scarti relativi tra il valore di Rateo di Emissione Superficiale per ^{241}Am fornito dai Partecipanti e quello di riferimento dell'INMRI.

Codice Partecipante	Scarto % ENEA-INMRI
ILC6-02	+7,89
ILC6-03	-3,24
ILC6-06	+3,20
ILC6-07	+5,91
ILC6-08	-23,59
ILC6-11	+3,27
ILC6-13	-4,12
ILC6-16	+3,98
ILC6-22	-20,73

Tabella 2 – Scarti relativi tra il valore di Rateo di Emissione Superficiale per ^{90}Sr fornito dai *Partecipanti* e quello di riferimento dell'INMRI.

Codice Partecipante	Scarto % ENEA-INMRI
ILC6-02	+4,60
ILC6-03	+5,09
ILC6-06	-13,20
ILC6-07	+7,02
ILC6-08	+21,95
ILC6-11	-2,04
ILC6-13	+4,48
ILC6-16	-11,33
ILC6-22	+22,12

Figura 4 – Scarti relativi tra il valore di Rateo di Emissione Superficiale per ^{241}Am fornito dai *Partecipanti* e quello di riferimento dell'INMRI.

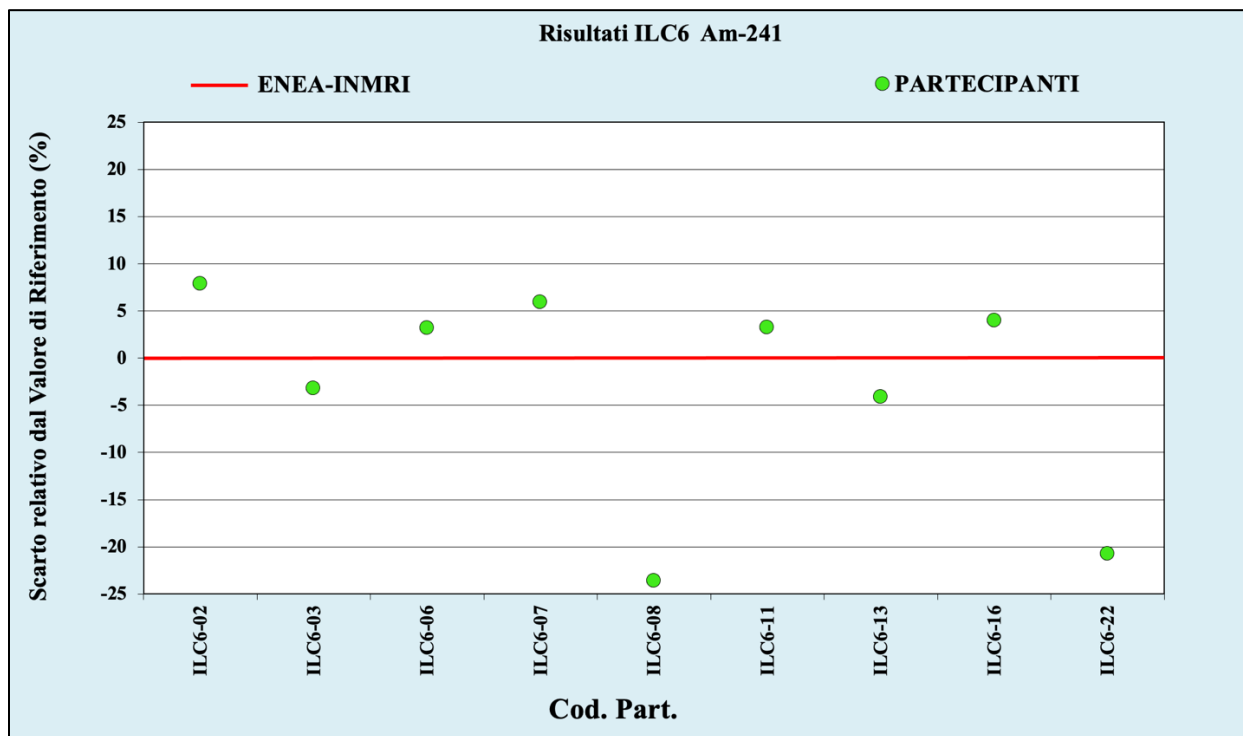
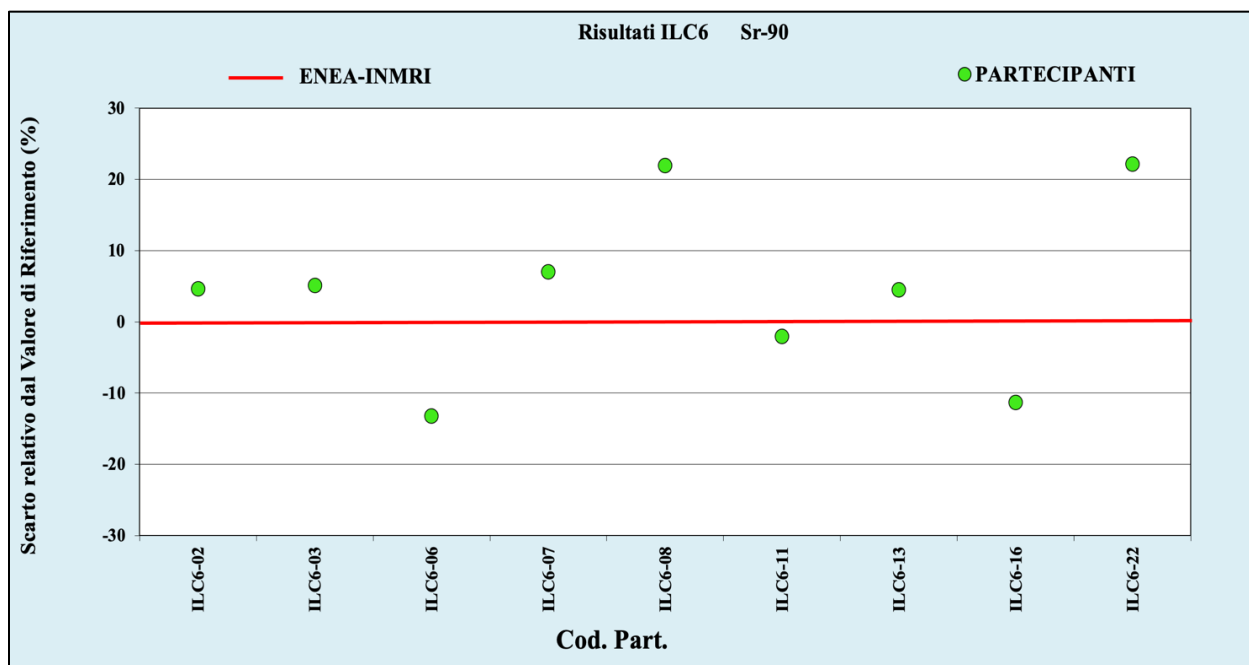


Figura 5 – Scarti relativi tra il valore di Rateo di Emissione Superficiale per ^{90}Sr fornito dai *Partecipanti* e quello di riferimento dell'INMRI.



Per la sorgente di ^{241}Am , 7 Partecipanti su 9 riportano valori di scarto compresi nell'intervallo $\pm 10\%$, solo 2 Partecipanti risultano con scarti oltre il 20%.

Per la sorgente di ^{90}Sr , su 9 Partecipanti, 5 riportano valori di scarto compresi nell'intervallo $\pm 10\%$, 2 hanno scarti tra il $\pm 10\%$ e il $\pm 20\%$ e 2 Partecipanti oltre il $\pm 20\%$. Questi ultimi casi potrebbero richiedere ulteriori approfondimenti mediante colloqui bilaterali se i Partecipanti fossero interessati.

Ad ogni Partecipante al termine dell'ILC6 sarà rilasciato un attestato di partecipazione.

CONCLUSIONI

L'ILC6 ha visto la partecipazione di 27 laboratori. L'analisi statistica dei risultati ricevuti è stata basata sull'indicatore di Scarto Relativo. Con l'eccezione di pochi casi gli scarti relativi dai valori di riferimento sono contenuti entro il $\pm 10\%$. Il quadro generale dell'ILC6 sarà più completo quando tutti i risultati saranno pervenuti ed analizzati.

Bibliografia

ISO 2010: UNI CEI EN ISO/IEC 17043, Norma Europea "Valutazione della conformità - Requisiti generali per prove valutative interlaboratorio", 2010.

ISO 2016a: International Organization for Standardization, ISO 8769 – 2016, "Reference sources, Calibration of Surface contamination monitors – Alpha-, beta- and photon emitters", 2016.

ISO 2016b: International Organization for Standardization, ISO 13528:2016, "Statistical methods for use in proficiency testing by interlaboratory comparison", 2016.

ISO 2020: International Organization for Standardization, ISO 12749-1:2020, "Nuclear energy Vocabulary — Part 1: General terminology", 2020.

Attività di radionuclidi (gamma emettitori + Sr-90) in una soluzione liquida acquosa” nell’ambito del programma nazionale per l’affidabilità delle misure di radiazioni ionizzanti basato su Confronti InterLaboratorio (ILC n°1)

Susy Toma, Marco Capogni, Aldo Fazio, Mauro Capone

ENEA, Italian National Institute of Ionizing Radiation Metrology (INMRI), Casaccia Research Centre – Via Anguillarese 301, I-00123 Rome, Italy

susy.toma@enea.it, Mauro.capone@enea.it;

Riassunto

Nell’ambito del programma nazionale per la promozione dell’affidabilità delle misure di radiazioni ionizzanti basato su Confronti InterLaboratorio (ILC) organizzato dall’Istituto Nazionale di Metrologia delle Radiazioni Ionizzanti dell’ENEA, il Confronto Interlaboratorio ILC -1: “Attività di radionuclidi (gamma emettitori + Sr-90) in una soluzione liquida acquosa” ha come oggetto la misurazione delle concentrazioni di attività di radionuclidi di interesse prevalentemente ambientale (ma non solo) di gamma emettitori e beta-emettitori presenti in una soluzione liquida acquosa mediante spettrometria gamma e metodi radiochimici.

INTRODUZIONE

L’Istituto Nazionale di Metrologia delle Radiazioni Ionizzanti dell’ENEA (INMRI-ENEA, Istituto Metrologico Nazionale in virtù della Legge 273/91) ha organizzato un Programma nazionale per la promozione dell’affidabilità delle misure di radiazioni ionizzanti basato su Confronti InterLaboratorio (ILC). Il Programma è finanziato dal Ministero dello Sviluppo Economico (MiSE) Direzione generale per il mercato, la concorrenza, la tutela del consumatore e la normativa tecnica (DGMCTCNT) nell’ambito delle iniziative e studi in materia di controlli sugli strumenti di misura, in contesti di particolare rilevanza per i consumatori con risvolti per la salute e la sicurezza.

I sei Confronti Interlaboratorio (ILC) organizzati nell’ambito del Programma Nazionale sull’affidabilità delle misure di radiazioni ionizzanti coinvolgono diversi Enti ed Istituti sul territorio nazionale, ciascun ILC verte su una diversa tipologia di misura ed è condotto mediante uno specifico Protocollo. La normativa di riferimento è la norma ISO 17043:2010 in materia di confronti interlaboratorio [UNI 2010, ISO 2010].

Misurazioni affidabili delle radiazioni ionizzanti, effettuate con strumentazione e metodi adeguati, rappresentano un elemento imprescindibile per un’ottimale protezione ed utilizzazione delle stesse. Tale affidabilità è valutata e promossa mediante Confronti InterLaboratorio (ILC) estesi ai partecipanti nell’ambito del programma. La finalità di un Confronto InterLaboratorio (ILC) è evidenziare le principali sorgenti di errore nelle misure e avviare eventuali azioni di rimedio.

L’INMRI-ENEA, riconosciuto da ACCREDIA come fornitore di MRC (Materiali di Riferimento Certificati) e ILC, è al servizio del Paese nel garantire la riferibilità delle misure ai campioni delle

unità di misura delle RI (grandezze radiologiche). I sistemi campione sviluppati presso l'INMRI-ENEA comprendono circa 20 linee sperimentali per la misura assoluta delle grandezze associate alle radiazioni ionizzanti.

L'istituto in collaborazione con le Istituzioni preposte alla sorveglianza della radioattività ambientale ha organizzato negli anni numerose campagne di taratura e prove valutative interlaboratorio coinvolgendo i laboratori afferenti alla rete RESORAD (rete di sorveglianza nazionale per il controllo sulla radioattività ambientale) e altri enti quali università, ospedali e laboratori privati sul territorio nazionale al fine di consolidare i presupposti tecnico-scientifici dei partecipanti e raggiungere adeguati livelli di accuratezza e di affidabilità nella misura delle radiazioni ionizzanti. La capacità di misura della concentrazione di attività di radionuclidi in matrici liquide acquose è un'esigenza particolarmente sentita in Italia, considerate le numerose applicazioni nel campo della sorveglianza ambientale, delle applicazioni mediche, industriali, nucleari e della ricerca scientifica. Le campagne periodiche e gli interconfronti hanno avuto l'obiettivo di garantire, per tutti i laboratori partecipanti, la riferibilità a livello nazionale ed internazionale ad un comune campione ("standard") di riferimento nelle misure di radioattività, sviluppato e mantenuto presso l'INMRI.

L'ILC N. 1 è rivolto prevalentemente (ma non solo) a misurazioni di concentrazione di attività di radionuclidi di interesse ambientale mediante spettrometria gamma (individuazione e quantificazione dei radionuclidi gamma-emettitori presenti) e metodi radiochimici (quantificazione dello Sr-90). Il livello di concentrazione di attività scelto rientra nel campo di applicazione delle tecniche di monitoraggio ambientale. Gli obiettivi generali che l'ILC n°1 permette di realizzare sono garantire la riferibilità delle misure ai campioni nazionali di attività dei radionuclidi e assicurare il mantenimento di un uniforme livello di affidabilità per ciascuna tipologia di misura.

SVOLGIMENTO: PREPARAZIONE DEL MATERIALE DI RIFERIMENTO

I misurandi oggetto dell'ILC sono le concentrazioni di attività di radionuclidi gamma-emettitori e dello Sr-90 presenti in un Materiale di Riferimento Certificato (MRC) costituito da una soluzione liquida acquosa tracciata con radionuclidi gamma-emettitori e con Sr-90. Nello specifico l'attività si basa sull'individuazione e quantificazione dei radionuclidi gamma-emettitori presenti con fotoni di energia compresa tra 40 keV e 2000 keV e quantificazione dello Sr-90. I livelli di concentrazione di attività rientrano nel campo di applicazione delle tecniche di monitoraggio ambientale. La composizione chimica del MRC è nota ai partecipanti (omettendo dati che possano indicare la presenza di particolari radionuclidi). I partecipanti sono circa 40 laboratori e dovranno identificare i radionuclidi gamma-emettitori presenti nel MRC e determinare i valori dei misurandi mediante una o più misurazioni, riportando i risultati ottenuti in una Scheda Risultati. Le caratteristiche del MRC sono riportate in Tab 1

Fig 1: Preparazione - Fasi della preparazione della soluzione acquosa



Tab 1: MRC

Tipo di MRC	soluzione liquida acquosa
Matrice e radionuclidi	sorgente liquida in soluzione acquosa tracciata con una miscela di radionuclidi emettitori gamma (energia tra 40 keV e 2000 keV) e Sr-90
Volume totale	50 L
Densità	circa 1 g/cm ³
Composizione chimica del MRC	soluzione acquosa in ambiente acido HCl 1÷4 M + 25 µg/g di alcuni elementi trascinatori inattivi (<i>carrier</i>) sotto forma di cloruri
Altri elementi presenti	tracce di elementi stabili usati come trascinatori (<i>carrier</i>)
Misurando	concentrazione di attività di radionuclidi gamma-emettitori e dello Sr-90
Aliquota di MRC consegnata a ciascun <i>Partecipante</i>	1 L
Concentrazione di attività per radionuclide	nell'intervallo 0,2 – 2 Bq/L
Intervallo di energia considerato	40 keV – 2000 keV
Confezionamento	contenitore in PET con tappo a vite e doppia busta sigillata, in contenitore di cartone con assorbitore d'urto

Caratteristiche del Materiale di Riferimento Certificato (MRC)

Aliquote, del volume di circa 1 litro della sorgente campione, costituente il Materiale di Riferimento Certificato (MRC), sono state prelevate, predisposte in opportuni contenitori in PET con tappo a vite e doppia busta sigillata, quindi in contenitori di cartone con assorbitore d'urto. Esse sono state poi distribuite a ciascun partecipante. La sorgente campione per la prova valutativa interlaboratorio è costituita da una soluzione liquida acquosa con densità prossima a quella dell'acqua, tracciata con una miscela di radionuclidi alfa-beta-gamma emettitori, inoltre la sua omogeneità viene accuratamente controllata mediante misure a campione, effettuate su contenitori appositamente preparati.

Fig 2: Operazioni



Valutazione delle masse con bilancia di precisione

Fig 3 Carrier



Aggiunta dei carrier alla soluzione acida

Metodi di misura e relativi dettagli sperimentali per lo svolgimento delle misurazioni sull'MRC (volume di soluzione utilizzata, geometria di misura, metodo radiochimico utilizzato per lo Sr-90, ecc.) sono a discrezione del partecipante che è stato invitato a fornire, quando è possibile, evidenze sulla riferibilità del proprio sistema di misura con il quale si sono svolte le misurazioni oggetto dell'ILC.

Al partecipante sono state raccomandate le seguenti indicazioni per eseguire tutte le fasi del lavoro:

- a) mantenere il MRC sempre in contenitori chiusi ermeticamente e ridurre al minimo, durante le operazioni di travaso, le esposizioni del MRC all'aria per evitarne l'evaporazione incontrollata;
- b) detenere il MRC in ambienti idonei e smaltire correttamente i residui solidi delle sorgenti preparate per il conteggio dello Sr-90.

Inoltre sono state fornite le seguenti precauzioni da adottare per eseguire la misura:

- controllo preventivo e visivo di buono stato dei materiali/strumenti ricevuti;
- assicurazione che nel laboratorio di misura non ci siano fonti radioattive diverse dal campione da misurare;
- assicurazione di aver posizionato bene il campione da misurare secondo la geometria di misura del Partecipante
- esecuzione della misura secondo diverse letture ripetute a tempi diversi;
- registrazione dei dati sulla Scheda Risultati nel sito web <https://ilc-2022.enea.it>

Fig 4 Preparativa



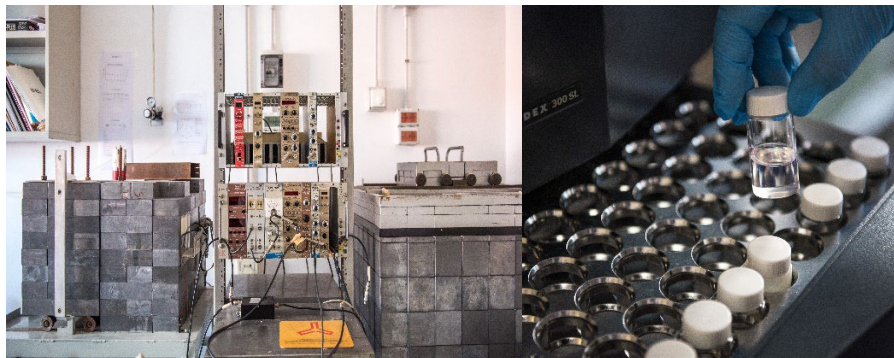
Preparazione dei campioni

VALORI DI RIFERIMENTO E INCERTEZZE

I valori di riferimento utilizzati sono stati determinati dall'INMRI sulla base dei campioni nazionali primari e secondari sviluppati e mantenuti dall'INMRI stesso. Tali campioni sono stati confrontati con analoghi campioni sviluppati da altri Istituti Metrologici Nazionali nell'ambito dell'accordo CIPM-MRA e pertanto sono equivalenti. L'incertezza estesa ($k=2$) del valore di riferimento del misurando deriva dal contributo di diverse fonti. Tali fonti sono associate sia ai metodi con cui si realizza presso l'INMRI il campione della grandezza relativa al misurando, sia ai metodi di successiva disseminazione del campione. L'incertezza estesa ($k=2$) del valore del misurando, fornito dal partecipante, sarà anch'essa risultante dalla combinazione di diverse fonti che dovranno essere valutate e riportate dal partecipante unitamente alla indicazione del metodo di valutazione utilizzato (tipo A o B).

La riferibilità metrologica del MRC utilizzato nell'ILC n°1 è ai campioni primari di attività di tali radionuclidi mantenuti presso l'INMRI. Il MRC è stato preparato per diluizione gravimetrica, fino al volume finale di circa 50 L, di una sorgente liquida acquosa tarata con i sistemi campione dell'INMRI. L'omogeneità del MRC è stata accuratamente controllata a livello di volume di 0,5 L. Le incertezze dei valori di riferimento saranno nell'intervallo 2-6) $k=2$ in funzione del radionuclide e del livello di omogeneità del MRC.

Fig 5 Controlli - Strumentazione per controlli di omogeneità dei campioni



ANALISI DEI RISULTATI

Le misure da parte dei partecipanti all'ILC N°1 sono attualmente in corso. Essi stanno determinando, utilizzando la tecnica ritenuta più adeguata, la concentrazione di attività dei nuclidi rivelati nella sorgente campione liquida acquosa e la concentrazione di attività di Sr-90. Ogni partecipante è tenuto a comunicare nella Scheda Risultati sul sito <https://ilc-2022.enea.it> i seguenti dati:

- la data di inizio e fine dei lavori
- la data e l'ora di riferimento delle misurazioni;
- i valori delle letture e delle misure effettuate di concentrazione di attività (Ac) in Bq/kg di ogni nuclide γ emettitore;
- la concentrazione β e la concentrazione α totali e la concentrazione di attività dello Sr-90 in [Bq/kg], comprese le rispettive Riproducibilità [%] e Ripetibilità [%]
- la concentrazione di attività dello stronzio 90 con Ac [Bq/kg], comprese le rispettive Riproducibilità [%] e Ripetibilità [%]
- le incertezze estese (fattore di copertura $k=2$) associate a ogni nuclide U (Ac)% e la M.C.R. [Bq/kg]

L'analisi dei risultati sarà basata sul confronto dei valori dei misurandi forniti da ciascun Partecipante con i valori di riferimento degli stessi misurandi forniti dall'INMRI. Gli scarti ottenuti saranno analizzati con riferimento alle incertezze riportate dal Partecipante e quelle dichiarate dall'INMRI. I risultati del confronto saranno analizzati in termini di indicatori comunemente adoperati in prove valutative e confronti interlaboratorio [ISO, 2016].

Tra essi:

- 1) lo scarto, inteso come differenza percentuale tra i valori del misurando forniti dal Partecipante (M), e quelli di riferimento forniti dall'INMRI (M_{rif})

$$R = \frac{M - M_{rif}}{M_{rif}} \times 100$$

- 2) l'errore normalizzato E_n .

$$E_n = \frac{M - M_{rif}}{\sqrt{U^2 + U_{rif}^2 - 2U_{cp}^2}}$$

dove U è l'incertezza estesa (fattore di copertura $k=2$) associata al valore di M come dichiarato dal partecipante, U_{rif} è l'incertezza estesa ($k=2$) associata al valore di M_{rif} stimata dall'INMRI e U_{cp} è l'eventuale componente di incertezza ($k=2$) comune al partecipante e all'INMRI, in quanto associata al Campione Nazionale utilizzato come origine della catena di riferibilità per le misurazioni o ad altri dati comuni (esempio dati nucleari). Entro due mesi dall'invio dei risultati ciascun Partecipante riceve, in forma riservata, i risultati relativi alle proprie misurazioni.

Fig 6: Flaconi sigillati



Fasi finali della preparazione dei campioni

CONCLUSIONI

Tutti i risultati saranno pubblicati in un rapporto di consuntivo dal quale sarà possibile dedurre, per la specifica tipologia di misurazione considerata, il livello di affidabilità dei diversi laboratori e della rete nel suo complesso. Ciascun Partecipante sarà identificato solo con il proprio "Codice Riservato". Non si prevede l'emissione di Certificazione bensì di rapporti tecnici di consuntivo. I risultati saranno presentati in una riunione aperta a tutti i partecipanti. A conclusione del programma di confronti i risultati saranno pubblicati in un rapporto tecnico conclusivo dal quale sarà possibile dedurre, per le specifiche tipologie di misurazione considerate, il livello di affidabilità diffuso sul territorio.

Bibliografia

[DLGS, 2020] *Decreto Legislativo 31 luglio 2020*, n. 101, Attuazione della direttiva 2013/59/Euratom, che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti, GU Serie Generale n.201 del 12- 08-2020 - Suppl. Ordinario n. 29, 2020.

[EURATOM, 2013] *Direttiva 2013/59/EURATOM del Consiglio del 5 dicembre 2013*, "Norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti", 2013.

[GU, 2005] *Gazzetta Ufficiale della Repubblica Italiana, Parte Prima, Anno 146°*, No. 168, 21 luglio 2005, D. Min. 30 marzo 2005, *Approvazione e pubblicazione del I supplemento alla XI edizione della Farmacopea ufficiale della Repubblica italiana*.

[IAEA, 2006] *International Atomic Energy Agency*, "Absorbed Dose Determination in External Beam Radiotherapy: An International code of Practice for Dosimetry based on Standards of Absorbed Dose to Water", Technical Report Series No. 398, IAEA, Vienna, 2006.

[IAEA, 2017] International Atomic Energy Agency, *“Dosimetry of Small Static Fields Used in External Beam Radiotherapy”*, Technical Reports Series No. 483, IAEA, Vienna, 2017.

[ISO, 1996] International Organization for Standardization, ISO 4037-1:1996, *“X and gamma reference radiation for calibrating doseimeters and doserate meters and for determining their response as a function of photon energy. Part 1: Radiation characteristics and production methods”*, 1996.

[ISO, 2010] International Organization for Standardization and International Electrotechnical Commission, ISO/IEC 17043:2010, *“Conformity assessment - General requirements for proficiency testing”*, Online: <https://www.iso.org/standard/29366.html>.

[ISO, 2016] International Organization for Standardization, ISO 13528:2016, *“Statistical methods for use in proficiency testing by interlaboratory comparison”*, 2016.

[ISO, 2016a] International Organization for Standardization, ISO 7503-1:2016, *“Measurement of radioactivity — Measurement and evaluation of surface contamination — Part 1: General principles”*, 2016.

[ISO, 2016b] International Organization for Standardization, ISO 7503-3:2016, *“Measurement of radioactivity — Measurement and evaluation of surface contamination — Part 3: Apparatus calibration”*, 2016.

[ISO, 2020] International Organization for Standardization, ISO 8769:2020, *“Measurement of radioactivity — Alpha-, beta- and photon emitting radionuclides — Reference measurement standard specifications for the calibration of surface contamination monitors”*, 2020.

[McEwen, 2014] McEwen M R, DeWerd L A, Ibbott G S, Followill D S, Rogers D W O, Seltzer S M, Seuntjens J P., *“Addendum to the AAPM’s TG-51 protocol for clinical reference dosimetry of high-energy photon beams”*, Med. Phys. 2014; 41: 041501 (20pp).

[UNI, 2010] UNI, Norma Europea UNI CEI EB ISO/IEC 17043, *“Valutazione della conformità – Requisiti generali per prove valutative interlaboratorio”*, 2010.

[UNI ISO, 2018] UNI ISO 14146:2018: *“Protezione dalle radiazioni - Criteri e curve limite di riferimento di prestazione per la verifica periodica di servizi di dosimetria”*, 2018

[UNI ISO, 2021-1] UNI EN ISO 4037-1:2021 *“Radiazioni X e gamma di riferimento per la taratura dei dosimetri e dei rateometri e per la determinazione della loro risposta in funzione dell'energia dei fotoni - Parte 1: Caratteristiche e metodi di produzione della radiazione”*, 2021.

[UNI ISO, 2021-3] UNI EN ISO 4037-3:2021 *“Radiazioni X e gamma di riferimento per la taratura dei dosimetri e dei rateometri e per la determinazione della loro risposta in funzione dell'energia dei fotoni - Parte 3: Taratura dei dosimetri ambientali e individuali e misurazione della loro risposta in funzione dell'energia e dell'angolo d'incidenza”*, 2021.

[ISO, 2020a] International Organization for Standardization, ISO 12749-1:2020, Nuclear energy — Vocabulary — Part 1: General terminology, 2020.

Confronto interlaboratorio di misure di concentrazione di attività di radon (Rn222) in aria con rivelatori attivi presso il centro ENEA-INMRI Casaccia

Luigi Rinaldi¹, Marco Capogni¹ e Francesco Cardellini¹

¹Istituto Nazionale di Metrologia delle Radiazioni ionizzanti (INMRI)-ENEA C.R. Casaccia via Anguillarese 301, 00123 Roma
luigi.rinaldi@enea.it

Riassunto

L'Istituto Nazionale di Metrologia delle Radiazioni Ionizzanti dell'ENEA (INMRI-ENEA), ha organizzato un Programma nazionale per la promozione dell'affidabilità delle misure di radiazioni ionizzanti basato su Confronti Interlaboratorio (ILC). Il Programma è finanziato dal Ministero dello Sviluppo Economico (MiSE) nell'ambito delle iniziative e studi in materia di controlli sugli strumenti di misura, in contesti di particolare rilevanza per i consumatori con risvolti per la salute e la sicurezza.

In particolare, l'ILC3 è rivolto a misurazioni di concentrazione di attività di radon (Rn-222) in aria di interesse prevalentemente (ma non solo) ambientale mediante monitori elettronici di radon in aria che possono memorizzare le concentrazioni medie di radon ad intervalli di tempo regolari (ora o frazioni di ora). I livelli di concentrazione di attività rientrano nel campo di applicazione delle tecniche di monitoraggio ambientale.

INTRODUZIONE

La legislazione nazionale, anche in recepimento di indicazioni europee, prevede limiti alle concentrazioni di attività del radon nelle abitazioni e nei posti di lavoro e ne prescrive il controllo; pertanto, molti laboratori si sono impegnati nelle misure di radon. L'Istituto Nazionale di Metrologia delle Radiazioni Ionizzanti dell'ENEA (INMRI-ENEA), ha organizzato un Programma nazionale per la promozione dell'affidabilità delle misure di radiazioni ionizzanti basato su Confronti Interlaboratorio (ILC). Il Programma è finanziato dal Ministero dello Sviluppo Economico (MiSE) nell'ambito delle iniziative e studi in materia di controlli sugli strumenti di misura, in contesti di particolare rilevanza per i consumatori con risvolti per la salute e la sicurezza.

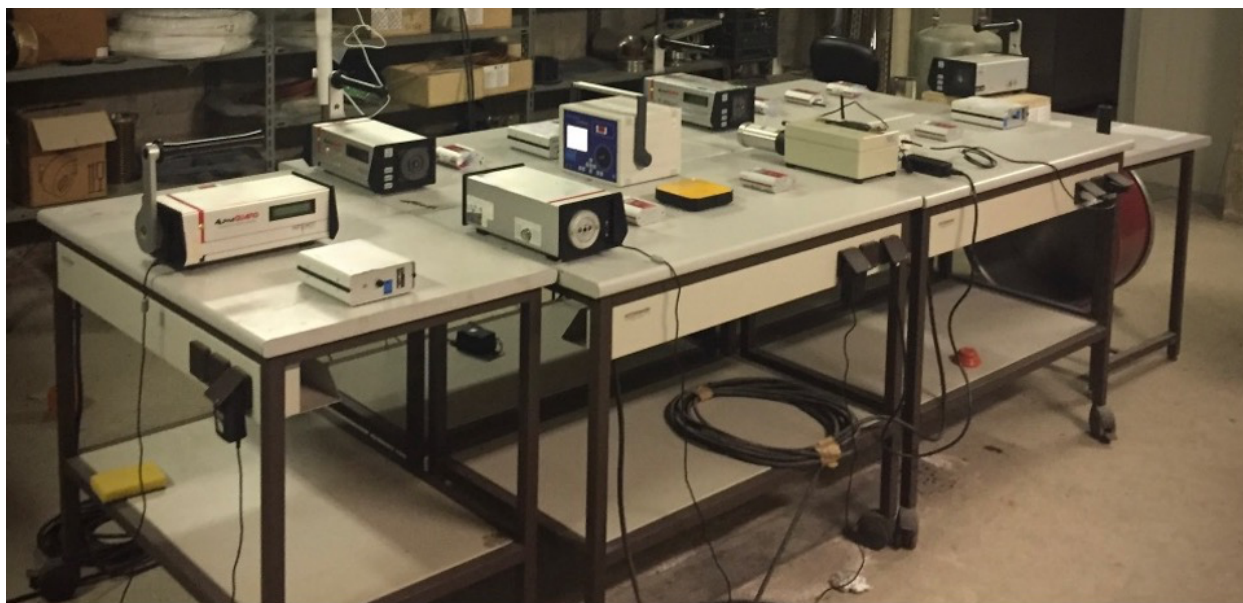
Questa esercitazione vuole contribuire alla affidabilità di tali misure, offrendo agli operatori del settore la possibilità di effettuare misure di radon in condizioni controllate e verificarne il funzionamento e la validità della taratura. Tale esigenza è particolarmente pressante per nuovi monitori di piccole dimensioni e costi contenuti, che non sempre sono adeguatamente tarati. Il presente interconfronto per misure di radon in aria è stato aperto a tutti gli operatori nazionali, sia pubblici che privati, attivi nel campo delle misure di radon. L'esercitazione ha riguardato solo gli strumenti di misura in grado di registrare l'andamento temporale delle concentrazioni di radon, mentre sono stati esclusi i dispositivi ad integrazione quali dosimetri a tracce nucleari ed elettretici. L'esercitazione si è svolta nella sala radon praticabile dell'Istituto Nazionale di Metrologia delle Radiazioni Ionizzanti (INMRI) in condizioni più simili a quel che normalmente si riscontrano nelle abitazioni e nei luoghi di lavoro. Il presente interconfronto per misure di radon in aria è stato aperto a tutti gli operatori nazionali, sia pubblici che privati, attivi nel campo delle misure di radon.

MATERIALI E METODI

L'esercitazione ha riguardato solo gli strumenti di misura in grado di registrare l'andamento temporale delle concentrazioni di radon, mentre sono stati esclusi i dispositivi ad integrazione quali dosimetri a tracce nucleari ed elettretici. L'esercitazione si è svolta nella sala radon praticabile

dell'Istituto Nazionale di Metrologia delle Radiazioni Ionizzanti (INMRI), un ampio locale del volume di circa 150 metri cubi. Il radon proviene dal basamento del locale che, in fase di costruzione, è stato riempito di lapillo vulcanico naturalmente ricco di radio- 226. La diffusione del radon dal basamento al volume della sala radon praticabile è agevolata dal fatto che il locale è in leggera depressione rispetto all'ambiente esterno. Le concentrazioni di radon all'interno del locale possono essere regolate aprendo e chiudendo apposite saracinesche nell'impianto di aereazione della camera stessa; tuttavia, la concentrazione di radon resta in parte soggetta alle condizioni climatiche esterne e non è sempre costante nel tempo anche se si fissa la posizione delle saracinesche dell'impianto di aereazione. Queste circostanze, però, non sono uno svantaggio, anzi rendono il test più simile a quanto succede effettivamente negli ambienti di lavoro e nelle abitazioni dove si possono verificare repentine variazioni di concentrazione del radon in seguito all'apertura di porte o finestre o di variazioni delle condizioni atmosferiche esterne. Gli strumenti dei partecipanti sono stati collocati su un ampio ripiano di circa 330 cm x 120 cm, ai due estremi del ripiano sono collocati due strumenti di riferimento di INMRI ENEA, fig. 1. Le posizioni di ogni strumento nel ripiano sono state registrate.

Figura 1



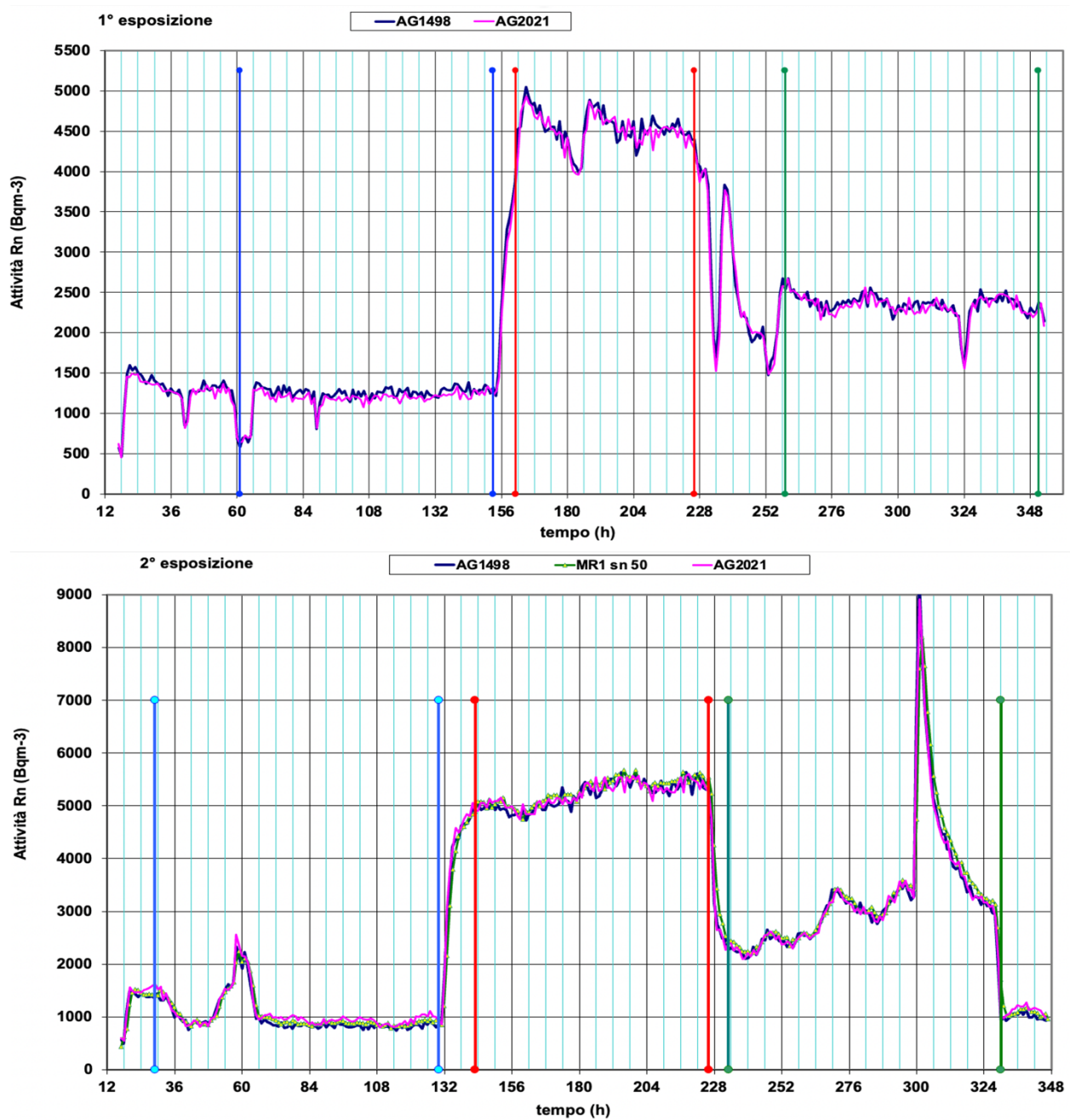
Disposizione degli strumenti in Sala Radon Praticabile durante il primo ciclo di misure.

Si sono effettuati due cicli di misure, uno a giugno ed uno a luglio 2022, in cui hanno partecipato laboratori diversi.

RISULTATI

La prima esposizione ha una durata complessiva di 290 ore mentre la seconda esposizione ha una durata di 301 ore. Durante ogni esposizione si fa variare la concentrazione di radon all'interno della sala radon praticabile in modo da ottenere tre valori diversi di concentrazione di attività, fig. 2.

Figura 2



Concentrazioni di radon misurate dagli strumenti di riferimento e limiti dei tre intervalli temporali sui quali sono state calcolate le concentrazioni di attività medie.

Dato che gli strumenti di riferimento hanno evidenziato un'omogeneità della distribuzione di radon nella sala, si può fare una media dei valori misurati dagli strumenti di riferimento, i risultati ottenuti sono riportati in tabella (tab. 1).

Tabella 1 – Media dei valori misurati dagli strumenti di riferimento con le relative incertezze

	Prima esposizione	Seconda esposizione
Primo intervallo	$(1208 \pm 110)Bq/m^3$	$(1039 \pm 82)Bq/m^3$
Secondo intervallo	$(4524 \pm 270)Bq/m^3$	$(5239 \pm 88)Bq/m^3$
Terzo Intervallo	$(2337 \pm 116)Bq/m^3$	$(3276 \pm 104)Bq/m^3$
Esposizione totale	$(726 \pm 30)kBq h/m^3$	$(929 \pm 20)kBq h/m^3$

Le incertezze riportate sono espresse con un fattore di copertura $k=2$.

L'analisi dei risultati delle due esposizioni forniti dai partecipanti è stata effettuata calcolando l'errore normalizzato E_n [ISO, 2015]. E_n è un indicatore statistico usato per confrontare risultati delle prove valutative in cui è inclusa l'incertezza nel risultato della misurazione. E_n è dato dalla seguente equazione:

$$E_n = \frac{E_i - E_{Ri}}{\sqrt{U(E_i)^2 + U(E_{Ri})^2}} \quad (1)$$

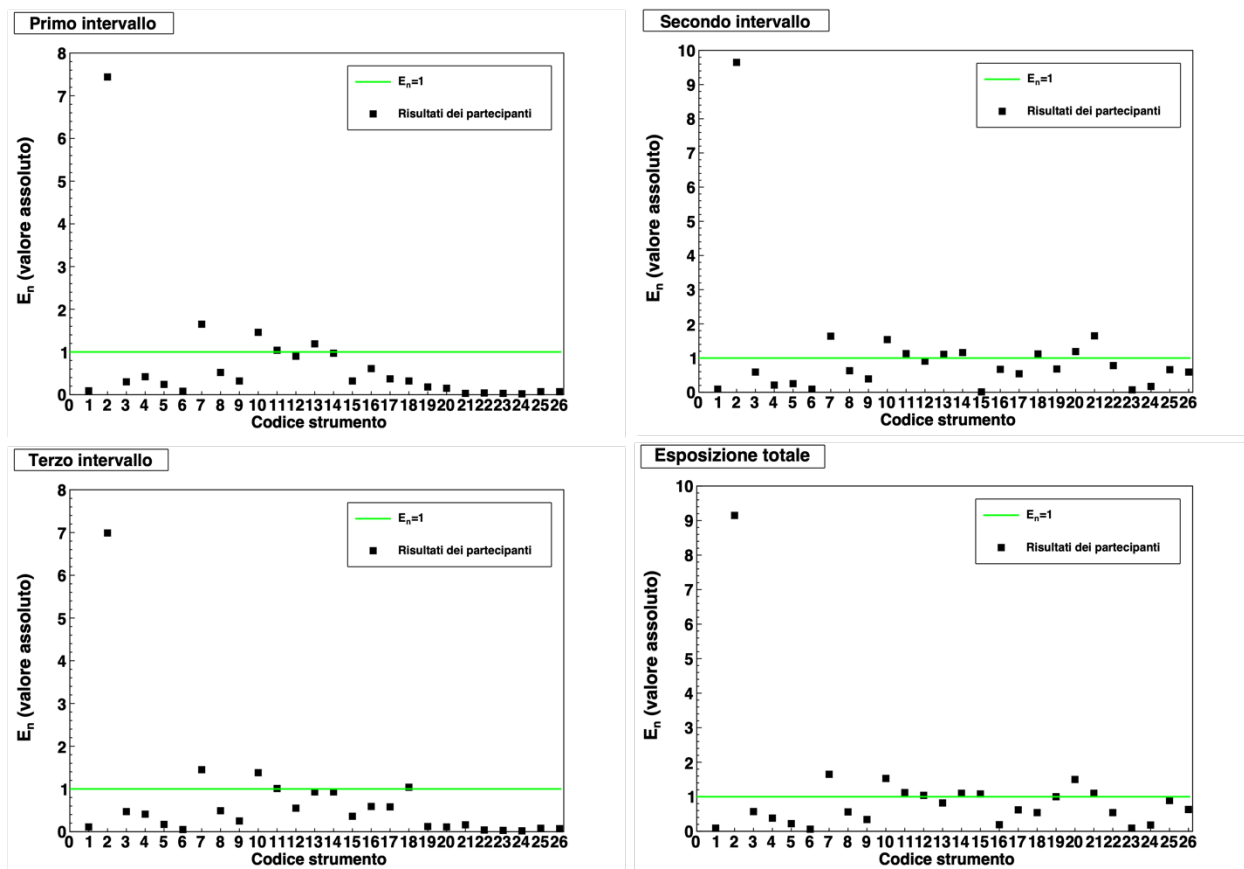
dove E_i è il risultato fornito dal partecipante e $U(E_i)$ la sua incertezza estesa, E_{Ri} è il valore di riferimento e $U(E_{Ri})$ la sua incertezza estesa. I risultati sono soddisfacenti se il valore di E_n è compreso tra -1 e 1.

In fig. 3 sono mostrati i valori di E_n ottenuti per i tre intervalli e per l'esposizione totale. Si può osservare che nelle misure effettuate sul primo e sul terzo intervallo il 19% dei partecipanti presenta un valore di E_n in modulo maggiore di 1, ad eccezione dello strumento col codice numero 2, gli altri monitori non sono mai stati tarati e questo spiega perché il valore di E_n è maggiore di 1. Nel secondo intervallo e per l'esposizione totale questa percentuale sale al 35%, alla percentuale degli strumenti mai tarati se ne aggiungono altri, tutti monitori in questione, ad eccezione del numero 2, hanno in comune il fatto che sono dei nuovi monitori di piccole dimensioni che da poco tempo sono presenti sul mercato.

Conclusioni

I risultati ottenuti dal confronto interlaboratorio hanno evidenziato che una percentuale che va dal 65% al 81% degli operatori del settore presenti nel Paese sono in grado di misurare in maniera adeguata le concentrazioni di attività radon in aria con i rivelatori attivi e che la restante parte commette degli errori a causa di nuovi monitori di piccole dimensioni che non sono mai stati tarati o che non riescono a misurare un valore corretto se la concentrazione di attività di radon diventa troppo elevata. La percentuale degli operatori che ha superato il confronto sale a oltre il 99% se si prendono in considerazione solo i monitori attivi a camera a ionizzazione o a cella di Lucas che presentano un volume attivo grande rispetto a quello dei nuovi dispositivi. Dunque, questi dati mostrano come sia necessario effettuare la taratura dei nuovi monitori di piccole dimensioni da poco presenti sul mercato e come questi falliscano la misura delle concentrazioni di radon soprattutto per alti valori della concentrazione di radon in aria e la necessità di continuare a sviluppare tecniche che permettano a questi nuovi monitori di poter misurare alte concentrazioni di attività in maniera adeguata.

Figura 3



Valore assoluto di E_n per i tre intervalli e per l'esposizione totale.

Bibliografia

[ISO, 2015] ISO 13528:2015 (010248); *Statistical Methods for Use in Proficiency Testing by Interlaboratory Comparison*. ISO: Geneva, Switzerland, 2015.

Taratura di cinque spettrometri alfa (AirThings Corentium Pro) con rivelatori a stato solido del tipo fotodiodi al silicio e stesura di un'istruzione operativa per l'utilizzo degli strumenti nella pratica analitica.

Anna Maria Sotgiu¹, Monica Buchetti¹, Francesco Cardellini²

¹ISIN Via Capitan Bavastro 116 00154 Roma

²ENEA Centro Ricerche Casaccia Via Anguillarese 301 00123 Santa Maria di Galeria (Roma)

annamaria.sotgiu@isinucleare.it

Riassunto

La misurazione del radon in ambiente confinato può essere effettuata con strumentazione portatile che utilizza fotodiodi al silicio. Il ricorso a questi strumenti risulta vantaggioso grazie al ridotto ingombro, ai costi contenuti, alla facilità d'uso ed all'autonomia di funzionamento. L'ispettorato nazionale per la sicurezza nucleare e la radioprotezione (ISIN) dispone di 5 spettrometri alfa con rivelatori a fotodiode che trovano utilizzo nelle misure del gas radon in aria. Scopo del lavoro è stato effettuare una procedura di taratura degli strumenti presso le due camere radon dell'INMRI ENEA Casaccia ed in secondo luogo scrivere un'istruzione operativa per il loro utilizzo nella pratica analitica.

INTRODUZIONE:

La misurazione del radon in aria può essere effettuata con rivelatori a stato solido basati su sensori al silicio che utilizzano la spettrometria alfa. È disponibile sul mercato un sensore costituito da una camera a diffusione passiva che conteggia, per mezzo di un fotodiode localizzato al suo interno, l'ammontare delle cariche prodotte in un mezzo semiconduttore (silicio) dalla ionizzazione dovuta a particelle alfa del radon e dei suoi prodotti di decadimento. Lo strumento denominato Corentium Pro utilizza 4 rivelatori al silicio (1 rivelatore in ogni camera) e registra i conteggi come una media su base oraria. Il dispositivo misura la concentrazione del radon e relativa incertezza espresse in Becquerel/m³ e fornisce anche la misura della esposizione espressa in ora*Becquerel/m³ e relativa incertezza oltreché i dati di temperatura dell'aria (gradi Celsius), umidità relativa (%RH), pressione (mbar) e angolo di Zenith (°). ISIN dispone di 5 strumenti Corentium Pro che sono stati sottoposti ad una procedura di taratura in occasione di una convenzione fra ISIN ed ENEA stipulata nel 2020. Nell'ambito del mantenimento della certificazione in qualità, secondo la ISO 9001 del 2015, è buona norma la stesura di istruzioni operative per l'utilizzo in sicurezza degli strumenti compresi i Corentium Pro. Lo scopo del lavoro è stato effettuare una procedura di taratura di 5 strumenti Corentium Pro che garantisce la riferibilità delle misure, presso le due camere radon dell'Istituto Nazionale per la Metrologia delle Radiazioni Ionizzanti INMRI, ENEA C.R. Casaccia ed in secondo luogo scrivere un'istruzione operativa per il loro utilizzo nella pratica analitica.

MATERIALI:

Rivelatori a stato solido: 5 Spettrometri alpha Corentium Pro Airthings;
Strumenti di riferimento ENEA: di seguito indicati come Riferimento AG 1498 INMRI Alphaguard, Radon Mapper sn e Radon Mapper sn 149 cls 143 INMRI.
Sorgenti di radon INMRI: Pylon-A 394; Radon ambientale.
Sensori ambientali di temperatura (range: -40 +125°C), pressione atmosferica (range: 750-1100 hPa) ed umidità relativa (range: 0-100 %) integrati negli strumenti di riferimento.

ESPERIMENTI:

La procedura di taratura degli spettrometri alfa è stata effettuata con diversi esperimenti nelle camere radon dell'INMRI-ENEA.

Nel primo esperimento, l'esposizione dei cinque strumenti, identificata con il numero 986, è stata realizzata a concentrazione di radon costante, all'interno della camera radon con un volume di un metro cubo. La Tabella 1 riporta le condizioni sperimentali dell'esposizione.

Tabella 1 - Esposizione n. 986 (fonte Certificato ENEA N. 862/ARN)

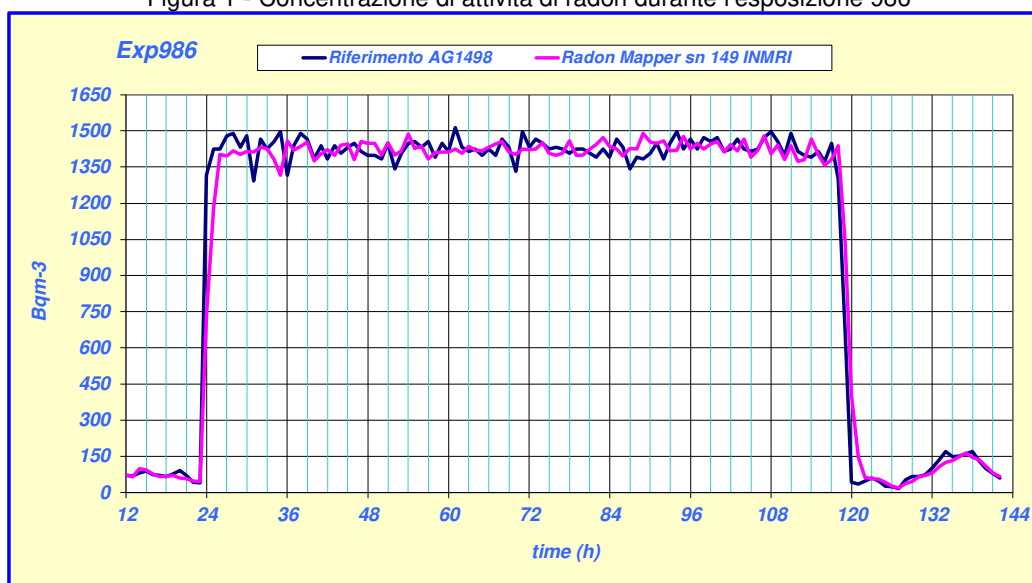
CONDIZIONI SPERIMENTALI	
I dati di attività di radon e dei parametri ambientali riportati sono relativi al seguente periodo	Da 16 07 2021 10:50 a 20 07 2021 10:00 per complessive 90 ore
Concentrazione di attività (Bq m ⁻³)	1425±42
Incertezza sul valore della concentrazione di attività (k=1)	2%
Esposizione (kBq h m ⁻³)	136
Incertezza sul valore della esposizione (k=1)	2%
Temperatura dell'aria (°C)	23,4 ± 0,04*
Pressione atmosferica (hPa)	992 ± 1,9*
Umidità relativa (%)	63 ± 0,7*

*Scarto tipo della serie di misure

Esposizione n. 986 (fonte Certificato ENEA N. 862/ARN)

Le letture dello strumento di riferimento AG 1498 INMRI, espresse in Becquerel / metro cubo, sono state corrette sottraendo il bianco (background) del monitore e moltiplicando per il fattore di taratura. Il segnale di riferimento della concentrazione di attività di radon espressa in Becquerel / metro cubo è stato misurato dal 16/07/2021 ore 17:00 al 20/07/2021 ore 10:00 (fig. 1) in un intervallo di tempo di 74 ore.

Figura 1 - Concentrazione di attività di radon durante l'esposizione 986



I valori di concentrazione di radon e dei parametri ambientali sono presi tra ora 28 ed ora 118 nella scala dei tempi dell'asse delle ascisse (Grafico: Cardellini F).

Nello stesso intervallo di tempo, le letture dello strumento di riferimento Radon mapper sn149 INMRI, sono state espresse in conteggi per minuto (CPM) e corrette per sottrazione del bianco del monitor in Becquerel / metro cubo e moltiplicate per il relativo fattore di taratura. I risultati della concentrazione nell'intervallo di taratura considerato sono riassunti nelle Tabelle 2 e 3.

Tabella 2 - Valori del Riferimento AG1498 INMRI

Riferimento AG1498 INMRI			
Intervallo di taratura: Dal 16 07 2021 ore 17:00 al 20 07 2021 ore 10:00			
	Letture di AG1498 (Bq m-3)	Correzione letture per bianco e fattore taratura	Riferimento (Bq m-3)
Media	1394	1346	1426
Deviazione standard	41	46	42
CV %	3%	3,4%	3%
Valore minimo	1264	1214	1293
Valore massimo	1480	1439	1514

Tabella 3 - Valori del Riferimento Radon Mapper sn 149 INMRI

Riferimento Radon mapper sn 149 INMRI			
Intervallo di taratura: Dal 16 07 2021 ore 17:00 al 20 07 2021 ore 10:00			
	Letture di sn149 (CPM)	Correzione letture per bianco e fattore taratura	Riferimento (Bq m-3)
Media	57	54	1424
Deviazione standard	1	1	30
CV %	2%	2,4%	2,1%
Valore minimo	53	49	1316
Valore massimo	59	57	1490

I valori di riferimento sono calcolati dalla media aritmetica dei due strumenti come indicato nella Tabella 4.

Tabella 4 - Media dei fattori di taratura strumentale

	Fattore di taratura*	Media aritmetica	Differenza Δ
Riferimento AG 1498 INMRI	25,726	25,733	-0,05%
Radon mapper sn 149 INMRI	25,740		

*Il fattore di taratura è calcolato dal rapporto degli strumenti di riferimento in Bq m-3/CPM con sottrazione del fondo strumentale

Nel secondo esperimento, l'esposizione identificata con il numero 1004 parte A e parte B, è stata realizzata a concentrazione di radon variabile all'interno della camera radon praticabile da 150 metri cubi dell'INMRI ENEA. Le Tabelle 5 e 6 riportano le condizioni sperimentali dell'esposizioni.

Tabella 5 - Esposizione n. 1004 parte A (fonte Certificato ENEA N. 862/ARN)

CONDIZIONI SPERIMENTALI	
Parte A	
I dati di attività di radon e dei parametri ambientali riportati sono relativi al seguente periodo	Da 26 10 2021 19:00 a 28 10 2021 10:00 per complessive 39 ore
Concentrazione di attività (Bq m-3)	Media 4342; minima 1870; massima 4850.
Incertezza sul valore della concentrazione di attività (k=1)	2,5%
Esposizione (kBq h m-3)	169
Incertezza sul valore della esposizione (k=1)	2,5%
Temperatura dell'aria (°C)	21 ± 0,2*
Pressione atmosferica (hPa)	1005 ± 0,6*
Umidità relativa (%)	60 ± 1*

*Scarto tipo della serie di misure

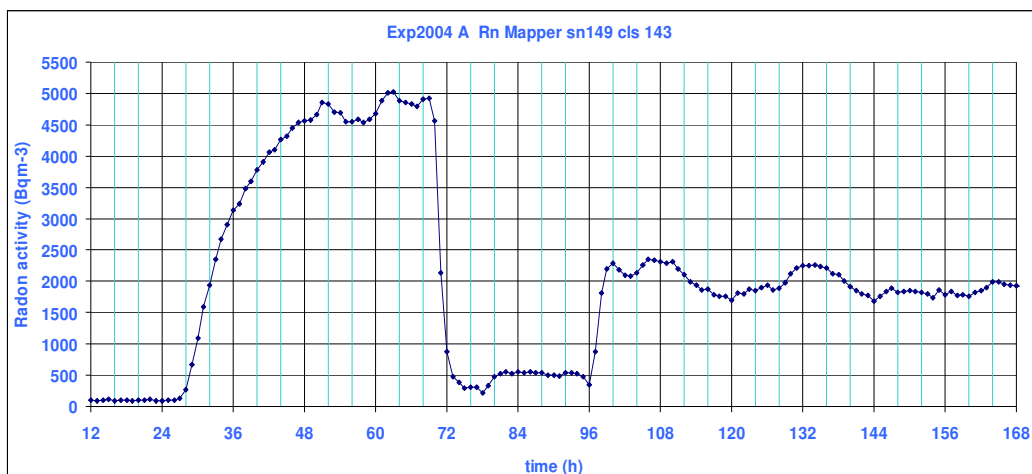
Tabella 6 - Esposizione n. 1004 parte B (fonte Certificato ENEA N. 863/ARN)

CONDIZIONI SPERIMENTALI	
Parte B	
Periodo delle misurazioni	Da 28 10 2021 a 01 11 2021
Concentrazione di attività di riferimento (Bq m-3)	Media 1629; minima 220; massima 2400
Temperatura dell'aria (°C)	19 ± 0,4*
Pressione atmosferica (hPa)	1000 ± 0,3*
Umidità relativa (%)	60 ± 4*

*Scarto tipo della serie di misure

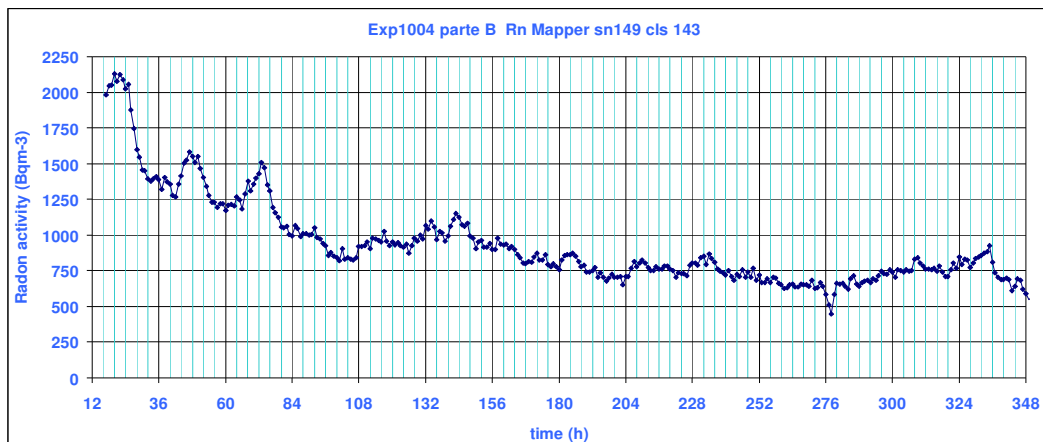
Il segnale di riferimento della concentrazione di attività di radon espressa in Becquerel / metro cubo è stato misurato dal 25/10/2021 ore 19:00 al 01/11/2021 ore 17:00, periodo in cui c'era ancora l'ora legale (fig. 2).

Figura 2 - Concentrazione di radon nell'esposizione 1004 parte A (Grafico: Cardellini F).



La misurazione è proseguita dal 01/11/2021 ore 17:00 fino a 15/11//2021 ore 16:00. In questo periodo è tornata l'ora solare (fig. 3).

Figura 3 - Concentrazione di radon nell'esposizione 1004 parte B (Grafico: Cardellini F).



In modo analogo all'esposizione 986, le letture dello strumento di riferimento Rn Mapper sn 149 cls 143 dell'esposizione 1004 sono state espresse in conteggi per minuto (CPM), corrette per sottrazione del bianco del monitor in CPM e moltiplicate per il relativo fattore di taratura. L'indicazione di bianco strumentale è stata valutata trascurabile sottoponendo gli strumenti a 18 ore di misure a concentrazioni di radon medie di 50 ± 6 Bq/m³.

RISULTATI:

I risultati della taratura dei cinque dispositivi sono differenti in funzione della camera radon utilizzata (camera radon a concentrazione costante vs camera radon a concentrazione variabile). Il fattore di taratura e la relativa incertezza di ogni dispositivo di misura è stato calcolato con la formula canonica: $FT = Cr / (L - B)$ dove Cr è la concentrazione di attività di riferimento espressa in Becquerel / metro cubo nel periodo di tempo considerato, L è la lettura dello strumento da tarare (nel medesimo intervallo di tempo) e B è l'indicazione di bianco dello strumento (il suo fondo strumentale).

Sono indicati nella tabella 7 i fattori di taratura e le relative incertezze per l'esposizione nella camera radon da un metro cubo a concentrazione costante.

Tabella 7 - Esposizione di riferimento Esperimento 986

Exp. N° 986		
Vedi Certificato di taratura N. 862/ARN	Riferimento [Bq m-3] ± incertezza [Bq m-3] (1u)	Periodo delle misurazioni
Concentrazione di attività	1425 ± 42	da 16/07/2021 ore 16,00
	Riferimento [kBqhm-3] ± incertezza [kBqh m-3] (1u)	a 20/07/2021 ore 10,00
Esposizione	136 ± 3	90 ore

La tabella 8 indica i fattori di taratura calcolati per gli strumenti dell'esperimento 986.

Tabella 8 – Fattori di taratura strumentale dell'Esperimento 986

Rivelatore	Periodo misurazioni*	Concentrazione attività media (Bq m-3)	Incertezza (Bq m-3)	Fattore di taratura	Incertezza (1u)
Sn 700001037	Da 16 07 2021 14:11 a 20 07 2021 08:11	1411	98	1,010	0,020
Sn 700001060	Da 16 07 2021 13:50 a 20 07 2021 07:50	1329	160	1,073	0,021
Sn 700001067	Da 16 07 2021 14:21 a 20 07 2021 08:21	1130	101	1,262	0,025
Sn 700001078	Da 16 07 2021 14:24 a 20 07 2021 08:24	1057	126	1,348	0,027
Sn 700001042	Da 16 07 2021 14:24 a 20 07 2021 08:24	1192	117	1,195	0,024

*Giorno e tempo UTC

Le Figure 4 e 5 indicano il grafico delle esposizioni degli strumenti Corentium Pro 1037,1042, 1060 e 1067 nell'Esperimento 986.

Figura 4 - Esposizioni Corentium Pro 1037 e 1042 nell'Esperimento 986 (Grafico: Cardellini F).

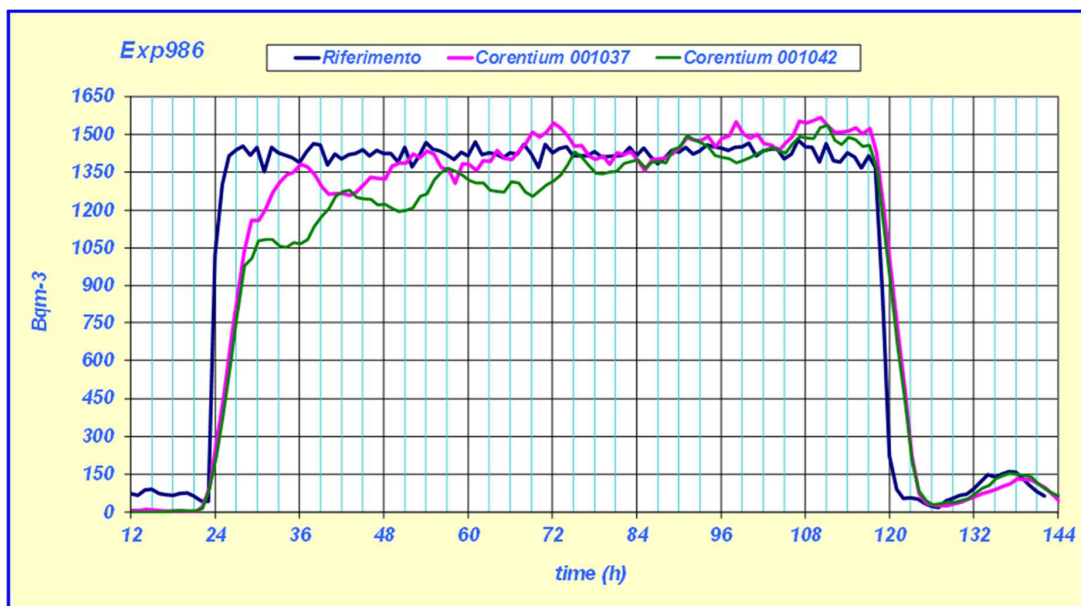
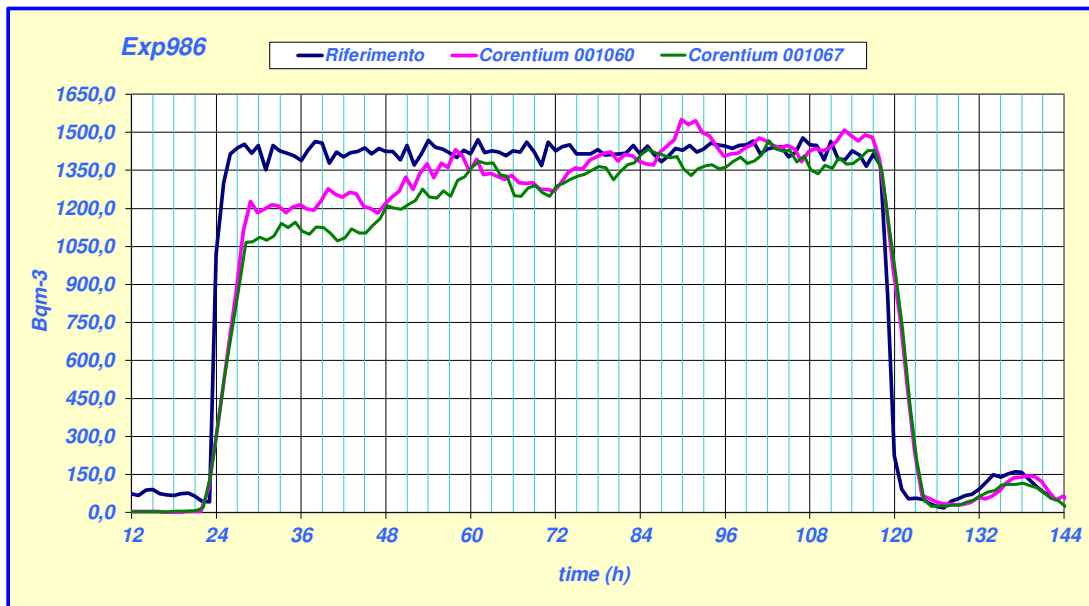


Figura 5 - Esposizioni Corentium Pro 1060 e 1067 nell'Esperimento 986 (Grafico: Cardellini F).



Come si può osservare dalle fig. 4 e 5 il segnale di concentrazione dei Rivelatori sembra risentire di una certa inerzia nel raggiungimento della rampa di concentrazione di riferimento.

Sono indicati nella tabella 9 i fattori di taratura e le relative incertezze per l'esposizione nella camera radon praticabile da centocinquanta metri cubi a concentrazione di radon variabile.

Tabella 9 – Esposizione di riferimento Esperimento 1004 parte A

Exp. N° 1004 parte A			
Vedi Certificato di taratura N. 862/ARN	Riferimento [Bq m-3] ± incertezza [Bq m-3] (1u)	Periodo delle misurazioni	
Concentrazione di attività media	4342 ± 109	da 26/10/2021 ore 19,00	
Concentrazione di attività minima	1870 ± 47	a 28/10/2021 ore 10,00	
Concentrazione di attività massima	4850 ± 121	39 ore	
Esposizione	Riferimento [kBqh m-3] ± incertezza [kBqh m-3] (1u)		
	169 ± 4		

La tabella 10 indica i fattori di taratura calcolati per gli strumenti dell'esperimento 1004 A.

Tabella 10 – Fattori di taratura strumentale dell'Esperimento 1004 A

Rivelatore	Periodo misurazioni*	Concentrazione attività media (Bq m-3)	Incertezza (Bq m-3)	Fattore di taratura	Incertezza (1u)
Sn 700001037	Da 26 10 2021 17:24 a 28 10 2021 08:24	3801	1018	1,142	0,029
Sn 700001060	Da 26 10 2021 17:24 a 28 10 2021 08:24	3448	986	1,259	0,031
Sn 700001067	Da 26 10 2021 17:21 a 28 10 2021 08:21	3419	883	1,270	0,032
Sn 700001078	Da 26 10 2021 17:24 a 28 10 2021 08:24	3473	911	1,250	0,031
Sn 700001042	Da 26 10 2021 17:24 a 28 10 2021 08:24	3426	951	1,267	0,032

*Giorno e tempo UTC

Le Figure 6 e 7 indicano il grafico delle esposizioni degli strumenti Corentium Pro 1037,1042, 1060 e 1067 nell'Esperimento 1004 Parte A.

Figura 6 - Esposizioni Corentium Pro 1037 e 1042 nell'Esperimento 1004 Parte A (Grafico: Cardellini F)

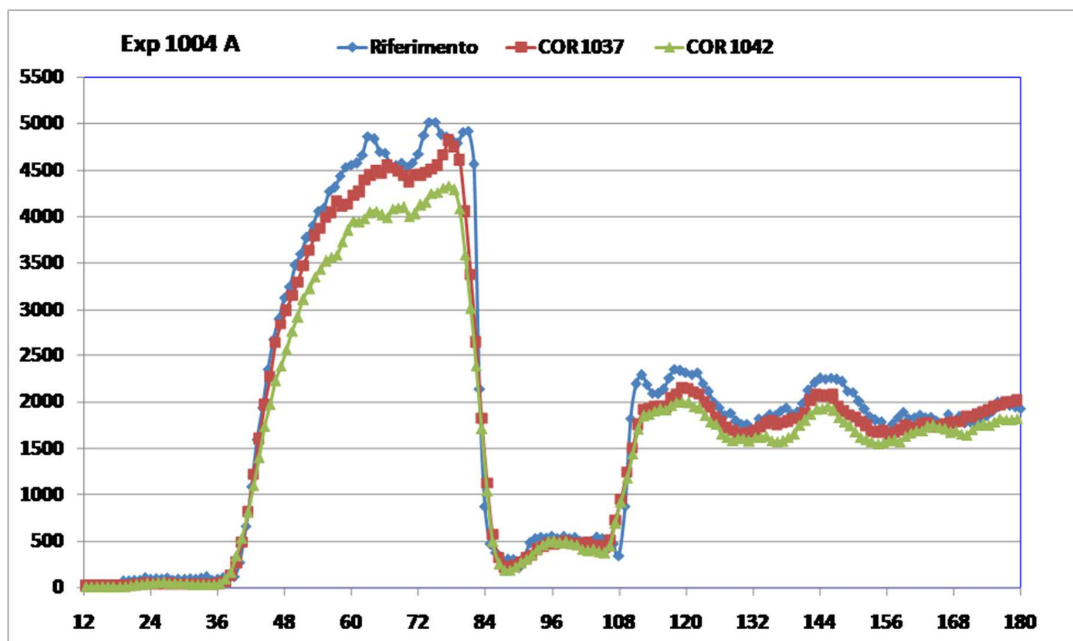
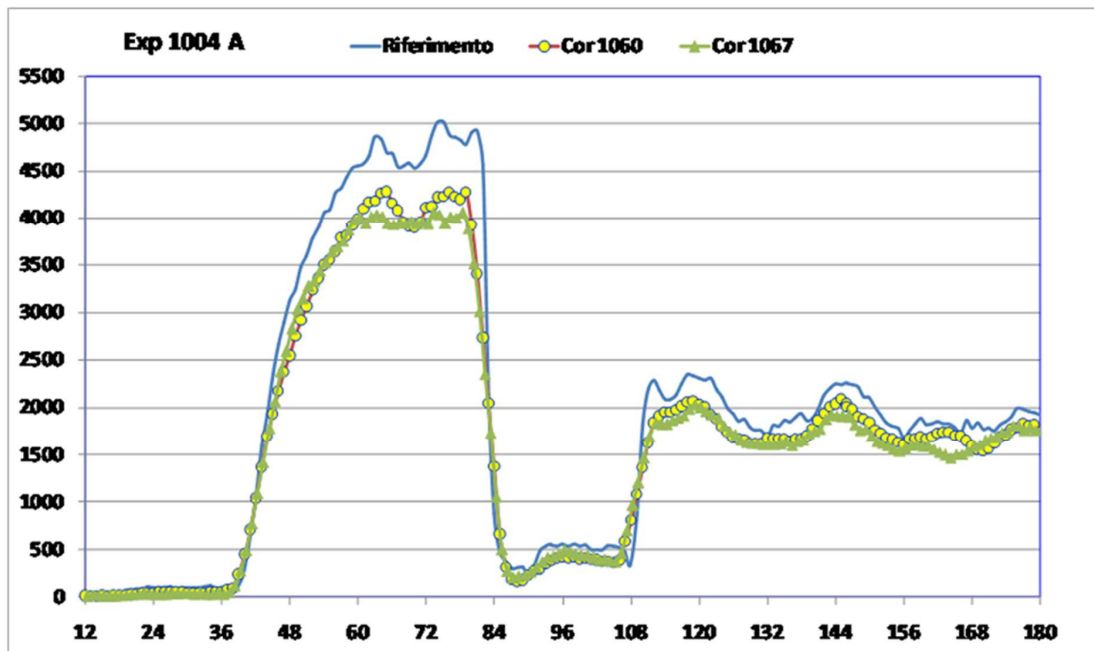


Figura 7 - Esposizioni Corentium Pro 1060 e 1067 nell'Esperimento 1004 Parte A (Grafico: Cardellini F)



Per valutare la qualità della misura rispetto al valore certificato si calcola lo scostamento del dato strumentale rispetto a quello certificato (bias strumentale). L'errore di indicazione di uno strumento di misura è ottenuto dalla media del risultato di misurazione dello strumento meno un valore vero della corrispondente grandezza in ingresso. Per i 5 rivelatori sottoposti a taratura il calcolo è stato effettuato secondo le formule delle Tabelle 11 e 12, con i dati di misura delle due diverse camere radon.

Tabella 11 – risultati camera radon da un metro cubo

Concentrazione di riferimento: 1425 ± 42 Bq m-3					
	Sn 700001037	Sn 700001060	Sn 700001067	Sn 700001078	Sn 700001042
Media concentrazione x_{med}	1411	1329	1130	1057	1192
Scarto tipo misure u_{xmed}	98	160	101	126	117
Bias $b = x_{med} - x_{riferimento}$	14	96	295	368	233
Bias incertezza standard u_b	107	165	109	133	124
Incertezza estesa ($k=2$) $U_b = 2 \times u_b$	213	331	219	266	249
	$b < U_b$	$b < U_b$	$b > U_b$	$b > U_b$	$b < U_b$

Tabella 12 – risultati camera radon praticabile

Concentrazione di riferimento: 4342 ± 109 Bq m ⁻³					
	Sn 700001037	Sn 700001060	Sn 700001067	Sn 700001078	Sn 700001042
Media concentrazione xmed	3801	3488	3419	3473	3426
Scarto tipo misure u xmed	1018	986	883	911	951
Bias b = xmed – xriferimento	541	854	923	869	916
Bias incertezza standard ub	1024	992	890	917	957
Incertezza estesa (k =2) Ub = 2 x ub	2048	1984	1780	1835	1914
	b<Ub	b<Ub	b<Ub	b<Ub	b<Ub

CONCLUSIONI:

L'analisi dei dati strumentali conferma che il bias (b) strumentale non è significativo per 3 strumenti su 5 nell'esperimento eseguito all'interno della camera radon da un metro cubo ($b \leq U_b$ per $U_b=2$ ub). Nell'esposizione nella camera radon praticabile il bias strumentale è non significativo per i 5 strumenti ($b \leq U_b$). Dall'esito di queste procedure di taratura e dei relativi calcoli del bias, si è proceduto alla stesura della relativa istruzione operativa: IO per il corretto uso dello strumento Airthings CORENTIUM PRO REV. 0 del 12/09/2022.

BIBLIOGRAFIA:

UNI EN ISO 11665-5:2020 *Misure di radioattività in ambiente - Aria: radon-222 - Parte 5: Metodi di misura in continuo della concentrazione in attività*
UNI CEN/TS 16800:2021 *Linea guida per la validazione dei metodi analitici fisico-chimici*
Manuale dello strumento Corentium pro CRA pc software Corentium report & analysis ver 4.2



Sessione 5 Decommissioning

Processo di ottimizzazione nelle attività di decommissioning delle installazioni nucleari Sogin: Vincolo di dose e metodologie applicate

M. Caldarella¹, F. Mancini¹

¹Sogin Sede Roma, Via Marsala, 51 C – 00185 Roma

caldarella@sogin.it

IL PRINCIPIO DI OTTIMIZZAZIONE

FONDAMENTI DEL PRINCIPIO

L'introduzione del concetto di ottimizzazione nelle raccomandazioni dell'ICRP è una diretta conseguenza del riconoscimento, nel corso del 1940, dei cosiddetti "effetti stocastici", insieme con l'impossibilità di dimostrare l'esistenza o la non esistenza di una soglia per questo tipo di effetti. Ciò ha indotto la ICRP ad adottare un atteggiamento prudente ed a raccomandare "di compiere ogni sforzo per ridurre l'esposizione, a tutti i tipi di radiazioni ionizzanti, al livello più basso possibile" (ICRP, 1955, par. VI). Questa posizione ha facilitato l'introduzione da parte della ICRP del principio di ottimizzazione due decenni più tardi. L'adozione di questo atteggiamento prudente per la gestione di effetti stocastici ha sollevato la questione della giustificazione dell'esposizione ed ha indotto la ICRP a ridefinire la sua prima formulazione e di raccomandare che "tutte le dosi siano mantenute il più basso possibile e che ogni esposizione non necessaria sia evitata" (ICRP 1, 1959, par. 45).

EVOLUZIONE DEL CONCETTO

Lo sviluppo successivo del principio di ottimizzazione è stata l'elaborazione di criteri per la determinazione del livello di esposizione che può essere considerato "quanto basso possibile". Un'importante evoluzione del concetto si ha dalle Raccomandazioni del 1990 (ICRP, 1991). In questa pubblicazione, la ICRP ha evidenziato la necessità di considerare in sede di attuazione del processo di ottimizzazione: "il livello delle dosi individuali, il numero delle persone esposte, e la probabilità di incorrere in esposizioni dove non c'è la certezza che siano ricevute". Inoltre, l'accento è stato posto sulla questione equità sollevata dalla distribuzione non uniforme dei benefici e gli svantaggi nella società. In questa ottica, si riconosce che la "ottimizzazione della protezione può quindi introdurre una disuguaglianza sostanziale tra un individuo e un altro" (ICRP, 1991, par. 121). La ICRP ha affrontato queste considerazioni introducendo il concetto di vincolo di dose come "i valori di dose individuali correlati alla sorgente utilizzati per limitare la gamma di opzioni prese in considerazione nella procedura di ottimizzazione", ma raccomanda il suo utilizzo solo per le pratiche e non per gli interventi (ICRP, 1991, par. 144).

ULTIMI SVILUPPI

Il principio di ottimizzazione ed il ruolo dei vincoli di dose è stato ulteriormente elaborato dalla ICRP 101 (ICRP, 2006) che al Paragrafo 20 riporta:

"Il principio di ottimizzazione della radioprotezione è definito dalla Commissione come il processo relativo alla sorgente per mantenere il livello delle dosi individuali, il numero delle persone esposte, e la probabilità di esposizione potenziale più basso ragionevolmente ottenibile sotto vincoli di dose appropriati, tenendo conto dei fattori economici e sociali".

La ICRP 103 (ICRP, 2007) ribadisce il principio dell'ottimizzazione e la sua applicazione a tutte le situazioni di esposizione, esposizione pianificata, esposizione di emergenza ed esposizione esistente, e ne dà la seguente definizione: "La probabilità di esposizione, il numero di persone esposte, e l'entità delle rispettive dosi individuali, dovrebbero essere tenuti tanto bassi quanto ragionevolmente ottenibile, tenendo in considerazione fattori economici e sociali".

L'importanza del principio di ottimizzazione è ribadita nella pubblicazione ICRP 138 (ICRP, 2018) nella quale la Commissione afferma che tale principio è il cardine del sistema di radioprotezione e che, se da una parte è un principio operativo che consente l'implementazione della *prudenza*, dall'altro consente l'introduzione dell'equità e della correttezza nella distribuzione dell'esposizione tra le persone esposte e che pertanto si riferisce direttamente al valore etico della *giustizia*.

CRITERI DOSIMETRICI ED OTTIMIZZAZIONE

Nella ICRP 103, ai fini del rispetto del principio di ottimizzazione, si enfatizza l'importanza dell'approccio correlato alla sorgente in quanto è dai provvedimenti che si possono prendere su una sorgente che si può assicurare la protezione di un gruppo di individui dalla stessa sorgente. Per le situazioni di esposizione pianificate, la restrizione correlata alla sorgente in merito alla dose a cui gli individui possono essere esposti è il *vincolo di dose (dose constraint)*. Per le esposizioni potenziali, il concetto corrispondente è il *vincolo di rischio (risk constraint)*. Per le situazioni di emergenza e di esposizione esistente, la restrizione correlata alla sorgente è il *livello di riferimento (reference level)*.

La differenza nella terminologia nelle situazioni di esposizione pianificate e le altre situazioni di esposizione (emergenza ed esistenti) è stata assunta per esprimere il fatto che nelle situazioni pianificate la restrizione sulle dosi individuali può essere applicata nella fase di pianificazione, e che le dosi possono essere predette così da assicurare che i vincoli non saranno superati. Nelle altre situazioni di esposizione possono esistere un ampio range di esposizioni, ed il processo di ottimizzazione può essere applicato da un livello iniziale di dose individuale sopra un livello di riferimento.

Per le situazioni di esposizione pianificate sono introdotti *i limiti di dose* per le esposizioni del pubblico e dei lavoratori che vanno valutate su tutte le sorgenti a cui è esposto l'individuo. Tale valutazione di dose è chiamata "*relativa all'individuo*".

In aggiunta alla riduzione dell'esposizione individuale deve essere presa in considerazione la riduzione del numero di individui esposti. Per questo la dose efficace collettiva resta un parametro chiave per l'ottimizzazione della protezione dei lavoratori. L'utilizzo della dose collettiva ai fini dell'ottimizzazione è ribadito nella ICRP 147 (ICRP, 2021):

- *“La dose efficace collettiva è un utile strumento per la radioprotezione operativa, importante nella scelta tra diverse opzioni di protezione nella pianificazione di lavori complessi che coinvolgono molti lavoratori, dove è importante considerare l'esposizione collettiva dei lavoratori così come l'esposizione individuale”*
- *“Le stime della dose efficace individuale e collettiva possono essere utilizzate per l'ottimizzazione della protezione, assicurando che la riduzione di esposizione per alcuni lavoratori sia bilanciata nei confronti del potenziale incremento del numero di lavoratori esposti a dosi più piccole”*

IL VINCOLO DI DOSE

Il concetto di vincolo di dose è stato introdotto nella ICRP 60 (ICRP, 1991) al fine di assicurare che il processo di ottimizzazione non creasse iniquità, cioè, la possibilità che alcuni individui nell'ottimizzazione della protezione possano essere soggetti ad un'esposizione molto più elevata rispetto a quella media. L'ICRP, ha ulteriormente elaborato il concetto nella Pubblicazione 101 (ICRP, 2006) specificando che il processo di ottimizzazione al disotto del vincolo dovrebbe essere applicato a prescindere dalla situazione di esposizione e che i vincoli di dose sono destinati a soddisfare l'equità nella distribuzione dell'esposizione tra le persone interessate.

L'ICRP nella Pubblicazione 103 (ICRP, 2007) rafforza il principio di ottimizzazione della radioprotezione e l'utilizzo dei vincoli di dose o dei livelli di riferimento, e sottolinea che dovrebbero essere applicati in modo simile a tutte le situazioni di esposizione.

La definizione del vincolo di dose nel Glossario della ICRP 103 (ICRP, 2007) è la seguente:

“Restrizione previsionale e correlata alla sorgente sulla dose individuale dovuta ad una sorgente, che fornisce un livello base di protezione per i soggetti più esposti a una sorgente e che funge da

confine superiore della dose ai fini dell'ottimizzazione della protezione da tale sorgente. Per esposizioni lavorative, il vincolo di dose è un valore di dose individuale utilizzato per limitare le opzioni considerate nel processo di ottimizzazione. Per l'esposizione del pubblico, il vincolo di dose è un confine superiore delle dosi annue che i membri della popolazione dovrebbero ricevere a seguito di attività programmate di ogni sorgente controllata."

IL VINCOLO DI RISCHIO

Nelle situazioni di esposizione pianificate si possono avere a seguito di deviazioni dalle procedure programmate eventi accidentali che includono la perdita del controllo della sorgente ed atti malevoli. Tali esposizioni non sono pianificate sebbene la situazione di esposizione sia pianificata. Questo tipo di esposizioni sono chiamate dalla ICRP come esposizioni potenziali.

La valutazione delle conseguenze delle esposizioni potenziali è basata su:

- definizione della sequenza di eventi che portano alla esposizione;
- valutazione delle probabilità per ciascuna sequenza;
- valutazione della dose;
- valutazione del detrimento associato alla dose;
- ottimizzazione della protezione.

La decisione di ritenere accettabile una esposizione potenziale dovrebbe tener conto della probabilità dell'evento e dell'entità dell'associata esposizione. Per tale ragione si utilizza il prodotto della probabilità dell'evento per il valore del detrimento dovuto dalla dose. Tale prodotto deve essere comparato con il vincolo di rischio. La definizione della ICRP 103 (ICRP, 2007) del "vincolo di rischio" è la seguente:

'Restrizione previsionale e correlata alla sorgente sul rischio individuale (nel senso della probabilità di detrimento a seguito dell'esposizione potenziale) proveniente da una sorgente, che fornisce un livello protettivo di base ai soggetti maggiormente a rischio rispetto a una determinata sorgente e funge da confine superiore del rischio individuale nell'ottimizzazione della protezione relativamente a quella data sorgente. Questo rischio è una funzione della probabilità di un evento non voluto da cui ha origine una dose, e della probabilità del detrimento causato dalla dose medesima. I vincoli di rischio corrispondono ai vincoli di dose ma si riferiscono alle esposizioni potenziali'.

Quindi nelle esposizioni potenziali, come detto, il vincolo non sarà espresso direttamente in termini di dose ma di rischio. Il rischio, R , risulta legato alla dose dalla relazione seguente $R = P(E) \cdot r \cdot E$, dove E è la dose Efficace, r la probabilità di detrimento per unità di dose e P la probabilità di accadimento dell'evento. Per esposizioni potenziali dei lavoratori, la ICRP continua a raccomandare un generico vincolo di rischio di 2×10^{-4} per anno che è simile alla probabilità di tumore fatale associato ad una dose annua di 5 mSv. Per esposizioni potenziali della popolazione, la ICRP continua a raccomandare un generico vincolo di rischio di 10^{-5} per anno.

LIVELLI DI RIFERIMENTO

Nelle situazioni di esposizione di emergenza o di situazioni esistenti, i livelli di riferimento rappresentano il livello di dose o di dose risk, sopra cui si ritiene inopportuno che avvengano delle esposizioni, e per cui quindi andrebbero pianificate e ottimizzate delle azioni protettive. Quando un'emergenza è avvenuta o una situazione esistente è stata individuata, i livelli di riferimento possono assumere anche il ruolo di benchmark con cui le azioni protettive possono essere confrontate retrospettivamente. La definizione di livello di riferimento nell'ICRP 103 (ICRP, 2007) è:

"In situazioni di esposizione di emergenza o situazioni controllabili esistenti, esso rappresenta il livello di dose o rischio, al di sopra del quale è ritenuta inopportuna la pianificazione di esposizioni e al di sotto del quale occorre procedere con l'ottimizzazione della protezione. Il valore del livello di riferimento scelto dipenderà dalle circostanze dell'esposizione in oggetto."

VINCOLO DI DOSE E LIVELLO DI RIFERIMENTO NELLE BASIC SAFETY STANDARD (BSS) E NELLA LEGISLAZIONE ITALIANA

Le BSS dell'IAEA (GSR Part.3) e della Comunità Europea (Direttiva 2013/59/EURATOM) recepiscono i concetti di vincolo di dose e di livello di riferimento della ICRP 103 e ne definiscono lo scopo e l'importanza per l'ottimizzazione della radioprotezione. Per le esposizioni professionali i vincoli di dose sono uno strumento che deve essere stabilito ed utilizzato nell'ottimizzazione della protezione e sicurezza dai responsabili dell'installazione o dell'attività. Per le esposizioni pianificate del pubblico, il governo o l'organismo regolatore assicurano che siano stabiliti o approvati i vincoli di dose, tenendo conto delle caratteristiche del sito e dell'installazione o attività, gli scenari di esposizione e i punti di vista delle parti interessate.

I livelli di riferimento sono utilizzati per l'ottimizzazione della protezione e sicurezza nelle situazioni di esposizione di emergenza ed esistenti. Sono stabiliti o approvati dal governo, l'organismo regolatore o altre autorità competenti.

Il D.lgs.101/20 recepisce i concetti di vincoli di dose e di livelli di riferimento della Direttiva 2013/59/EURATOM. In particolare, all'art. 5 per *il vincolo di dose* stabilisce che:

- Per l'esposizione professionale, il vincolo di dose è stabilito dall'esercente o dal datore di lavoro come strumento operativo per l'ottimizzazione, sotto la supervisione dell'autorità competente. Nel caso di lavoratori esterni, il vincolo di dose è stabilito congiuntamente dal datore di lavoro del lavoratore esterno e dall'esercente;
- Per l'esposizione del pubblico, il vincolo di dose è proposto dall'esercente o dal datore di lavoro, su indicazione dell'esperto di radioprotezione, come strumento operativo per l'ottimizzazione in seguito all'impiego pianificato di una specifica sorgente di radiazioni ionizzanti sotto la supervisione dell'autorità competente;
- L'autorità competente provvede affinché i vincoli di dose (per esposizione del pubblico), considerando la somma delle dosi a cui è esposto il medesimo individuo da tutte le pratiche autorizzate, garantiscono il rispetto del limite di dose.

L'art. 6 stabilisce invece che ai fini della ottimizzazione della protezione per le situazioni di esposizione di emergenza e per le situazioni di esposizione esistenti siano utilizzati *i livelli di riferimento*.

OTTIMIZZAZIONE E GUIDE TECNICHE DELL'ISIN

L'ISIN, ai sensi dell'articolo 236 del Decreto Legislativo 31 luglio 2020, n.101, ha emesso la Guida Tecnica n. 31: *“Criteri di sicurezza e radioprotezione per la disattivazione delle installazioni nucleari”* (ISIN, 2022). Nel documento vengono riportati gli obiettivi di radioprotezione per i lavoratori e per la popolazione. Per la definizione degli obiettivi della popolazione sono definite quattro diverse condizioni operative dell'impianto: normali, anomale, incidentali, incidentali severe. A ciascuna di queste condizioni si associa una distinta categoria degli eventi che la caratterizzano, rispettivamente Categoria I, II, III, IV. Per ogni categoria vengono fissati specifici obiettivi di radioprotezione sintetizzati nella tabella che segue.

Tabella 1 – Obiettivi di radioprotezione popolazione Guida Tecnica n. 31 - ISIN

Categoria evento	Condizione operativa	Frequenza attesa di accadimento (eventi/anno)	Obiettivi radioprotezione popolazione
Categoria I	Condizioni normale esercizio	1	10 µSv/anno
Categoria II	Condizioni anomale di esercizio	$> 10^{-2}$	10 µSv/anno
Categoria III	Condizioni incidentali	$10^{-4} - 10^{-2}$	1 mSv/evento
Categoria IV	Condizioni incidentali severe	$10^{-6} - 10^{-4}$	Qualche mSv/evento

Per quanto riguarda la protezione dei lavoratori la Guida Tecnica riporta che: “tutte le operazioni svolte devono essere effettuate nell'ottica di contenere le esposizioni individuali al livello più

basso ragionevolmente ottenibile, nel rispetto del principio di ottimizzazione. In tal senso dovranno essere effettuate valutazioni, fissati i vincoli di dose e adottate procedure di radioprotezione”.

VINCOLO DI DOSE IN AMBITO NUCLEARE

Il concetto di vincolo di dose è stato ampiamente discusso nello sviluppo della Pubblicazione 103 della ICRP (ICRP, 2007), e ha suscitato una certa preoccupazione nel settore nucleare. Nonostante lunghe discussioni, non sembra essere ancora emersa una comprensione comune del concetto. Ad esempio, alcuni operatori nucleari temono che l'introduzione del vincolo di dose all'interno del sistema normativo, che già richiede l'attuazione del principio di ottimizzazione, possa comportare un onere aggiuntivo ed inutile in regolamenti già stringenti. La nuova enfasi in anni più recenti sui vincoli di dose è stato uno degli argomenti che ha generato confusione e discussione nello sviluppo delle nuove raccomandazioni. I vincoli di dose, infatti, hanno continuato a provocare discussione, tenendo conto che le raccomandazioni ICRP sono traslate nel linguaggio normativo attraverso gli Standard di Sicurezza di Base della IAEA e della Commissione Europea. La prassi attuale mostra grande variabilità nell'interpretazione e l'uso di vincoli di dose tra gli operatori.

Nella realtà operativa degli impianti nucleari, infatti, l'ottimizzazione passa soprattutto attraverso un'opportuna gestione ed organizzazione, che prevede un approccio multidisciplinare e globale all'ottimizzazione che va sotto il nome di Work Management. All'interno di questa tipologia di gestione trovano posto i diversi strumenti che la radioprotezione ha sviluppato negli anni per ottimizzare le attività, ovverosia: piani ALARA, tecniche di ottimizzazione, come quelle basate sulle analisi costi benefici, l'utilizzo di indicatori e checklist durante e dopo le attività, obiettivi di dose collettiva e individuale.

Per quanto detto in ambito nucleare l'utilizzo del vincolo di dose ha portato a riflettere sulle seguenti questioni:

- **Rapporto tra vincolo e limite di dose**

Il fatto che il vincolo di dose possa essere interpretato erroneamente come un limite rigoroso è riconosciuto dall'ICRP, nella ICRP 103 (ICRP, 2007), paragrafo 42, si dice: "La Commissione riconosce, tuttavia, che la parola 'vincolo' è interpretata in molte lingue come un limite rigoroso". Tuttavia, nel paragrafo 233 l'ICRP afferma esplicitamente: "La Commissione desidera sottolineare che i vincoli di dose non devono essere utilizzati o intesi come limiti normativi prescrittivi".

Utilizzare il vincolo di dose sia in fase progettuale che in fase prospettica potrebbe portare a percepire il vincolo di dose come un secondo limite a cui associare anche sanzioni normative. Il concetto di vincolo di dose descritto nella Pubblicazione 103 dell'ICRP non approva né l'uso del vincolo di dose come limite di dose né il suo uso nella valutazione retrospettiva delle operazioni quotidiane.

- **Vincolo di dose e livello di indagine**

Il criterio di dose stabilito per la progettazione dell'impianto o la sua modifica non è direttamente applicabile durante il quotidiano funzionamento dell'impianto. Tuttavia, è utile controllare le dosi durante le operazioni per verificare che il progetto sia stato implementato correttamente e che siano messe in atto le azioni necessarie per un adeguato il livello di protezione. In questa situazione, il concetto che sembra debba essere utilizzato è più quello di un *livello di indagine*, il cui superamento richiede un'indagine e la definizione di azioni correttive.

- **Rischio che i vincoli diventino un limite aggiuntivo**

Il limite di dose per un individuo è riferito a tutte le sorgenti di esposizione dello stesso individuo. Un vincolo di dose è strettamente riferito ad una sola sorgente ed al contributo che questa sorgente fornisce alla dose totale ricevuta dall'individuo. Pertanto, un vincolo di dose non può essere interpretato come un limite. Il superamento di un vincolo di dose definito preventivamente non dovrebbe essere considerato una violazione normativa, ma potrebbe portare ad attivare un'analisi retrospettiva da parte dell'esercente per ridurre nel futuro situazioni che portano al

superamento del vincolo. Tale valutazione potrebbe comportare un'indagine sulla situazione che si è verificata e l'adozione di appropriate azioni correttiva per attività simili pianificate nel futuro.

- **Vincolo di dose e rischio complessivo**

Le raccomandazioni dell'ICRP relativamente all'ottimizzazione potrebbero essere lette ed interpretate troppo focalizzate su un solo fattore, il limite di dose individuale, e poco indirizzate a contesti che adottano un approccio "olistico" al controllo complessivo dei rischi da gestire (es. impianto nucleare o installazioni simili).

In generale, la gestione e l'ottimizzazione delle dosi individuali e collettive include ma non è limitata al solo utilizzo del vincolo di dose ma può comprendere le distribuzioni di dose individuali e collettive utilizzate nel processo di ottimizzazione; la raccolta e analisi dell'esperienza nazionale; esempi di buone pratiche.

- **Vincolo di dose nel processo di ottimizzazione**

Nella definizione dei vincoli di dose può essere utile tenere in considerazione i seguenti elementi:

- Tipologia di lavoratori (esposizione da una sola sorgente, esposizione da più sorgenti);
- Rischi di natura non radiologica;
- Lavoratori esterni che si spostano da un'installazione all'altra.

- **Formazione specifica per l'introduzione del vincolo**

I lavoratori altamente qualificati sono in generale una popolazione limitata ed il processo di formazione di nuovi lavoratori qualificati può portare a ricevere alte esposizioni durante l'apprendistato. Il potenziamento dei programmi di istruzione e formazione può comportare una minore disparità nella distribuzione delle dosi (oltre a ridurre le dosi collettive).

DISATTIVAZIONE CENTRALI NUCLEARI SOGIN

Nella definizione del piano di decommissioning di un impianto nucleare è fondamentale considerare l'impatto radiologico delle diverse attività sia sui lavoratori (dosi collettive ed individuali) che sulla popolazione. In questo contesto risultano di particolare rilevanza:

- La conoscenza delle condizioni radiologiche degli ambienti di lavoro, ed in particolare i tassi di dose nei diversi ambienti dell'impianto i quali influenzano la programmazione delle attività di smantellamento, condizionandone i tempi, la loro sequenza e il numero dei lavoratori impegnanti;
- Un'attenta analisi costi – benefici ai fini dell'applicazione del principio di ottimizzazione.

Questi aspetti, in particolare a livello progettuale, vengono analizzati, e quindi valutati, utilizzando diversi strumenti che a loro volta rendono disponibili delle informazioni utili ad ottimizzare il processo al fine di rispettare gli obiettivi che ci si è posti (tempi, dosi efficaci). Quanto poi elaborato viene confrontato con le informazioni raccolte durante le fasi operative e questo permette di gestire in modo efficace le attività intraprendendo delle azioni correttive ove necessario.

STRUMENTI DI VALUTAZIONE

Gli strumenti utilizzati per le valutazioni di dose efficace ai lavoratori ed alla popolazione sono diversi e, soprattutto per quanto riguarda i lavoratori, utilizzati in base al grado di approfondimento che si vuole raggiungere.

- **Lavoratori:**

- VISIPLAN 3D ALARA planning tool è uno strumento sviluppato dalla SCK.CEN (Centro studi sull'energia Nucleare del Belgio) per l'applicazione del principio ALARA. Il codice è in grado di calcolare la semplice dose in un punto, come anche di creare scenari di lavoro che tengano conto della posizione dei lavoratori, della geometria e della distribuzione delle sorgenti in ambiente 3D.
- MICROSIELD 12.0 è un software utilizzato soprattutto per i calcoli di schermature per radiazioni gamma ed è indicato principalmente per la loro progettazione, la valutazione di

- dose al personale, per la progettazione di contenitori schermanti e per la definizione della sorgente partendo da misure in campo.
- MCNP 6.0 è un codice Monte Carlo utile per il trasporto di diverse tipologie di particelle, tra cui gamma e neutroni. Il codice, in riferibile al LANL, viene utilizzato per le valutazioni di scenari caratterizzati in particolare da campi neutronici (combustibile esaurito).
 - TAURUS 1.0 è un nuovo strumento sviluppato dalla UK-HSA per le valutazioni di dose equivalente agli organi e la dose efficace in caso di eventi di contaminazione interna durante le attività lavorative. Questo software implementa le più recenti raccomandazioni dell'ICRP (ICRP103, 2007) e tutti quei modelli biocinetici e dosimetrici utilizzati per il calcolo dei coefficienti di dose nella serie OIR delle pubblicazioni ICRP.
 - **Popolazione:**
 - GENII 2.10 è uno strumento sviluppato dalla Pacific Northwest Laboratory (PNNL) per l'Environmental Protection Agency (EPA) che consente il calcolo della dose a seguito di rilasci continui ed impulsivi per rilasci liquidi ed aeriformi.
 - RASCAL, è stato sviluppato dalla U.S. Nuclear Regulatory Commission per le valutazioni di dose proiettata in emergenze radiologiche.
 - LASAIR (Lagrangian Simulation of Dispersion and Inhalation of Radionuclides) è un programma, basato su modelli lagrangiani, che permette di valutare la dispersione atmosferica, la deposizione e la dose a seguito di rilasci istantanei o continui. Il programma è sviluppato dalla German Federal Office for Radiation Protection (BfS) ed è utilizzato per la gestione delle emergenze nucleari, tra le quali anche gli eventi di sabotaggio.

PERCORSO AUTORIZZATIVO: VALUTAZIONI

Tra il 2012 ed il 2020 sono stati approvati con Decreto Ministeriale i piani di disattivazione delle ex centrali nucleari Sogin di Caorso, Trino Vercellese, Garigliano e Latina. Tali piani contengono le stime preventive dell'impatto radiologico delle operazioni previste per lo smantellamento delle centrali sia in condizioni di normale esercizio (dosi efficaci collettive per i lavoratori e l'impegno percentuale delle Formule di Scarico per i rilasci liquidi ed aeriformi per la popolazione), sia in caso incidentale; tali stime tengono conto delle metodologie e delle tecnologie più attuali nel campo del decommissioning al momento della pianificazione.

A valle di quanto previsto dalle Istanze di Disattivazione e dai conseguenti decreti autorizzativi, le operazioni rilevanti per la sicurezza nucleare e la radioprotezione sono state identificate in specifici Progetti di Disattivazione (PdD) (tabella 2), che possono essere a loro volta suddivisi in Piani Operativi (PO) o Progetti Particolareggiati (PP), e quindi sottoposti alla preventiva autorizzazione dell'Ispettorato Nazionale per la Sicurezza Nucleare e la Radioprotezione (ISIN). Per la progettazione di queste attività di dettaglio si eseguono valutazioni di dose più accurate e si definiscono specifici vincoli di dose sia per i lavoratori che per la popolazione.

Per i lavoratori coinvolti nelle attività di smantellamento delle centrali nucleari, la dose efficace collettiva stimata al momento della predisposizione delle istanze di disattivazione è riportata per ciascun impianto in tabella 3, i valori sono tutti inferiori a 5 Sv*persona.

Per quanto riguarda l'impatto radiologico sulla popolazione, la stima della dose efficace annuale prevista per ciascun sito, sia per rilasci liquidi che per rilasci aeriformi in condizioni normali, risulta trascurabile. In effetti, gli impegni annuali stimati delle Formule di Scarico (FdS), calcolate sul criterio della non rilevanza radiologica, nel caso peggiore prevedono un impegno percentuale pari a circa il 21%¹ per i rilasci liquidi di Latina e pari a circa l'1.2%² per i rilasci aeriformi di Trino.

¹ Estrazione e trattamento fanghi e Decontaminazione e bonifica piscina.

² Gestione Rifiuti, svuotamento piscina, smantellamento vessel.

Tabella 2 – Principali operazioni rilevanti per la sicurezza per le Centrali SOGIN

Progetti di Disattivazione	Sito			
	Caorso	Trino	Garigliano	Latina
Trattamento/Condizionamento dei rifiuti radioattivi	✓		✓	✓
Interventi di adeguamento sui depositi per rifiuti radioattivi	✓	✓	✓	
Interventi nell'edificio reattore	✓		✓	✓
Interventi nell'edificio ausiliari ed altri edifici	✓		✓	✓
Bonifica e monitoraggio e rilascio finale del sito	✓	✓	✓	
Realizzazione e adeguamento di sistemi ausiliari		✓		
Smantellamento del sistema primario e dei sistemi ausiliari		✓		

Tabella 3 – Dosi collettive previste per i lavoratori durante le attività di smantellamento delle Centrali SOGIN

Edificio	Sito							
	Caorso		Garigliano		Trino		Latina	
	h*uomo	mSv*persona	h*uomo	mSv*persona	h*uomo	mSv*persona	h*uomo	mSv*persona
Reattore	293.874	3.047	346.225	4.459	429.231	3.184	809.000	3.530
Ausiliari	90.663	404	12.836	5	192.236	624		
Turbina	8.160	8	79.258	54.4				
Altre attività			166.681	400.4			89.100	126
Tratt. rifiuti	16.888	521			27.812	145	40.400	292
Totale	409.585	3.980	605.000	4.919	649.279	3.953	938.500	3.948 ³

Tabella 4 – Impegno % massimo delle formule di scarico per gli individui rappresentativi della popolazione durante le attività di smantellamento delle Centrali SOGIN

	Sito							
	Caorso		Garigliano		Trino		Latina	
	Aeriformi	Liquidi	Aeriformi	Liquidi	Aeriformi	Liquidi	Aeriformi	Liquidi
Impegno massimo FdS (%)	0.38	0.076	0.81	12	1.19	9.28	0.08	20.95
Dose efficace per 100% FdS (μ Sv/a)	5	5	1	10	2	8	1	10

MODALITA' DI ANALISI

Le fasi successive ai decreti di autorizzazione allo smantellamento prevedono in generale, come detto, specifici progetti da sottoporre all'autorizzazione dell'ISIN in cui si propone un'analisi più approfondita di quanto già affrontato nelle istanze di disattivazione per le valutazioni di dose ai lavoratori e la popolazione.

Di seguito, a titolo esemplificativo, si illustra il caso relativo allo smantellamento degli internals della fase del Progetto Vessel Garigliano.

Per le valutazioni riferite ai lavoratori durante la normale esecuzione delle attività, dati l'oggetto e la rilevanza del progetto, sono state scelte delle metodologie di taglio ormai consolidate anche a livello internazionale, che prevedono l'esecuzione dell'attività per lo più sotto battente d'acqua. Non avendo a disposizione dati radiometrici oggettivi, i ratei di dose previste durante le attività sono stati stimati per mezzo del codice VISIPLAN. Sono stati stimati i tempi di esposizione dei lavoratori presenti nelle diverse postazioni di lavoro in funzione delle velocità di lavorazione delle macchine di taglio, delle operazioni pre- e post- taglio previste, compresa la gestione dei contenitori prodotti.

Si riportano in (tab. 5) la sintesi delle valutazioni di dose, collettive e massime individuale.

³ Il valore indicato non è ancora ufficiale, perché comprende anche il contributo di dose efficace collettiva per gli smantellamenti di fase 2, non ancora autorizzati.

Tabella 5 – Dosi Efficaci per i lavoratori – Attività di smantellamento degli internals – Centrale Garigliano

Componente	Dose Efficace Collettiva (mSv*uomo)	Squadra Operativa		Tempi (h)		Dose efficace massima (mSv)
		Operatore	RPO*	Operatore	RPO	
Deflettore	3.42E-01	2	1	45	45	1.14E-01
Barre controllo	9.59E+00	2	1	540	540	6.39E+00
Spruzzatore nocciolo + veleno neutronico	1.80E-01	2	1	24	24	6.00E-02
Griglia superiore	4.26E-01	2	1	40	40	1.60E-01
Piastra supporto nocciolo e Griglia inf.	3.09E+00	2	1	122	122	1.35E+00
Schermo termico	1.89E+01	2	1	250	96	1.14E+01
Tubi guida ed azionamenti	1.02E+00	2	1	136	14	3.40E-01
SUB-TOTALE	3.35E+01	-	-	1157	881	1.98E+01
Gestione contenitori (serraggio coperchio e drenaggio)	6.23E+01	2	1	132	15	2.91E+01
TOTALE	9.58E+01	-	-	1289	896	48.9E+01

*RPO: Personale Operativo di Radioprotezione

Per la popolazione la stima delle dosi efficaci riferite ai rilasci liquidi ed aeriformi legati alle attività nell'edificio reattore durante il normale esercizio ha evidenziato in impegno delle FdS inferiore all'1% per gli aeriformi e pari a circa il 12% per i liquidi, quindi non rilevante da un punto di vista radiologico.

In caso incidentale, sono state valutate le dosi efficaci agli individui rappresentativi della popolazione, caratterizzati dai tassi di respirazione (ICRP, 2002), i coefficienti di dose interna per inalazione ed i tempi di permanenza sulle matrici contaminate (Annex A UNSCEAR 2000). Con il codice GENII 2.10 è stato creato un modello di valutazione rispondente alle indicazioni ISIN nel manuale per le Emergenze Nucleari e Radiologiche (ISPRA, MLG 57/2010). Con tale modello, definendo le caratteristiche principali dei rilasci (termine sorgente, tipologia di rilascio, classi di stabilità meteorologiche, ...) associati agli eventi ipotizzati, sono state effettuate le valutazioni preventive della distribuzione spaziale e temporale delle materie radioattive rilasciate, nonché delle esposizioni potenziali relative agli individui rappresentativi. A titolo esemplificativo si riportano le dosi efficaci alla distanza di massima ricaduta e per l'evento più impattante seppur radiologicamente non rilevante (caduta di un collo contenente gli internals rimossi).

Tabella 6 – Dosi Efficaci popolazione eventi incidentali – Centrale Garigliano

Dosi efficaci (mSv) - Evento: Caduta – Classe stabilità: F – distanza: 2000 metri			
Via di esposizione			Dose efficace (mSv)
Fase I	NUBE	Inalazione	1,20E-04
		Irraggiamento	5,98E-08
	SUOLO	Inalazione risospensione	2,87E-07
		Irraggiamento	2,41E-06
Totale Fase I (1h + 4 gg)			1,22E-04
Fase II	SUOLO	Inalazione da risospensione	1,54E-07
		Irraggiamento	3,82E-04
Totale Fase II (361 gg)			3,82E-04
Totale			5,04E-04

Inoltre, la dose efficace impegnata agli operatori presenti al momento del verificarsi degli eventi incidentali è stata calcolata utilizzando un modello in cui viene previsto un rilascio istantaneo di

tutta la radioattività coinvolta, un tempo di permanenza durante l'evento ed utilizzando, per il calcolo della dose da inalazione, i coefficienti di dose (Sv/Bq) della serie OIR dell'ICRP (ICRP, 2012, 2015, 2016, 2017, 2019), mentre per il calcolo della dose da irraggiamento, i coefficienti del Report No. 15 dell'EPA (EPA, 2019). La dose valutata è risultata inferiore ad 1 mSv.

Bibliografia

- DECRETO LEGISLATIVO 31 luglio 2020, n. 101, Attuazione della direttiva 2013/59/Euratom, che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti, e che abroga le direttive 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom e 2003/122/Euratom e riordina la normativa di settore in attuazione dell'articolo 20, comma 1, lettera a), della legge 4 ottobre 2019, n. 117. (20G00121)
- IAEA, Vienna (2014), Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 3.
- Council Directive 2013/59/Euratom of 5 December 2013 laying down basic safety standards for protection against the dangers arising from exposure to ionizing radiation, and repealing Directives 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom and 2003/122/Euratom
- EPA-402/R19/002 (2019), Federal Guidance Report No. 15 (FGR 15), External Exposure to Radionuclides in Air, Water and Soil.
- ICRP, 1955. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. Br. J. Radiol. Suppl. 6.
- ICRP, 1959. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. Now known as ICRP Publication 1. Pergamon Press, New York.
- ICRP, 1991. 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 60. Ann. ICRP 21 (1-3).
- ICRP, 2002. Basic Anatomical and Physiological Data for Use in Radiological Protection Reference Values. ICRP Publication 89. Ann. ICRP 32 (3-4).
- ICRP, 2006. Assessing Dose of the Representative Person for the Purpose of the Radiation Protection of the Public. ICRP Publication 101. Ann. ICRP 36 (3).
- ICRP, 2007. The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 103. Ann. ICRP 37 (2-4).
- ICRP, 2012 Compendium of Dose Coefficients based in ICRP Publication 60 – ICRP Publication 119, Vol. 41 Supplement 1.
- ICRP, 2015 Occupational Intakes of Radionuclides: part 1 – ICRP Publication 130, Volume 44 N. 2.
- ICRP, 2016 Occupational Intakes of Radionuclides: part 2 – ICRP Publication 134, Volume 45 N. 3-4.
- ICRP, 2017 Occupational Intakes of Radionuclides: part 3 – ICRP Publication 137, Volume 46 N. 3-4.
- ICRP, 2018. Ethical foundations of the system of radiological protection. ICRP Publication 138. Ann. ICRP 47(1).
- ICRP, 2019 Occupational Intakes of Radionuclides: part 4 – ICRP Publication 141 Volume 48 N. 2-3.
- ICRP, 2021 Use of dose quantities in radiological protection. ICRP Publication 147. Ann. ICRP 50(1).
- ISIN - Guida Tecnica n.31: Criteri di sicurezza e radioprotezione per la disattivazione delle installazioni nucleari, 2022
- ISPRA, 2010 CEVaD, Emergenze nucleari e radiologiche. Manuale per le valutazioni dosimetriche e le misure ambientali

Caratterizzazione e monitoraggio dei terreni ai fini della bonifica del sistema interrato di raccolta degli effluenti radioattivi “Waste A e B”

Silvia Iezzi¹, Paola Negrini², R. Falcone², M. Straface², F. Mancini¹

¹ Sogin s.p.a. Sede di Roma ² Sogin s.p.a. Sede di Casaccia

iezzi@sogin.it

Abstract

Il decommissioning del sito di Casaccia prevede anche lo smantellamento del sistema interrato di raccolta degli effluenti radioattivi di OPEC-1, denominato “Waste A e B”, costituito dai serbatoi di raccolta dei liquidi radioattivi provenienti dalle celle calde, in cui si manipolava il combustibile irraggiato. Dalle campagne di caratterizzazione svolte in seguito allo smantellamento dei serbatoi è stata osservata una diffusa contaminazione delle strutture interrate. In particolare, il prelievo di campioni della soletta di fondo del Waste B (posta alla profondità di 5 m dal piano campagna) ha coinvolto anche una piccola frazione di terreno, rilevando la presenza di Cs-137 e Sr-90 con concentrazioni di attività dell'ordine di 10^{-1} Bq/g. Questi risultati hanno lasciato intuire la presenza di una contaminazione diffusa nel terreno. Per valutare il possibile impatto radiologico sulla popolazione è stato implementato un modello di diffusione nel terreno e nella falda, così da stabilire dei livelli di “clean-up” in termini di concentrazioni di attività (Bq/g) per Cs-137 e Sr-90 corrispondenti al criterio di non rilevanza radiologica di 10 mSv/anno. È stata quindi svolta una simulazione che, a partire da un ipotetico spessore di terreno uniformemente contaminato, mediante l'impiego di parametri geologici e idrogeologici ha portato ad una stima di concentrazione di attività in falda, in funzione del tempo, a diverse distanze dal sito. I codici utilizzati per questo scopo sono Resrad e Normalysa.

Per quantificare la reale presenza e distribuzione della contaminazione e ottimizzare le successive fasi di bonifica, è stato elaborato un piano di caratterizzazione specifico dei terreni sottiacenti al locale Waste B che ha previsto l'esecuzione di 8 sondaggi ambientali a carotaggio continuo fino alla profondità di 5 m dalla soletta di fondo e, quindi, di 10 m da piano campagna.

Le carote di terreno sono state riposte in cassette catalogatrici e campionate a profondità progressiva, in modo da ottimizzare le analisi da eseguire sulla base dei risultati via via ottenuti. Le concentrazioni di attività misurate nei terreni, inoltre, vengono confrontate con quelle misurate nei 3 sondaggi di bianco appositamente operati nelle vicinanze delle strutture. I primi risultati delle spettrometrie gamma confermano presenza di Cs-137 nel terreno almeno per i primi 50 cm di profondità sotto alla soletta, e quindi ad un metro dal piano di calpestio, con concentrazioni di attività del Cs-137 variabili da 10^1 a 10^{-1} Bq/g.

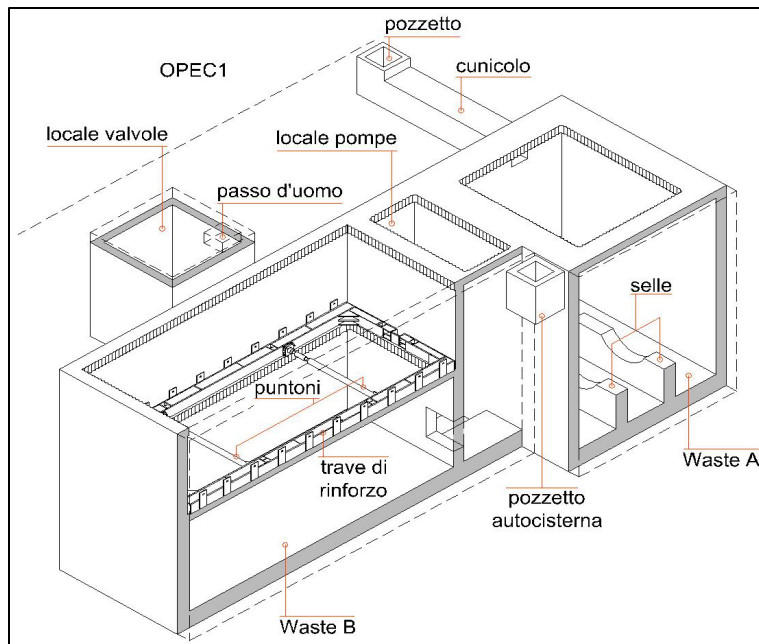
PREMESSA

Con Decreto Ministeriale del 25/01/2010 è stata approvata la modifica di impianto del deposito OPEC-1 del Sito Nucleare di Casaccia (Roma) per lo smantellamento dei serbatoi interrati Waste A e B, con autorizzazione ad avviare le attività preliminari ed a svolgere le attività secondo un Piano Operativo comprendente, tra le altre attività, la caratterizzazione aggiornata delle parti oggetto dell'intervento.

Nell'ambito delle attività di rimozione dei sistemi e componenti (compresi i serbatoi) presenti nei locali adibiti alla raccolta rifiuti liquidi (Waste A e B), al completamento delle lavorazioni nel 2016 è stata svolta una campagna di caratterizzazione radiologica di tutte le strutture interrate in cemento armato del Waste A, Waste B e locale pompe allo scopo di ottimizzare e progettare le fasi di bonifica successiva come da Piano Operativo.

Il parco serbatoi di OPEC-1 è costituito da 3 locali interrati, di seguito rappresentati nella Figura 1e denominati Waste A, Waste B e locale pompe, e di un cunicolo di collegamento tra Waste A e OPEC 1 dotato di un pozzetto ispezionabile. La dimensione del complesso è pari a circa 15m x 8m, per una profondità di 5m dal p.c..

Figura 1 - Schema del parco serbatoi



La campagna di caratterizzazione radiologica svolta nel 2017 ha evidenziato una contaminazione diffusa dei pavimenti e, in parte, delle pareti. In particolare, la soletta del pavimento di Waste B è risultata diffusamente contaminata fino alla profondità di 35 cm (ultimo livello campionato), in cui si riscontrano concentrazioni di qualche Bq/g di Cs-137, con un massimo di circa 200 Bq/g in corrispondenza dello strato più profondo di una delle maglie di campionamento.

Sono dunque state eseguite indagini aggiuntive sullo stato fisico e radiologico dell'intero spessore delle strutture interrato del locale Waste B e del terreno adiacente. Tali indagini hanno previsto il prelievo di campioni di terreno e materiale inerte appartenente alle

strutture civili del locale Waste B. Sono stati campionati gli strati più profondi della soletta inferiore e delle pareti del Waste B, con lo scopo di comprendere la profondità massiva di penetrazione della contaminazione.

In occasione dei campionamenti è stato inoltre verificato che la soletta inferiore del Waste B ha uno spessore di 45 cm (+ 5 cm di magrone) e non è separata dal terreno da alcuno strato impermeabilizzante.

Le pareti sono risultate spesse circa 30 cm (parete vano superiore) e 35 cm (parete vano inferiore). Al di là della parete, sotto la soletta intermedia, si è riscontrata la presenza di terreno direttamente a contatto con il calcestruzzo (assenza di guaina impermeabilizzante).

I campioni prelevati sono stati sottoposti a spettrometria gamma e a determinazione dello Sr-90. Sono state riscontrate concentrazioni di Cs-137 e Sr-90 molto variabili, con un andamento non correlabile alla profondità di campionamento. Questo è dovuto probabilmente anche alle difficili condizioni di campionamento che non hanno permesso di prelevare carote indisturbate di terreno. Nei terreni sottostanti la soletta, dunque, si osservano concentrazioni di attività dell'ordine di qualche Bq/g di Cs-137 fino alla profondità di 120cm e di Sr-90 fino a 150cm.

Per definire con precisione l'estensione e l'entità della contaminazione del terreno al di sotto di Waste B è stato quindi predisposto un nuovo piano di caratterizzazione, che prevede l'esecuzione di 8 sondaggi a carotaggio continuo profondi 5 m a partire dalla soletta e il prelievo di campioni dai terreni adiacenti le pareti. Al momento, sono stati eseguiti i sondaggi e si è in attesa delle determinazioni radiometriche, mentre per il prelievo alle spalle delle pareti si attenderà la demolizione delle stesse.

SCENARI DI ESPOSIZIONE

Per valutare il possibile impatto radiologico del terreno contaminato sulla popolazione, è stato implementato un modello di diffusione nel terreno e nella falda, con lo scopo di definire i valori limite di contaminazione del terreno (di seguito livelli di "clean-up") per la pianificazione delle attività di bonifica sotto i locali interrati. Tali livelli sono stati calcolati definendo specifici scenari di

esposizione per gli individui della popolazione ed ipotizzando una contaminazione uniforme del terreno al di sotto della soletta del locale Waste B.

Tenendo conto che il terreno contaminato può trovarsi a partire da qualche metro sotto la quota di piano campagna (circa 5 m), sono stati considerati solo due scenari di esposizione per la definizione dei livelli di clean-up:

- Riutilizzo dell'area per nuove costruzioni (scenario 1);
- Trasporto in falda (scenario 2).

Il primo scenario è riferito ad un contesto successivo alla restituzione dell'area ad ENEA, in seguito alla fine delle attività di decommissioning, mentre il secondo rappresenta l'unica via attuale di esposizione plausibile per la popolazione al di fuori del centro Casaccia.

I livelli di clean-up sono stati calcolati ponendo un vincolo di dose per gli individui della popolazione pari a 10 $\mu\text{Sv}/\text{anno}$. Per ciascuno dei due scenari, sono stati calcolati i coefficienti di dose che forniscono la dose annuale per unità di contaminazione del terreno ($\mu\text{Sv}/\text{anno}$)/(Bq/g). I livelli di clean-up sono stati poi definiti dividendo il vincolo di dose dei 10 $\mu\text{Sv}/\text{anno}$ per i coefficienti di dose calcolati ed arrotondati secondo la seguente regola:

- Un numero compreso tra $3 \cdot 10^x$ e $3 \cdot 10^{x+1}$ diviene 10^{x+1}

I calcoli sono stati eseguiti per una contaminazione unitaria del suolo (1 Bq/g) per i radionuclidi Sr-90 e Cs-137

Scenario 1

In questo scenario il coefficiente di dose è stato calcolato considerando le vie di esposizione per i lavoratori durante le attività di riutilizzo del sito per usi industriali. Tale area sarà infatti restituita ad ENEA dopo la fine delle attività di decommissioning dell'impianto OPEC (pianificate per il 2032) e potrà pertanto essere riutilizzata da ENEA secondo le proprie esigenze.

Per la sua definizione è stato preso a riferimento il "Construction Scenario" del §4.3.3 della pubblicazione NRPB-W36. Si assume che l'attività sia svolta per un intero anno. L'individuo rappresentativo considerato è quello degli adulti (lavoratori).

I coefficienti di dose sono stati calcolati prendendo a riferimento le seguenti vie di esposizione:

- dose esterna irraggiamento terreno: E_{ex}
- dose esterna per contaminazione della pelle: E_{skin}
- dose inalazione polvere contaminata: $E(50)_{inal}$
- dose ingestione involontaria del materiale contaminato: $E(50)_{ing}$

Il coefficiente di dose totale è stato calcolato come somma dei coefficienti di dose delle diverse vie di esposizione:

$$E_{tot} = E_{ex} + E_{skin} + E(50)_{inal} + E(50)_{ing}$$

Calcolo coefficienti di dose

Dose esterna

Il coefficiente di dose ($\mu\text{Sv}/\text{anno}$)/(Bq/g) per irraggiamento da suolo è stato calcolato con la seguente equazione:

$$E_{ex} = C_{soil} \cdot \rho_{soil} \cdot T_{os} \cdot h_{ex}$$

In cui C_{soil} = Concentrazione suolo; ρ_{soil} = Densità suolo; T_{os} = Tempo permanenza suolo contaminato; h_{ex} = Coefficiente di dose irraggiamento per unità di contaminazione

Dose per contaminazione della pelle

Il coefficiente di dose ($\mu\text{Sv}/\text{anno}$)/(Bq/g) per contaminazione della pelle è stato calcolato con la seguente equazione:

$$E_{skin} = C_{soil} \cdot \rho_{skin} \cdot \tau_{skin} \cdot T_{os} \cdot w_t \cdot h_{skin}$$

In cui C_{soil} = Concentrazione suolo; ρ_{skin} = Densità polvere depositata sulla pelle; T_{OS} = Tempo contaminazione della pelle; w_t = Fattore di peso tessuto pelle; h_{skin} = Coefficiente di dose equivalente irraggiamento per unità di contaminazione della pelle

Dose inalazione

La dose annuale per unità di concentrazione (Sv/anno)/(Bq/g) per inalazione è stata calcolata con la seguente equazione:

$$E(50)_{inal} = C_{soil} \cdot T_a \cdot F_{od} \cdot F \cdot os \cdot [F_{dis} \cdot F_h \cdot DL_h \cdot INH_h + F_{dis} \cdot (1 - F_h) \cdot DL_h \cdot INH_{am} + (1 - F_{dis}) \cdot DL_{am} \cdot INH_{am}] \cdot h(50)_{inal}$$

In cui: C_{soil} = Concentrazione suolo; T_a = Ore anno; F_{od} = Frazione delle ore/anno permanenza sito contaminato outdoor; F_{os} = Frazione delle ore/anno permanenza sito contaminato; F_{dis} = Frazione del tempo speso outdoor con disturbo suolo; F_h = Frazione del tempo speso outdoor in attività pesanti; INH_h = Tasso respirazione in condizioni normali; INH_{am} = Tasso respirazione attività pesanti; DL_h = Concentrazione polvere per disturbo suolo; DL_{am} = Concentrazione polvere per risospensione ambientale; $h(50)_{inal}$ = Coefficiente di dose inalazione – AMAD 5 μ m (Sr-90 – ICRP 134; Cs-137 – ICRP 137)

Dose ingestione accidentale polvere

La dose annuale per unità di concentrazione (Sv/anno)/(Bq/g) per ingestione involontaria di polvere contaminata è stata calcolata con la seguente equazione:

$$E(50)_{ing} = C_{soil} \cdot RATE \cdot h(50)_{ing} \cdot DIL$$

In cui: C_{soil} = Concentrazione suolo; $RATE$ = Rateo annuale ingestione suolo; $h(50)_{ing}$ = Coefficiente di dose ingestione (Sr-90 – ICRP 134; Cs-137 – ICRP 137); DIL = Fattore di diluizione del materiale contaminato con materiale pulito

Dose totale

Il coefficiente di dose totale è stato calcolato come somma dei coefficienti di dose di ciascuna via di esposizione. I valori dei coefficienti di dose per via di esposizione ed il coefficiente di dose totale sono riportati nella seguente tabella:

Radionuclide	Coefficienti di dose (μ Sv/anno)/(Bq/g)				
	E_{ex}	E_{skin}	$E(50)_{inal}$	$E(50)_{ing}$	E_{tot}
Sr-90	2.60E+01	1.76E-01	6.00E-01	4.38E-02	2.68E+01
Cs-137	2.09E+02	7.85E-02	2.07E-02	2.55E-02	2.09E+02

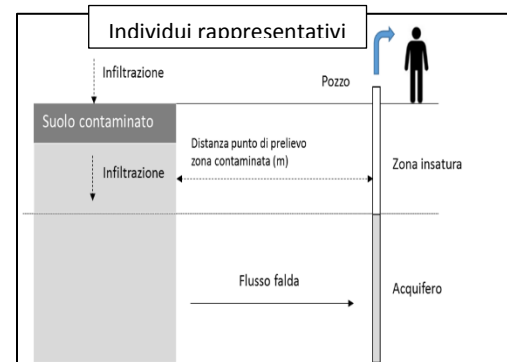
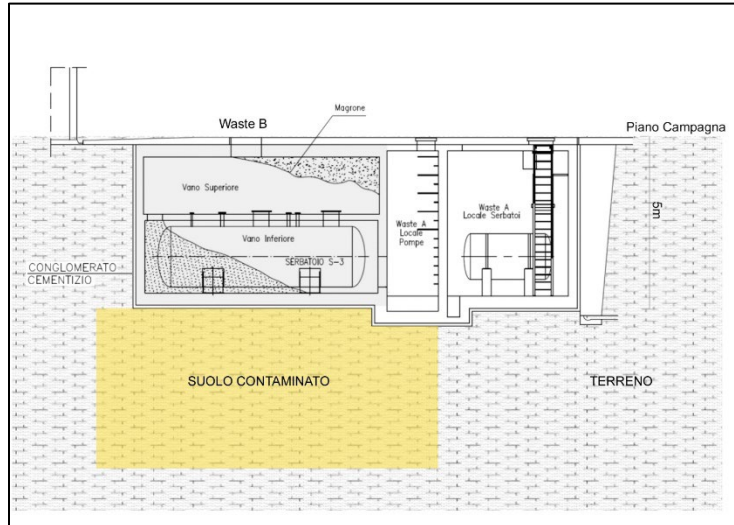
Scenario 2: Trasporto in falda

Lo scenario di esposizione implementato è quello del trasporto in falda di un'ipotetica contaminazione del terreno sotto i locali del Waste B di OPEC. La via di esposizione presa in considerazione è l'ingestione dell'acqua di falda attraverso l'utilizzo di un pozzo posto nelle vicinanze del sito. Le valutazioni sono state eseguite con il codice di calcolo NORMALYSA 2.0.

Termine sorgente

Il termine sorgente è rappresentato da uno strato di terreno uniformemente contaminato al di sotto dei locali del Waste B dell'impianto di OPEC. Si ipotizza che l'area contaminata sia pari a 50 m² (X=10 m; Y=5 m), area poco più estesa della soletta inferiore del locale Waste B.

I radionuclidi presi a riferimento sono lo Sr-90 ed il Cs-137. Lo spessore dello strato contaminato è stato ipotizzato di 5 m, separato dalla zona dall'acquifero da una zona insatura di 10 m. Lo spessore della zona satura è stato assunto di 50 m. Si assume all'inizio della simulazione che la



zona insatura e l'acquifero immediatamente sotto la zona di contaminazione non siano ancora contaminati per fenomeni di infiltrazione dovuti alle acque

meteoriche. Le valutazioni sono state eseguite ipotizzando una concentrazione pari ad 1 Bq/g per ciascun radionuclide.

Individui rappresentativi e scenario di esposizione

Lo scenario schematizzato considera la migrazione dei radionuclidi dal terreno contaminato fino ad un pozzo di prelievo in direzione di falda. I calcoli sono stati eseguiti ipotizzando la presenza di un pozzo a partire dall'area contaminata (ad 1 m) fino all'esterno del sito (200 m). I radionuclidi dal terreno contaminato migrano nella zona insatura grazie alle acque di infiltrazione fino alla falda acquifera e sono trasportati dal flusso delle acque sotterranee verso il pozzo a valle. L'acqua di falda è prelevata dal pozzo ed utilizzata come acqua potabile dagli individui della popolazione. Sono stati considerati i seguenti individui rappresentativi:

- Adulti;
- Bambini (7-12 anni);
- Lattanti (<1 anno).

Risultati del calcolo

I risultati del calcolo sono:

- Concentrazione dei radionuclidi nell'acqua del pozzo per unità di contaminazione del terreno (Bq/l)/(Bq/g);
- Dose efficace annua per unità di contaminazione del terreno ricevuta dagli individui della popolazione attraverso l'ingestione di acqua ($\mu\text{Sv}/\text{anno}$)/(Bq/g).

Il calcolo è stato eseguito su una scala temporale di 1000 anni, con step di 100 anni. Gli step sono stati scelti sulla base delle diverse simulazioni: le variazioni di concentrazione calcolate per intervalli più brevi sarebbero difficilmente apprezzabili.

Dati di input

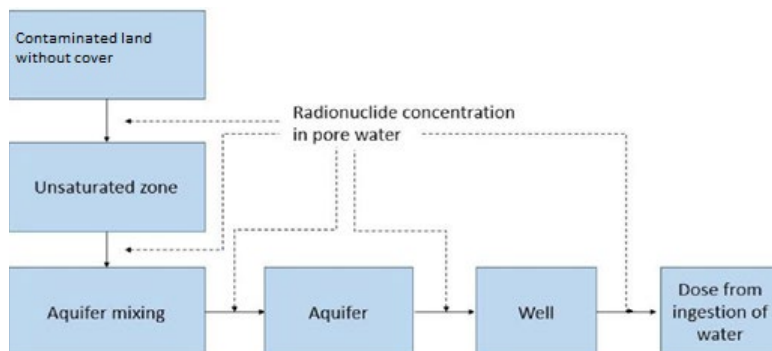
I dati di input includono le caratteristiche della sorgente di contaminazione, i parametri della zona insatura parametri dell'acquifero, le abitudini degli individui rappresentativi. I parametri considerati sono stati tratti da indagini locali e studi di letteratura, assumendo i valori più conservativi.

Implementazione del modello in NORMALYSA

Lo scenario di esposizione è stato schematizzato con i seguenti moduli del codice NORMALYSA:

- **'Contaminated land without cover'**: dalla libreria "Source" del codice per schematizzare la sorgente di contaminazione per il trasporto dei radionuclidi in falda;
- **'Unsaturated zone'**: dalla libreria 'Transports' del codice per schematizzare il trasporto verticale della zona insatura sotto l'area contaminate verso l'acquifero;
- **'Aquifer mixing'** dalla libreria 'Transports' del codice, per modellare la zona dell'acquifero immediatamente al di sotto dell'area contaminata dove il flusso verticale di contaminazione dalla zona insatura si miscela con il flusso orizzontale della falda;
- **'Aquifer'** dalla libreria 'Transports' del codice, per modellare il trasporto orizzontale dei radionuclidi nell'acquifero verso il punto di prelievo (pozzo);
- **'Well'** dalla libreria 'Receptors' – per modellare la concentrazione dei radionuclidi in acqua nel pozzo di prelievo dalla falda;
- **'Dose from ingestion of water'** dal modulo 'Doses', per calcolare la dose da ingestione per gli individui rappresentativi".

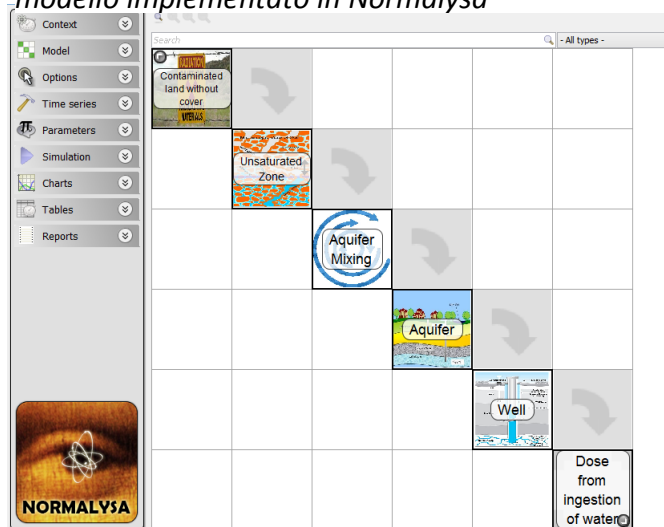
Figura 2 - Struttura del modello in NORMALYSA



Le zone immediatamente al di sotto del suolo contaminato sono state schematizzate assumendo a zero la concentrazione iniziale dell'attività (zona insatura ed acquifero).

La struttura del modello NORMALYSA utilizzata in schemi a blocchi è schematizzata in Figura 2, mentre la rappresentazione a matrice è riportata in Figura 3.

Figura 3 - Matrice dei moduli di sviluppo del modello implementato in Normalysa



Concentrazione in acqua di falda

Le concentrazioni di Sr-90 nell'acqua di falda in corrispondenza del pozzo per unità di contaminazione nel terreno sono riportate in Tabella 1.

Non si riporta il dettaglio delle concentrazioni di Cs-137 poiché il valore più elevato calcolato è pari a $1,3E^{-49}$ Bq/l dopo 1000 anni alla distanza di 1 m dall'area contaminata.

E' stata fatta una verifica delle concentrazioni anche utilizzando il codice RESERAD OFFSITE ver. 3.2. Utilizzando gli stessi parametri di input già descritti, si ottiene un valore massimo di circa $5,00E^{-08}$ Bq/l di Sr-90 per un pozzo posto ad 1 m.

Coefficienti di Dose Efficace popolazione

Tabella 1 - Concentrazioni calcolate di Sr-90 nell'acqua di falda

Tempo (anni)	Concentrazione Sr-90 (Bq/l)/(Bq/g)					
	Distanza pozzo					
	1 m	5 m	10 m	50 m	100 m	200 m
0	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
100	2,97E-14	8,84E-17	6,37E-19	8,33E-28	2,01E-33	7,81E-40
200	5,61E-09	4,02E-10	2,88E-11	6,30E-17	3,45E-21	1,38E-26
300	1,12E-07	2,63E-08	5,14E-09	5,32E-13	2,54E-16	7,31E-22
400	1,61E-07	6,65E-08	2,25E-08	2,39E-11	4,96E-14	6,39E-18
500	7,59E-08	4,26E-08	2,01E-08	1,01E-10	6,15E-13	2,66E-16
600	1,99E-08	1,35E-08	7,92E-09	1,22E-10	1,65E-12	1,91E-15
700	3,71E-09	2,82E-09	1,92E-09	6,87E-11	1,75E-12	4,48E-15
800	5,53E-10	4,55E-10	3,45E-10	2,37E-11	1,00E-12	4,98E-15
900	7,09E-11	6,16E-11	5,05E-11	5,87E-12	3,78E-13	3,27E-15
1000	8,14E-11	7,37E-11	6,41E-12	1,14E-12	1,05E-13	1,47E-15

I coefficienti di dose per la popolazione in ($\mu\text{Sv}/\text{anno}$)/(Bq/g) sono stati calcolati per il caso di prelievo di acqua in un pozzo posto ad 1 m dall'area contaminata, distanza alla quale si hanno i valori più elevati della concentrazione di Sr-90. Per i calcoli della dose sono stati utilizzati i coefficienti di dose per classe di età della Tabella F.1 dell'ICRP 119 ed i consumi di acqua ricavati dal Manuale per le valutazioni dosimetriche e le misure ambientali - ISPRA – CEVAD Emergenze nucleari e radiologiche 57/2010.

Nella Tabella 2 si riportano i coefficienti di dose calcolati per individui rappresentativi.

Tabella 2 - coefficienti di dose calcolati per individui

Tempo (anni)	Dose efficace ($\mu\text{Sv}/\text{anno}$)/(Bq/g)		
	Adulti	Bambini	Lattanti
0	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
100	4,56E-13	3,04E-13	2,13E-13
200	8,61E-08	5,73E-08	4,02E-08
300	1,72E-06	1,14E-06	8,03E-07
400	2,47E-06	1,65E-06	1,15E-06
500	1,16E-06	7,76E-07	5,44E-07
600	3,05E-07	2,03E-07	1,43E-07
700	5,69E-08	3,79E-08	2,66E-08
800	8,49E-09	5,65E-09	3,96E-09
900	1,09E-09	7,25E-10	5,08E-10
1000	1,25E-10	8,32E-11	5,83E-11

Livelli di clean-up proposti

I livelli di clean-up sono stati calcolati con le modalità descritte sopra e prendendo a riferimento i coefficienti di dose del solo scenario 1 e tenuto conto dei valori estremamente bassi di quelli calcolati per lo scenario 2. In Tabella 3 si riportano i valori di clean-up proposti per lo Sr-90 ed il Cs-137.

Tabella 3 - Livelli clean-up proposti

Radionuclide	Vincolo di dose	Coefficiente di dose	Livelli non arrotondati	Livelli proposti
	$\mu\text{Sv}/\text{anno}$	($\mu\text{Sv}/\text{anno}$)/(Bq/g)	Bq/g	Bq/g
Sr-90	10	2,68E+01	3,73E-01	1
Cs-137	10	2,09E+02	4,78E-02	0,1

I valori limite di contaminazione del terreno, nel caso di presenza contemporanea di Sr-90 e di Cs-137, dovranno in ogni caso verificare la seguente condizione:

$$\frac{C_{\text{Sr-90}}}{1} + \frac{C_{\text{Cs-137}}}{0,1} < 1$$

C'è da notare che i valori di concentrazione calcolati coincidono con i livelli di allontanamento dei materiali solidi della Tabella I-1B del Dlgs 101/20.

Pertanto, nel caso si riesca a raggiungere con le operazioni di bonifica la condizione sopra riportata, anche un futuro riutilizzo/smaltimento del terreno, ad esempio a seguito della attività previste nello scenario 1, potrà avvenire nel rispetto del criterio di non rilevanza radiologica.

Si sottolinea comunque che al momento l'unica via di esposizione per la popolazione all'esterno del sito è rappresentata dal trasporto in falda e visti i coefficienti di dose calcolati, si ritiene che anche ipotetiche concentrazioni di attività dell'ordine di qualche decina di Bq/g comportino dosi molto al di sotto del limite di rilevanza radiologica.

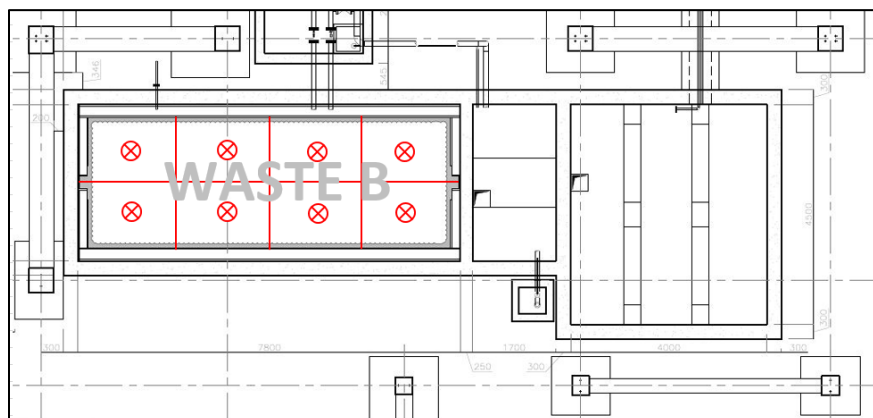
Si evidenzia che i Livelli di clean-up proposti sono stati calcolati a partire da condizioni e parametri estremamente cautelativi, sia per quanto riguarda i modelli di diffusione che per le condizioni di esposizione.

Nel caso in cui il raggiungimento degli obiettivi di bonifica comportasse variazioni significative alle attività previste, si procederà all'affinamento dello studio, rivalutando eventualmente i livelli di clean-up con condizioni al contorno più realistiche.

PIANO DI CARATTERIZZAZIONE DEI TERRENI

Per definire l'effettivo stato di contaminazione della soletta di Waste B e del terreno ad essa sottostante, allo scopo di ottimizzare le successive opere di bonifica, è stato predisposto un piano di campionamento ed analisi. Sono quindi stati effettuati 8 sondaggi verticali a carotaggio continuo sul fondo di Waste B che hanno interessato tutto lo spessore della soletta di fondo (circa 45 cm di calcestruzzo debolmente armato) e del magrone, spingendosi sino alla profondità di 5 m dal piano di calpestio, in modo da investigare anche il terreno sottostante. I sondaggi sono stati eseguiti con carotaggio continuo ambientale "a secco", garantendo durante il carotaggio stesso la massima percentuale possibile di recupero del materiale. Le porzioni in cui suddividere le carote prelevate nei sondaggi operati sul fondo del Waste B saranno valutate in fase operativa data la natura granulometrica dei primi strati di terreno, ma ipotizzando in via preliminare il primo metro di spessore suddiviso in strati di 25 cm ed oltre il metro di profondità in spessori fino ad un metro.

Figura 4 - Zone di prelievo dei terreni adiacenti Waste B



Il campionamento del terreno adiacente alle pareti sarà effettuato solo una volta demolite le pareti stesse. Considerando la condizione radiologica sufficientemente omogenea delle pareti (assenza di hot spots) così come indicato dagli esiti della mappatura radiologica effettuata, la posizione dei prelievi potrà essere determinata secondo giudizio in funzione dell'accessibilità

delle zone di prelievo e in maniera da non interferire con il cantiere di bonifica delle pareti in calcestruzzo. Dovranno essere comunque prelevati 20 campioni così distribuiti:

- 10 campioni dalle pareti sottostanti la soletta intermedia;
- 10 campioni dalle pareti sopra la soletta intermedia.

Le aliquote da sottoporre a misura saranno stabilite in fase operativa in funzione della modalità di prelievo applicata, considerando la possibilità di sottoporre ad analisi anche più di una aliquota per ogni punto di prelievo: se le caratteristiche di coesione e granulometria del terreno dovessero consentire il prelievo di una carota indisturbata, questa verrà sottoposta ad analisi per la porzione più prossima alla parete (10 cm circa), considerando la possibilità di prelevare una ulteriore aliquota sulla base dei risultati delle analisi descritte in seguito.

Le carote inoltre dovranno raggiungere la profondità, all'interno della parete laterale, di almeno 50 cm. Se invece le caratteristiche del terreno non consentissero il carotaggio, si procederà al campionamento manuale di terreno sciolto.

Analisi campioni di terreno

Le attività di caratterizzazione si baseranno su misure di spettrometria gamma, screening alfa e beta totale su tutti i campioni prelevati.

Nel caso in cui i risultati delle indagini di spettrometria gamma o screening alfa e beta totale mostrino il superamento dei livelli di indagine, saranno eseguite misure radiochimiche, ovverosia quando:

- Le misure di Cs-137 o beta ed alfa totale risultino superiori ai valori medi del fondo naturale più 2 volte la deviazione
- Le misure dei gamma emettitori non presenti nel fondo naturale siano superiori al rispettivo Livello Decisionale

Le misure radiochimiche saranno effettuate su aliquote delle stesse porzioni di campioni sui quali sono state effettuate le misure di spettrometria gamma o di beta ed alfa totale. Le porzioni di campione saranno rese disponibili nella fase di pretrattamento nelle modalità indicate nel punto 7 della ISO 18589-1. Per le misure di screening alfa e beta totale il pretrattamento dei campioni sarà eseguito nel rispetto della ISO 18589-2.

Sui campioni nel primo metro di terreno in posto al di sotto della soletta di Waste B verranno effettuate anche determinazioni di Sr-90 (1 campione ogni 50 cm); nel caso venissero rilevate concentrazioni superiori rispetto Livello Decisionale, si proseguirà con le determinazioni anche per i livelli successivi.

Determinazione fondo di riferimento

Allo scopo di determinare i livelli di fondo per il terreno, verranno effettuati tre ulteriori sondaggi a carotaggio continuo, con le stesse modalità già descritte, mirati al prelievo di campioni di bianco relativi alle diverse profondità dei campioni analizzati al di sotto di Waste B.

Verrà quindi campionato un primo strato di terreno superficiale dello spessore di 30 cm, dopodiché verranno prelevati campioni rappresentativi di ogni metro di terreno fino a fondo scavo. Le analisi da effettuare su tutti i campioni saranno: misure di spettrometria gamma, screening alfa e beta totale.

RIFERIMENTI

- ICRP, 2012. Compendium of Dose Coefficients based on ICRP Publication 60. ICRP Publication 119. Ann. ICRP 41(Suppl.);
- ICRP, 2016. Occupational Intakes of Radionuclides: Part 2. ICRP Publication 134. Ann. ICRP 45(3/4), 1–352;
- ICRP, 2017. Occupational Intakes of Radionuclides: Part 3. ICRP Publication 137. Ann. ICRP 46(3/4);
- DECRETO LEGISLATIVO 31 luglio 2020, n. 101. Attuazione della direttiva 2013/59/Euratom, che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti, e che abroga le direttive 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom e 2003/122/Euratom e riordino della normativa di settore in attuazione dell'articolo 20, comma 1, lettera a), della legge 4 ottobre 2019, n. 117;
- User's manual for NORMALYSA v.2.1 - Description of Program Module Libraries, Mathematical Models and Parameters Rodolfo Avila, Erik Johansson, Dmitri Bugai, Daria Koliabina Facilia - AB – 2018 - <http://project.facilia.se/normalysa/software.html>;
- USER'S MANUAL FOR RESRAD-OFFSITE CODE VERSION 4 - NUREG/CR-7268 ANL/EVS/TM-19/2 Vol. 1 - Date Published: February 2020 - Argonne National Laboratory
- DM 7 agosto 2015 – Classificazione dei rifiuti radioattivi, ai sensi dell'articolo 5 del decreto legislativo 4 marzo 2014, n. 45;
- NRPB-W36 – Methodology for Estimating the Doses to Members of the Public from the Future Use of land Previously Contaminated with Radioactivity; March 2003;
- Bonzi D., Dlouhy Z., Lenzi G.. 1965. "A study on the sorption Properties of natural Tuffs occurring in the Lake Bracciano Region (Rome). CNEN RT/PROT(65)19. Roma, 1965;
- Radionuclide and Radiation Protection Data Handbook – D. Delacroix 2002;
- Direttiva 2013/59/Euratom del Consiglio, del 5 dicembre 2013;

- Recommended radiological protection criteria for the recycling of metals from the dismantling of nuclear installations, Radiation Protection No. 89, Luxembourg, 1998;
- International Atomic Energy Agency. Handbook of parameter values for the prediction of radionuclide transfer in terrestrial and freshwater environments, Technical reports series No. 472;
- European Commission. Basis for the definition of surface contamination clearance levels for the recycling or reuse of metals arising from the dismantling of nuclear installations, RP 101, Luxembourg 1999;
- European Commission, 'Methodology and models used to calculate individual and collective doses from the recycling of metals from the dismantling of nuclear installations', Radiation Protection No. 117;
- Recommended radiological protection criteria for the clearance of buildings and building rubble from the dismantling of nuclear installations, Radiation Protection No. 113, Luxembourg, 2000;
- European Commission, 'Definition of clearance levels for the release of radioactively contaminated buildings and building rubble', Radiation Protection No. 114;
- European Commission, 'Practical Use of the Concepts of Clearance and Exemption –Part I Guidance on the General Clearance Levels for Practices', Radiation Protection 122, European Commission, 2000;
- Safety Standards Series No. RS-G-1.7: "Application of the concepts of exclusion, exemption and clearance"- IAEA, Vienna 2004;
- Safety Reports Series No. 44: "Derivation of activity concentration values for exclusion, exemption and clearance" - IAEA, Vienna 2005;
- Federal Guidance Report No. 15 – External Exposure to Radionuclides in Air, Water and Soil – August 2019;
- ISPRA – CEVAD Emergenze nucleari e radiologiche 57/2010 – Manuale per le valutazioni dosimetriche e le misure ambientali.

Trattamento e allontanamento senza vincoli di natura radiologica dei materiali tecnologici secondari di tipo solido prodotti nell’impianto ITREC.

Giovanni Varasano¹, Antonio Puppio¹, Salvatore Abate¹, Mario Scafiezze¹, Vincenzo Stigliano¹, Francesco Mancini²

¹SOGIN Spa, Impianto ITREC- Trisaia, Rotondella (MT) - Italy.

²SOGIN Spa, Sede Centrale, Roma - Italy.

varasano@sogin.it

INTRODUZIONE

Nell’impianto nucleare ITREC, situato nel comune di Rotondella (MT), è stato effettuato il riprocessamento di elementi di combustibile Elk River della filiera Uranio-Torio.

Tale processo chimico-fisico ha portato a contaminazioni differenti nelle varie sezioni di impianto, sia in termini qualitativi che quantitativi.

Prima di ogni singolo intervento su una porzione di impianto, vengono redatti specifici piani di caratterizzazione radiologica che portano a definire il vettore dei fattori di correlazione tra i vari radionuclidi, da applicarsi ai materiali e rifiuti prodotti dalle operazioni di bonifica o smantellamento.

Le attività di impianto, sia di mantenimento in sicurezza che di decommissioning, comportano tuttavia una produzione notevole di materiali tecnologici secondari di tipo solido: si tratta di dispositivi di protezione individuale (sovrascarpe, tute, guanti, etc.), di materiali di consumo (teli, sacchi, etc) e di contenitori per i campionamenti (bottiglie, beaker, etc.) che, seppur materiali in parte potenzialmente rilasciabili, in passato sono stati sempre classificati e gestiti come rifiuti radioattivi ad attività molto bassa (VLLW).

Al fine di ottimizzare la gestione di questi materiali, a partire da dicembre 2020, sono state predisposte e attuate delle procedure tecnico/gestionali, che prevedono il trattamento del materiale all’interno di una waste management facility (WMF) e i relativi controlli radiometrici per l’allontanamento incondizionato all’esterno dell’installazione.

Scopo del presente documento è descrivere tutte le fasi del processo di gestione di materiali tecnologici secondari di tipo solido, ponendo particolare attenzione sia agli aspetti tecnici della verifica radiometrica finale (processi di misura e metodiche di analisi di radionuclidi specifici), sia agli aspetti gestionali riguardanti il passaggio dei materiali dalla normativa di radioprotezione (D.Lgs. 101/2020) alla normativa in materia ambientale (D.Lgs. 152/2006).

Viene infine svolta una breve valutazione volta a dimostrare e quantificare i vantaggi economici e ambientali che si otterranno grazie a questa nuova modalità di gestione dei materiali tecnologici secondari.

PROCESSO DI CARATTERIZZAZIONE RADIOLOGICA

A causa del processo chimico – nucleare che ha visto coinvolti gli elementi di combustibile nucleare Elk River, presso l’impianto ITREC si registrano contaminazioni differenti a seconda della sezione di impianto che viene presa in esame.

Pertanto, prima di ogni intervento di bonifica o di smantellamento, viene eseguita una caratterizzazione radiologica “ad hoc”, al fine di individuare le correlazioni tra i radionuclidi ETM

(Easy to measure) come il ^{137}Cs e ^{60}Co e gli altri radionuclidi HTM (Hard to measure) tipo alfa e beta emettitori (^{90}Sr , $^{59/63}\text{Ni}$, ^{55}Fe , ^3H , ^{238}U , ^{235}U , ^{233}U , ^{232}Th).

La sequenza della progettazione ed esecuzione di un piano di caratterizzazione è la seguente:

- Recupero delle informazioni storiche al fine di individuare la storia operativa dei componenti oggetti del piano e le relative contaminazioni previste in fase di esercizio o in condizioni incidentali;
- Screening radiometrico iniziale con strumentazione portatile (radiometri e contaminometri portatili) al fine di individuare eventuali “hot spot” in cui prelevare i campioni;
- Prelievo campioni e successive analisi radiochimiche al fine di individuare tutti i radionuclidi caratteristici per l’impianto ITREC;
- Redazione del piano di caratterizzazione radiologica, da sottoporre all’Autorità di Controllo “per esame”;
- Recepimento di eventuali osservazioni e/o richieste di integrazioni e ulteriori campionamenti da parte dell’Autorità di Controllo;
- Redazione di un Piano di caratterizzazione radiologica esecutiva e relativo piano di verifica radiometrica finale;
- Approvazione del piano da parte dell’Autorità con eventuali prescrizioni/limitazioni;
- Avvio delle attività di bonifica/smantellamento e attuazione della verifica radiometrica ai fini del rilascio incondizionato;
- Stoccaggio dei “materiali potenzialmente rilasciabili” in aree idonee, in attesa dello svincolo radiologico;
- Svincolo radiologico e rilascio incondizionato all’esterno dell’installazione.

LIMITI DI RILASCIO UTILIZZATI IN ITREC

I radionuclidi presi a riferimento, ai fini della caratterizzazione radiologica e della successiva verifica radiometrica dei materiali, sono quelli riportati nella prescrizione gestionale allegata alla Licenza di Esercizio di ITREC, per i quali risultano definiti i livelli di concentrazione per l’allontanamento incondizionato dei materiali solidi dall’impianto (Tabella 1).

Radionuclide (i)	Livelli di concentrazione (C_i)				
	Metallici		Cementizi		Altri Materiali
	Superficie (Bq/cm ²)	Massa (Bq/g)	Superficie (Bq/cm ²)	Massa (Bq/g)	Massa (Bq/g)
^3H	10000	1	10000	1	0,1
^{55}Fe	1000	1	10000	1	0,1
^{60}Co	1	1	1	0,1	0,1
^{59}Ni	1000	1	10000	1	0,1
^{63}Ni	1000	1	10000	1	0,1
^{90}Sr	1	1	100	1	0,1
^{134}Cs	1	0,1	1	0,1	0,1
^{137}Cs	10	1	1	1	0,1
^{152}Eu	1	1	1	0,1	0,1
^{154}Eu	1	1	1	0,1	0,1
α-emettitori (come U e/o Th)	0,1	0,1	0,1	0,1	0,01

Tabella 1 – Radionuclidi di riferimento e Livelli di Allontanamento incondizionato dei materiali solidi dall’Impianto ITREC.

La prescrizione gestionale afferma che, ai fini dell'allontanamento incondizionato, dovranno essere rispettati i livelli di concentrazione di massa e, se applicabili, i livelli di concentrazione superficiale.

Infine, la condizione da rispettare nel caso siano presenti più radionuclidi è la seguente:

$$\sum_i \frac{C_i}{C_{li}} < 1$$

con C_i valore della concentrazione di massa o della concentrazione superficiale del radionuclide i -esimo e C_{li} livello di allontanamento stabilito per lo stesso radionuclide.

Per quanto riguarda i vettori di correlazione da applicare ai materiali e rifiuti prodotti, in ITREC si applica la seguente procedura:

- per tutte le attività di routine svolte in impianto ai fini del mantenimento in sicurezza, viene associato un vettore di fattori di correlazione caratteristico;
- per ogni attività di smantellamento/bonifica, vengono stabiliti uno o più vettori di correlazione, definiti a valle del processo di caratterizzazione radiologica;

	$^{90}\text{Sr}/^{137}\text{Cs}$	$^{233}\text{U}/^{137}\text{Cs}$	$^{235}\text{U}/^{137}\text{Cs}$	$^{238}\text{U}/^{137}\text{Cs}$	$^{232}\text{Th}/^{137}\text{Cs}$	$^{59}\text{Ni}/^{60}\text{Co}$	$^{63}\text{Ni}/^{60}\text{Co}$	$^{55}\text{Fe}/^{60}\text{Co}$	$^3\text{H}/^{137}\text{Cs}$
Routine	F1	F2	F3	F4	F5	F6	F7	F8	F9
Attività 1
Attività 2
Attività 3

Tabella 2 – Fattori di correlazione utilizzati in ITREC

La misura radiometrica di verifica della contaminazione superficiale viene attuata mediante contaminometri portatili a flusso di gas o a scintillazione, mentre la misura radiometrica di verifica della concentrazione di massa viene attuata con sistemi di spettrometria gamma mediante l'utilizzo di rivelatori HPGe coassiali e la misura di ^3H viene effettuata mediante un contatore a scintillazione liquida.

MODALITÀ DI GESTIONE DEI MATERIALI TECNOLOGICI SECONDARI

I materiali tecnologici secondari sono riconducibili essenzialmente a dispositivi di protezione individuale (sovrascarpe, tute, guanti, etc.), di materiali di consumo (teli, sacchi, etc) e contenitori per i campionamenti (bottiglie, beaker, etc.).

Tali materiali, provenienti dalla Zona Controllata, possono essere distinti in:

- provenienti da aree generiche impianto;
- provenienti da specifiche aree di cantiere

Presso l'impianto ITREC sono presenti 11 punti di raccolta nelle aree di impianto e 1 o più punti di raccolta dei materiali in ogni specifico cantiere.

Al momento della produzione, viene effettuata in campo una misura di screening con contaminometro portatile, in termini di gross beta/gamma e gross alpha.

I materiali che presentano una misura preliminare di Contaminazione Superficiale Totale inferiore alla minima concentrazione di attività rilevabile (ossia $\text{CST} < \text{MDA}$), vengono trasferiti nell'area operativa N. 1 della WMF di ITREC; i materiali che presentano valori $\text{CST} > \text{MDA}$, vengono trasferiti nell'area operativa N. 2 della WMF di ITREC.

Le aree operative N.1 e N.2, oltre che per il grado di contaminazione dei materiali in ingresso, differiscono anche per il differente sistema di contenimento dinamico ($\Delta p_{\text{Area N.2}} > \Delta p_{\text{Area N.1}}$). I contenitori per i campionamenti (bottiglie, beaker, etc.), essi vengono invece trasferiti direttamente nell'area operativa N. 2, in quanto l'eventuale contaminazione è presente nella superficie interna del contenitore.

Per ogni fusto in ingresso alla WMF, le fasi di lavoro sono le seguenti:

- Estrazione e cernita dei materiali, previa verifica che essi provengano dalla stessa area di produzione;
- Identificazione del materiale oggetto del trattamento (“ID Materiale”) mediante numero progressivo;
- Taglio dei materiali in opportuna geometria idonea alla misura della contaminazione superficiale sul 100 % delle superfici dei materiali. Il taglio avviene manualmente o in modalità semi-automatica, mediante l'utilizzo di macchine e attrezzature dedicate;
- Identificazione delle parti in cui viene tagliato il materiale, mediante trascrizione sulla parte del materiale di un codice numerico avente la seguente nomenclatura: ID Materiale / ID Parte Materiale;
- Misura della contaminazione superficiale totale (CST) e compilazione delle schede di misura;
- Suddivisione delle Parti di materiali che presentano misure di CST < MDA, che verranno inseriti in contenitori a sacco distinti rispetto alle Parti di materiali che presentano misure di CST > MDA;
- Ogni sacco contiene una specifica tipologia di materiale (tute, guanti, sovrascarpe, ecc.); al fine di ottimizzare i volumi, viene aspirata l'aria contenuta nel sacco prima dell'inserimento nel contenitore finale tipo big-bag;
- I big-bag contenenti i materiali che presentano misure di CST < MDA vengono identificati come “*contenitore con materiale tecnologico trattato e potenzialmente rilasciabile*”, mentre i sacchi dei materiali che presentano misure di CST > MDA verranno gestiti come *rifiuti radioattivi*, secondo le procedure d'Impianto;
- Compilazione della scheda del big-bag;
- Controlli radiometrici esterni al big-bag;
- Trasferimento dei big-bag, mediante carrello elevatore, in opportune aree delimitate e dedicate, in attesa di verifica radiometrica finale.

VERIFICA RADIOMETRICA E ALLONTANAMENTO INCONDIZIONATO

Tutti i big bag contenenti “*materiali potenzialmente rilasciabili*” vengono sottoposti a un processo di verifica radiometrica finale, prima dello svincolo radiologico ai sensi del D.Lgs. 101/2020 e della successiva gestione come rifiuto ai sensi della normativa ambientale (D.Lgs. 152/06).

In accordo con le prescrizioni emesse dall'Autorità di Controllo ed alle procedure di misura di ITREC, la verifica radiometrica finale sui “materiali tecnologici secondari potenzialmente rilasciabili” viene eseguita come di seguito indicato:

- viene effettuata una misura di spettrometria gamma sul 100% dei materiali da allontanare, al fine di determinare la misura di concentrazione di massa sui gamma emettitori di riferimento di ITREC (^{137}Cs , ^{134}Cs , ^{152}Eu , ^{154}Eu , ^{60}Co);
- sebbene il ^3H sia un nuclide HTM, calcolato mediante il vettore di correlazione associato, viene effettuata una determinazione analitica di tale nuclide solo nel caso in cui esso non sia stato preventivamente “escluso” nel corso del processo di caratterizzazione radiologica. In particolare per i big bag destinati al rilascio incondizionato viene effettuata una misura di concentrazione di ^3H ogni 5 big bag provenienti dalla stessa area di produzione. Gli esiti di tali determinazioni radiochimiche vengono utilizzati per quantificare le attività specifiche del ^3H da associare ai 5 contenitori;

- ogni singola misura della concentrazione radioattiva di massa dovrà interessare una quantità di materiale non maggiore di mille chilogrammi oppure un metro cubo. Per singola misura della radioattività, si intende quella dell'i-esimo rivelatore di radiazioni calibrato in efficienza rispetto ad una specifica geometria. Detta geometria dovrà essere rappresentativa di una massa pari a quella specificata nel suddetto criterio;
- la strumentazione radiometrica, utilizzata ai fini della verifica del rispetto dei livelli di allontanamento incondizionato, dovrà garantire una MDA inferiore al 50% dei corrispondenti i-esimi livelli di allontanamento per i radionuclidi gamma emettitori suddetti;
- un radionuclide potrà essere escluso dalla verifica finale (ossia sarà posto un valore pari a “zero” nel calcolo della sommatoria sopra citata) solamente nel caso in cui le misure risultino inferiori al Livello Decisionale (Decision Threshold), calcolato secondo la norma UNI ISO 11929-1:2019 e al contempo le MDA siano inferiori al 50% del rispettivo livello di allontanamento. Nel caso in cui le misure risultino inferiori alla MDA ma superiori al Livello Decisionale, il valore della MDA sarà computato all'interno della sommatoria;
- al termine delle misure di spettrometria gamma e in attesa del completamento delle misure di ^3H , i big bag vengono stoccati in aree adeguatamente delimitate, dedicate e proceduralizzate, denominate «Aree stoccaggio materiali rilasciabili» con survey radiometrica almeno trimestrale;
- al termine del processo di misura, il materiale viene classificato dall'Unità di Fisica Sanitaria di ITREC, utilizzando sia il vettore di fattori di correlazione associato all'area di produzione dei materiali tecnologici secondari, sia gli esiti della determinazione del ^3H effettuato in laboratorio;
- ai fini del rilascio, all'interno della sommatoria sarà verificato il rispetto del livello di allontanamento considerando la misura analitica insieme alla corrispondente incertezza di misura propagata;
- l'esperto di Radioprotezione emette il certificato di svincolo radiologico;
- i materiali che soddisfano la definizione di rifiuto, per i quali è stata rilasciata l'autorizzazione all'allontanamento sono gestiti, smaltiti nell'ambiente, riciclati o riutilizzati, nel rispetto della disciplina generale delle emissioni in atmosfera o della gestione dei rifiuti di cui al D.Lgs. 152/2006;
- il rifiuto viene trasferito nel deposito temporaneo per i rifiuti speciali “convenzionali”, in Zona Non Classificata (la quale ha comunque una survey radiometrica semestrale);
- al rifiuto viene associato il codice CER relativo (Codice Europeo Rifiuto) e successivamente, dopo determinazione analitica, esso viene smaltito nel termine massimo di 3 mesi dalla data di svincolo radiologico (il termine di 3 mesi può diventare 1 anno se i quantitativi di rifiuti complessivamente presenti nel registro di carico e scarico di Impianto sono inferiori a 30mc, di cui al massimo 10 mc di rifiuti pericolosi).

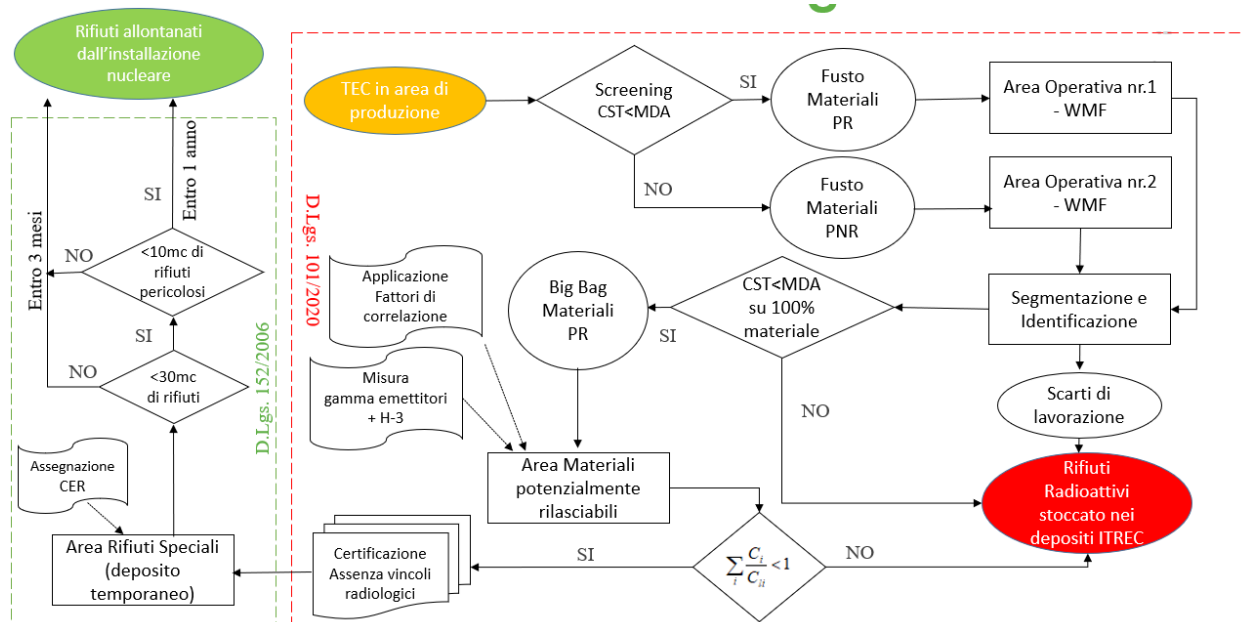


Figura 1 – Schema di gestione materiali tecnologici secondari

COSTI DI GESTIONE DEI RIFIUTI RADIOATTIVI

Le valutazioni dei costi indicate nel presente documento sono frutto di stime fatte dall'autore e possono essere soggette a variazioni anche considerevoli, a seconda delle ipotesi di calcolo che vengono attuate.

I manufatti finali di rifiuto VLLW prodotti presso ITREC sono gli overpack da 0,38mc, per i quali sono stati stimati i costi di produzione e di gestione in sito come indicato di seguito.

Per quanto riguarda i costi di produzione di 1 mc di rifiuto VLLW, si devono considerare i costi di acquisto di ogni overpack da 0,38 mc (il quale al suo interno contiene mediamente 6 fusti da 0,22mc supercompattati), i costi per la caratterizzazione radiologica di ogni fusto petrolifero da 0,22 mc e i successivi costi di supercompattazione e cementazione. Si è stimato che il costo di produzione di ogni mc di rifiuto radioattivo risulta pari a circa **10 k€/mc**.

Il costo per lo smaltimento dei rifiuti radioattivi è dato dalla somma del costo di gestione del rifiuto presso il sito di produzione (ITREC) e dei costi di trasporto e gestione nel futuro Deposito Nazionale.

I costi di gestione annua di ogni mc di rifiuto VLLW prodotto in ITREC sono imputabili ai costi di mantenimento in sicurezza (calcolati tenendo in conto che l'impianto ITREC è stato realizzato negli anni '60 e che pertanto le strutture richiedono quindi periodici e costosi interventi di manutenzione); ad essi si aggiungono i costi di decommissioning, i quali in prima approssimazione non influiscono sul costo di gestione dei rifiuti prodotti.

Si ipotizza pertanto che il costo annuo per il mantenimento in sicurezza (e quindi il costo di gestione dei rifiuti) sia costante e pari a 7,5 k€/anno.

Ad oggi presso ITREC sono stoccati circa 3.800 mc di rifiuti radioattivi, i quali diventeranno circa 9.500 mc al termine delle operazioni di smantellamento e inizio conferimento al Deposito Nazionale, previsto nel 2035.

Sulla base delle stime interne effettuate per la futura produzione di rifiuti radioattivi, si può stimare il costo di gestione di cumulato 1 mc di VLLW in base all'anno di produzione, così come indicato in figura.

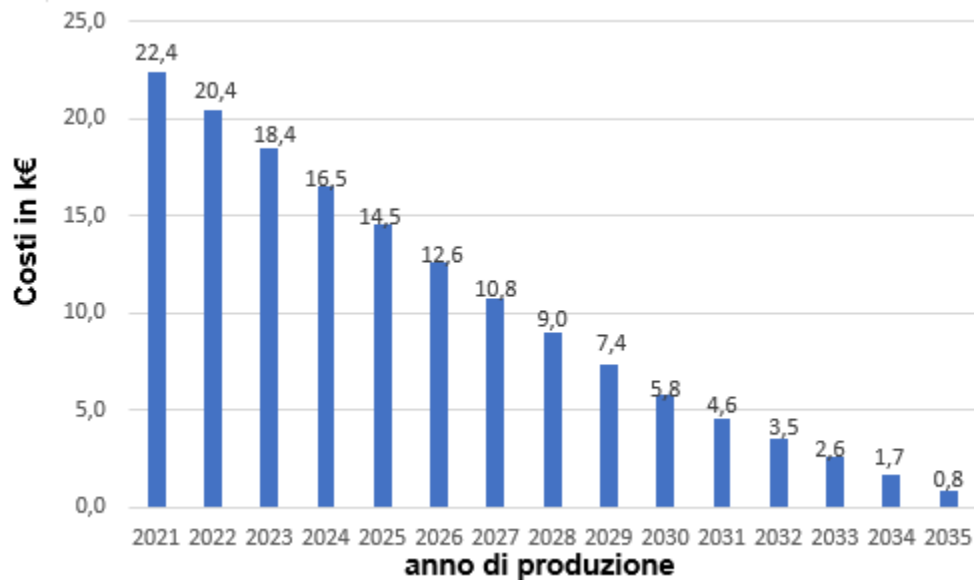


Figura 1 – Costo cumulato di 1 mc di VLLW in ITREC in base all'anno di produzione

Il costo di gestione di 1mc di VLLW risulta funzione decrescente rispetto all' anno di produzione, mentre il costo per allocare 1 mc di VLLW presso le strutture di deposito temporaneo di ITREC è stimato costante e pari circa pari a **4 k€/mc**.

Pertanto, il costo complessivo di gestione e stoccaggio in ITREC di 1 mc di rifiuto radioattivo VLLW prodotto nell'anno 2021 (ipotizzando come data di conferimento il 2036), è di circa **26.5 k€**.

I costi afferenti al Deposito Nazionale, ossia i costi di realizzazione, i costi di conferimento dei rifiuti e i costi di gestione di 1 mc di VLLW presso il Deposito Nazionale, ad oggi sono ancora in corso di valutazione.

In effetti, il costo a fine vita di un rifiuto VLLW, risulta difficile da calcolare con precisione, in quanto, oltre alla lunga durata prevista per lo stoccaggio (300 anni), vanno considerate le variabilità dei prezzi dovuti a aumenti dei costi delle materie prime, inflazione ed eventi socio-politici di carattere globale.

RIDUZIONE DEI VOLUMI DI RIFIUTI RADIOATTI E VALUTAZIONI SULLA SOSTENIBILITÀ AMBIENTALE

Il processo di gestione dei materiali tecnologici secondari è iniziato a partire dal mese di dicembre 2020.

Presso l'Impianto ITREC, i materiali vengono dapprima stoccati in fusti da 0,22 mc e successivamente pressati per una riduzione di volume, ai fini dell'inserimento in overpack da 0,38 mc, nel quale vengono condizionati con malta qualificata.

Data l'elevata comprimibilità dei tecnologici secondari, si stima che per ogni Overpack vengono inseriti 6 fusti da 0,22 mc.

I risultati del processo di gestione dei tecnologici secondari sono riportati nella tabella seguente

Fusti di “materiali potenzialmente rilasciabili” da 0,22mc in ingresso alla WMF	84
Fusti di rifiuti radioattivi in uscita dalla WMF	34
Nr Fusti di “materiali potenzialmente rilasciabili”	50
% fusti recuperati	59,52%
Overpack da 0,38 mc risparmiati	8,33

Tabella 3 – Rifiuti trattati in WMF nel periodo dicembre 2020 – agosto 2022

In merito alla percentuale di fusti recuperati, è necessario precisare che essa tiene in conto anche del fatto che, nei vari fusti in ingresso alla WMF, possono essere contenuti materiali diversi dai tecnologici secondari, provenienti dalla stessa area di produzione; ad oggi è in corso un processo di ottimizzazione nella differenziazione ab origine del rifiuto, per cui si stima di raggiungere percentuali di recupero dei soli tecnologici secondari che arrivano fino al 90%.

I costi sostenuti per le lavorazioni del materiale potenzialmente rilasciabile effettuate in WMF, sono stimati pari a circa **10 k€/mc**; i costi per lo smaltimento all'esterno dell'installazione dei rifiuti esenti, invece, possono essere quantificati pari a circa **1 k€/mc**.

Sulla base dell'esperienza operativa effettuata fino ad oggi, sono stati risparmiati circa 3,2 mc di rifiuti in circa 19 mesi (ossia a partire dal dicembre 2020), il che equivale attualmente a circa 2mc/anno di rifiuti esenti che rappresentano il **10% di rifiuti radioattivi in meno per ogni anno di esercizio di ITREC**.

Ipotizzando che tale percentuale rimanga costante negli anni, con questo metodo di gestione dei tecnologici secondari, verranno prodotti circa 550 mc in meno di rifiuto VLLW fino al 2035, con un risparmio in ITREC, complessivamente pari a circa **2,87 M€** (costi di allocazione pari a circa 2,23 M€ e costi integrati di gestione in ITREC pari a circa 0,64 M€).

In fig.2 è riportata la distribuzione del solo costo di gestione in base all'anno di produzione del rifiuto esente.

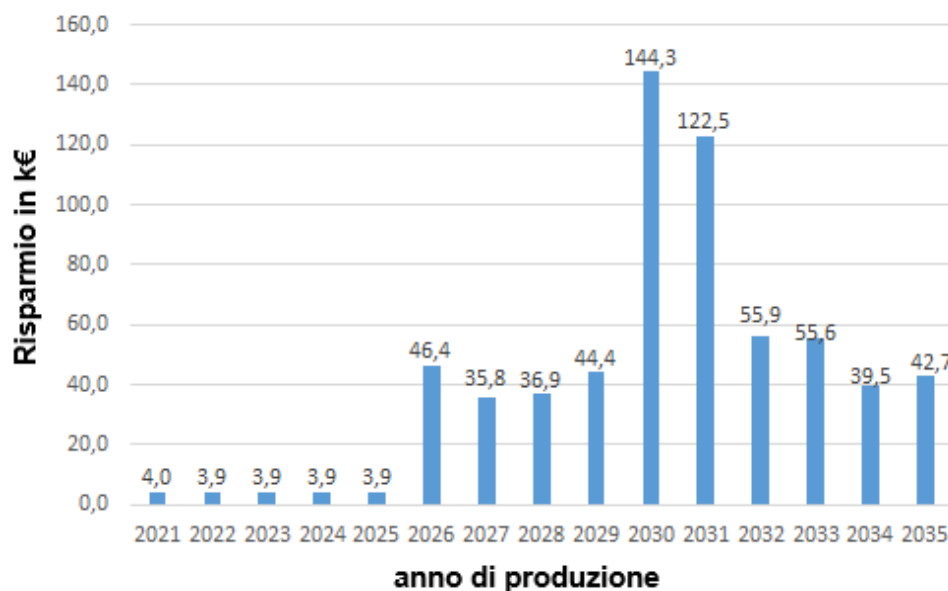


Figura 2 – Risparmio annuo stimato in ITREC con nuovo metodo di gestione dei tecnologici secondari

Tali costi sono di fatto risparmiati dai cittadini, in quanto i costi di esercizio e sistemazione dei rifiuti derivanti dalle installazioni nucleari, sono finanziati mediante la componente tariffaria A2RIM (ex componente A2) della bolletta elettrica, pertanto il costo di ogni mc di rifiuto è un costo che si distribuisce su tutta la popolazione che ha utenze elettriche.

Nelle scienze ambientali ed economiche, con il termine sostenibilità si intende la **condizione di uno sviluppo in grado di assicurare il soddisfacimento dei bisogni della generazione presente, senza compromettere la possibilità delle generazioni future di realizzare i propri.** Tale concetto è stato introdotto nel corso della prima conferenza ONU sull'ambiente nel 1972.

La strategia messa in atto presso l'impianto ITREC è sostenibile sia dal punto di vista ambientale che economico: dal punto di vista ambientale in quanto si riduce del 10% il tasso di produzione dei rifiuti radioattivi, favorendo un corretto smaltimento e riciclo dei rifiuti prodotti; dal punto di vista economico in quanto il **costo di produzione di 1 mc di VLLW è circa pari al costo di trattamento di 1 mc di Tecnologico secondario nella WMF, mentre i costi di gestione e smaltimento come rifiuto esente sono trascurabili rispetto ai costi di gestione come rifiuto VLLW.**

Infine, anche da un punto di vista radioprotezionistico, la pratica effettuata nella WMF risulta essere giustificata e ampiamente ottimizzata in quanto le dosi in gioco per le attività di trattamento sono prossime al fondo di radioattività naturale, mentre le dosi stimate per le movimentazioni dei materiali e rifiuti nei depositi di stoccaggio non superano i **100 microSv/anno**. Pertanto non si hanno incrementi di dose significativi sui lavoratori impiegati nelle lavorazioni, i quali comunque sono classificati Esposti alle radiazioni ionizzanti.

CONCLUSIONI

Nel presente lavoro sono state descritte le modalità operative previste per il trattamento materiali tecnologici secondari che si producono presso dell'impianto ITREC. L'applicazione di tali metodologie porta ad una riduzione del 10% sul tasso annuo di produzione di rifiuti radioattivi di ITREC.

L'approccio descritto rappresenta un esempio di gestione sostenibile dei materiali secondari; il conseguente allontanamento incondizionato dei materiali porterà ad una sensibile diminuzione dei volumi di rifiuti radioattivi prodotti durante le future attività di smantellamento di siti nucleari, con una sensibile riduzione dei costi socio-economici ed ambientali.

Risultati e finalità della caratterizzazione radiologica di materiali derivanti da attività di cantiere condotte all'interno di un Sito Nucleare

L. Leone¹, F. Mancini¹, S. Abate², A. Puppio², G. Varasano²

¹ Sogin, Via Marsala 51/c, 00185 Roma

² Sogin, SS 106 Jonica km 419+500, 75026 Rotondella (MT)

leone@sogin.it

Riassunto

Scopo del lavoro è illustrare l'approccio che è stato adottato ai fini della caratterizzazione radiologica iniziale e dell'indagine di dettaglio di un'area ubicata all'interno della zona controllata del Sito Itrec di Rotondella, interessata da opere provvisorie per la realizzazione dell'Edificio di Processo dell'Impianto ICPF¹.

Le attività di caratterizzazione sono state condotte con riferimento alle principali norme ISO sulla radioattività ambientale (UNI ISO 18589: 2007) e sulla bonifica di siti contaminati (ISO 18557: 2017).

DESCRIZIONE DELL'IMPIANTO ICPF

L'impianto di cementazione del Prodotto Finito (ICPF) è stato progettato per il condizionamento dei rifiuti liquidi radioattivi, attualmente stoccati presso l'Impianto ITREC, mediante processo di neutralizzazione e solidificazione con inglobamento della corrente radioattiva in matrice cementizia. L'impianto si compone di un Edificio in cui sarà eseguito il processo di condizionamento dei rifiuti liquidi radioattivi e di un Edificio dedicato allo stoccaggio temporaneo dei manufatti cementizi, nonché dei cask per lo stoccaggio a secco del combustibile ancora presente sul Sito.

I rifiuti liquidi da trattare sono principalmente il Prodotto Finito (PF), una soluzione acida di nitrati di Uranio e Torio derivante dal riprocessamento di 20 elementi di combustibile del reattore Elk River, attualmente stoccata nel serbatoio W-120 di ITREC, e la soluzione nitrica di Uranio e Torio non irraggiata derivante da prove pre-nucleari.

OPERE OGGETTO DI CARATTERIZZAZIONE

Le attività di caratterizzazione radiologica hanno riguardato l'area di cantiere che sarà oggetto delle opere propedeutiche alla costruzione dell'Edificio di Processo, riconducibili essenzialmente allo spostamento dei sottoservizi di Sito e alla rimozione e demolizione di strutture in cemento interferenti con il progetto. Le opere provvisorie garantiranno, durante i lavori di realizzazione delle fondazioni dell'Edificio di Processo, la risoluzione delle interferenze con le reti impiantistiche attualmente a servizio della Zona Classificata e degli edifici circostanti.

Al fine di preservare la sicurezza nucleare degli edifici confinanti e dei lavoratori coinvolti nelle attività di cantiere, sono state individuate tipologie costruttive di opere provvisorie in grado di superare le potenziali interferenze tra il cantiere, gli impianti e i servizi già presenti nell'area d'intervento. Nello specifico le tipologie di opere di sostegno previste sono:

- lato ovest e nord dell'area di sedime dell'edificio ICPF – blindo-scavi per inserimento gabbioni in pietrame per il contenimento del terreno.
- lato est dell'area di sedime dell'edificio ICPF – micropali in adiacenza all'Edificio I7 Mowa.

I materiali oggetto di caratterizzazione sono riconducibili al cemento e alle terre di scavo.

Si riporta, in (fig.1), l'ubicazione indicativa dell'area di intervento.

¹ Impianto per il condizionamento del prodotto finito.

Figura 1 – Ubicazione dell'area di intervento

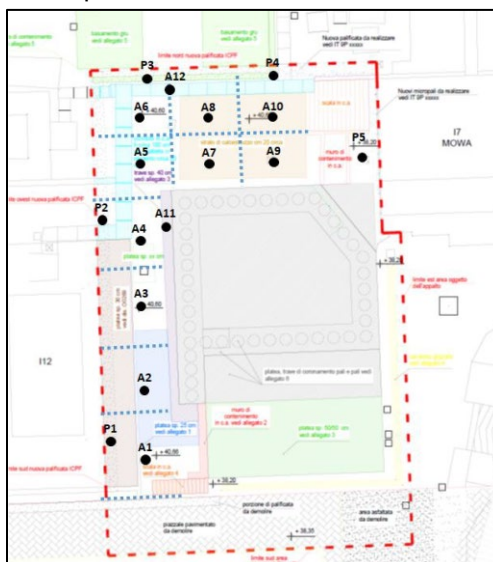


PIANO DI CARATTERIZZAZIONE INIZIALE

L'indagine è stata condotta sia nell'area circoscritta dall'impronta dell'edificio di processo ICPF e sia nella parte interessata dallo spostamento dei sottoservizi [Rif. 6].

Sono state prelevate carote di terreno e campioni di cemento sia lungo il perimetro esterno sia nell'area interna, suddividendo quest'ultima in maglie. La porzione nord dell'area è stata suddivisa in 6 maglie quadrate di superficie pari a circa 30 m², mentre la porzione ad ovest è stata suddivisa in 4 maglie rettangolari di area 10 m x 6 m.

Figura 2 – Ubicazione dei punti di campionamento – Caratterizzazione iniziale



Durante la campagna di caratterizzazione iniziale, per ciascuno dei punti di campionamento del terreno sono state prelevate 3 aliquote rappresentative delle diverse profondità di scavo 1° strato (0 ÷ -0,5m), 2° strato (-2,0 ÷ -3,0m) e 3° strato (-5,0 ÷ -7,0m). Su ciascun campione di terreno sono state eseguite misure alfa totale, beta totale e di spettrometria gamma, su 4 carote (P3, P4, A8, A10) è stato determinato anche lo ⁹⁰Sr, al fine di approfondire lo stato radiologico del terreno a ridosso dei pozzetti di drenaggio del dewatering, tenuto conto della storia operativa d'Impianto. Sono stati prelevati campioni di cemento lungo l'impronta delle future gabbionate (P1, P3), un campione in corrispondenza di una delle dalle del cunicolo lato nord (A12), un campione in corrispondenza della trave (A11), un campione sulla platea lato nord (A10) e un campione sulla platea lato ovest (A2). Tutti i campioni di cemento sono stati sottoposti a misure alfa totale, beta totale e di spettrometria gamma, su 2 campioni (P3, A10) è stato determinato anche lo ⁹⁰Sr. Allo scopo di interpretare i risultati delle misure, sono stati definiti dei livelli di riferimento della radioattività nel terreno e nel cemento (livelli di indagine) utilizzando campioni di bianco di Sito

[Rif. 7]. Si riporta, in (tab. 1), la sintesi delle misure di laboratorio effettuate ai fini della caratterizzazione iniziale dell'area di intervento.

Tabella 1 – Piano di caratterizzazione radiologica iniziale

PUNTO DI CAMPIONAMENTO	N. DI CAMPIONI	TERRENO			CEMENTO		
		ALFA E BETA TOTALE	SPETTROMETRIA GAMMA	ANALISI ⁹⁰ Sr	ALFA E BETA TOTALE	SPETTROMETRIA GAMMA	ANALISI ⁹⁰ Sr
P1	3 spezzoni	3	3	-	1	1	-
P2	3 spezzoni	3	3	-	-	-	-
P3	3 spezzoni	3	3	3	1	1	1
P4	3 spezzoni	3	3	3	-	-	-
P5	3 spezzoni	3	3	-	-	-	-
A2	3 spezzoni	3	3	-	1	1	-
A1	3 spezzoni	3	3	-	-	-	-
A3	3 spezzoni	3	3	-	-	-	-
A4	3 spezzoni	3	3	-	-	-	-
A5	3 spezzoni	3	3	-	-	-	-
A6	3 spezzoni	3	3	-	-	-	-
A7	3 spezzoni	3	3	-	-	-	-
A8	3 spezzoni	3	3	3	-	-	-
A9	3 spezzoni	3	3	-	-	-	-
A10	3 spezzoni	3	3	3	1	1	1
A11	1°	-	-	-	1	1	-
A12	1°	-	-	-	1	1	-

ESITI DELLA CARATTERIZZAZIONE INIZIALE

Si riportano alcune considerazioni sui risultati più significativi della caratterizzazione iniziale, per approfondimenti si rimanda al documento di [Rif. 8].

Le concentrazioni di attività misurate nel cemento sono risultate inferiori ai livelli di indagine, ovvero mediamente confrontabili con l'ordine di grandezza dei valori di riferimento sul Sito ed analizzati nell'ambito di indagini analoghe [Rif. 7].

In riferimento al terreno, si segnalano valori alfa totale inferiori o confrontabili con i livelli di indagine nella quasi totalità dei campioni. Le misure beta totale sono superiori ai livelli di indagine in circa 15 campioni e nella quasi totalità dei superamenti l'ordine di grandezza è confrontabile con le concentrazioni di ⁴⁰K, ad eccezione dei valori nello strato (1-2m) dei punti A2, A3, A4, A9 e nello strato (2-3m) dei punti P3 e P5 dove il beta è superiore al ⁴⁰K.

I risultati della spettrometria gamma sono in sostanziale accordo con l'esito delle misure effettuate nei campioni di bianco, si riscontra assenza di attività dovuta ai radionuclidi gamma emettitori di origine artificiale ad eccezione del ¹³⁷Cs presente in un'area circoscritta. I valori misurati nello strato superficiale del terreno sono in linea generale confrontabili con il fondo ambientale, ad eccezione del punto A9 dove è stata misurata una concentrazione di ¹³⁷Cs pari a 0,013 Bq/g. Il valore più alto in profondità è stato rilevato nel punto P5 ed è dell'ordine di 0,001 Bq/g. I risultati delle misure di ⁹⁰Sr evidenziano alcune anomalie nei punti A10, P3, P4 con valori più alti in profondità rispetto allo strato superficiale. Il valore massimo di ⁹⁰Sr è stato riscontrato nello strato (2-3 m) del punto P3 ed è pari a 0,018 Bq/g, nello stesso punto è stato rilevato anche ¹³⁷Cs dell'ordine di 0,001 Bq/g e un valore di beta totale superiore al ⁴⁰K. Sono state rilevate concentrazioni anomale di ¹³⁷Cs e ⁹⁰Sr sia nello strato superficiale che in quello profondo del terreno, tali da richiedere un'indagine di approfondimento. Si è riscontrata, ad eccezione del punto

P3, assenza di correlazione tra i valori di ^{90}Sr e di beta totale, ragionevolmente attribuibile alla natura non imperturbata del terreno campionato, con caratteristiche assimilabili a terreno di riporto misto a ghiaie e sabbie, quindi con un alto grado di permeabilità. La contaminazione riscontrata risulta essenzialmente circoscritta nell'area individuata dai punti A6, A7, A8, A9, A10, P3, P4 e P5. Al fine di pianificare un'analisi più approfondita dei risultati e definire l'estensione della contaminazione si sono messe a confronto, in (tab. 2), le concentrazioni di attività più significative determinate alle varie profondità.

Tabella 2 – Confronto dei risultati nei punti oggetto di approfondimento – TERRENO

ID CAMPIONE	BETA TOTALE	^{40}K	^{137}Cs	^{90}Sr
	[Bq/Kg]	[Bq/Kg]	[Bq/Kg]	[Bq/Kg]
TERRENO A2 da 1 a 2 m	6,45E+02	5,49E+02	≤ 2,94E-01	-
TERRENO A3 da 1 a 2 m	5,20E+02	3,12E+02	5,48E-01	-
TERRENO A4 da 1 a 2 m	4,75E+02	3,65E+02	2,65E+00	-
TERRENO A6 da 0 a 0,50 m	4,07E+02	3,50E+02	6,99E+00	-
TERRENO A6 da 1 a 2 m	3,29E+02	2,73E+02	1,22E+00	-
TERRENO A6 da 3 a 4 m	7,72E+01	1,07E+02	≤ 9,95E-02	-
TERRENO A7 da 0 a 0,50 m	4,80E+02	3,55E+02	5,63E+00	-
TERRENO A7 da 1 a 2 m	4,89E+02	4,45E+02	≤ 1,70E-01	-
TERRENO A7 da 3 a 4 m	7,16E+01	1,08E+02	≤ 8,97E-02	-
TERRENO A8 da 0,25 a 0,50 m	3,92E+02	3,35E+02	1,03E+00	≤ 7,74E-01
TERRENO A8 da 1 a 2 m	3,36E+02	2,69E+02	3,96E-01	≤ 5,94E-01
TERRENO A8 da 3 a 4 m	3,99E+02	3,12E+02	5,13E-01	≤ 8,21E-01
TERRENO A9 da 0,20 a 0,50 m	6,61E+02	4,28E+02	1,27E+01	-
TERRENO A9 da 1 a 2 m	4,29E+02	3,00E+02	7,31E-01	-
TERRENO A9 da 3 a 4 m	9,04E+01	1,61E+02	3,11E-01	-
TERRENO A10 da 0,20 a 0,50 m	4,24E+02	3,51E+02	8,08E-01	2,36E+00
TERRENO A10 da 1 a 2 m	3,56E+02	2,80E+02	5,25E-01	≤ 7,11E-01
TERRENO A10 da 3 a 4 m	2,96E+02	2,70E+02	1,47E+00	8,83E+00
TERRENO P3 da 0 a 0,50 m	2,78E+02	2,54E+02	5,61E+00	1,00E+01
TERRENO P3 da 2 a 3 m	4,03E+02	2,74E+02	1,11E+00	1,78E+01
TERRENO P3 da 5 a 7 m	2,66E+02	2,64E+02	≤ 1,21E-01	3,70E+00
TERRENO P4 da 0 a 0,50 m	3,02E+02	2,96E+02	6,76E+00	5,80E+00
TERRENO P4 da 2 a 3 m	1,76E+02	2,24E+02	2,87E-01	1,78E+00
TERRENO P4 da 5 a 7 m	2,55E+02	3,07E+02	≤ 1,50E-01	≤ 7,33E-01
TERRENO P5 da 0,20 a 0,50 m	4,35E+02	3,31E+02	3,16E+00	-
TERRENO P5 da 2 a 3 m	4,48E+02	2,34E+02	1,26E+00	-
TERRENO P5 da 5 a 7 m	3,53E+02	2,82E+02	3,00E+00	-

PIANO DI DETTAGLIO

Il piano di dettaglio ha previsto la realizzazione di nuovi sondaggi di terreno in prossimità dei punti già campionati con il Piano di caratterizzazione iniziale e nei quali sono stati riscontrati valori di ^{137}Cs e ^{90}Sr superiori alla minima concentrazione di attività rilevabile (MDC).

Limitatamente al perimetro dell'area di cantiere, sono stati effettuati 4 ulteriori sondaggi identificati con il codice P6, P7, P8, P9 e posizionati all'interno di maglie quadrate di area pari a 1m^2 ,

localizzate in prossimità dei punti già campionati (P3, P4, P5). Per quanto attiene alla porzione interna dell'area delimitata dai punti A6, A7, A8, A9 e A10, sono state prelevate 3 carote di terreno in corrispondenza dei punti A13, A14 e A15 posizionati all'interno di maglie quadrate sempre di area pari a 1m². I campionamenti sono stati eseguiti secondo le stesse modalità e profondità adottate nella caratterizzazione iniziale. I campioni prelevati sono stati sottoposti a misure di spettrometria gamma e di ⁹⁰Sr, unici radionuclidi risultati superiori alle MDC.

Si riportano, in (fig. 3) la planimetria generale con l'ubicazione dei punti di indagine del piano di dettaglio, mentre in (tab. 3) il programma di campionamento e misura.

Figura 3 – Planimetria generale con l'ubicazione dei punti di indagine – Piano di dettaglio

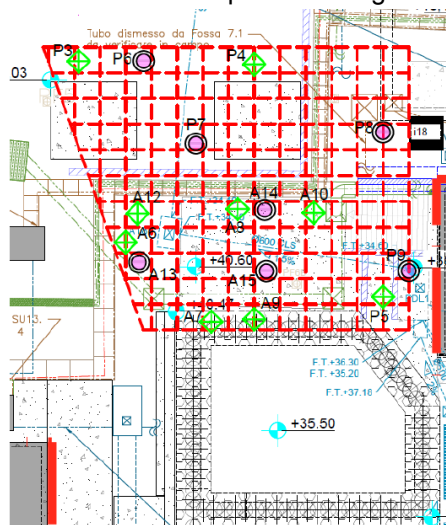


Tabella 3 – Programma di campionamento e misure del Piano di dettaglio

PUNTO DI CAMPIONAMENTO	N. DI CAMPIONI	TERRENO	
		SPETTROMETRIA GAMMA	ANALISI DI ⁹⁰ Sr
P5	3 spezzoni	CARATTERIZZAZIONE INIZIALE	3
P6	3 spezzoni	3	3
P7	3 spezzoni	3	3
P8	3 spezzoni	3	3
P9	3 spezzoni	3	3
A6	3 spezzoni	CARATTERIZZAZIONE INIZIALE	3
A7	3 spezzoni	CARATTERIZZAZIONE INIZIALE	3
A9	3 spezzoni	CARATTERIZZAZIONE INIZIALE	3
A13	3 spezzoni	3	3
A14	3 spezzoni	3	3
A15	3 spezzoni	3	3

ESITI DELLA CARATTERIZZAZIONE DI DETTAGLIO

Valori di ¹³⁷Cs superiori al livello di indagine sono stati riscontrati nello strato superficiale dei punti A13 e A15, nello strato intermedio del punto A15 e nello strato profondo dei punti A13, A14, A15 e P6. I valori misurati nello strato superficiale sono in linea generale confrontabili con il fondo ambientale, ad eccezione del punto A15 dove è stata misurata una concentrazione di ¹³⁷Cs pari a 0,012 Bq/g. Nello strato intermedio i valori superiori alla minima concentrazione di attività rilevabile sono dell'ordine di 0,001 Bq/g, mentre in profondità i valori sono prossimi o poco

superiori alla minima concentrazione di attività rilevabile. I risultati delle misure di ^{90}Sr evidenziano anomalie in diversi punti sia nello strato superficiale che profondo. Valori superiori alla minima concentrazione di attività rilevabile sono stati riscontrati nello strato superficiale dei punti A7, A9, A14, A15, P6 e P8, nello strato intermedio dei punti A7, A14, A15, P7 e P9 e nello strato profondo dei punti P8 e P9. Il valore massimo di ^{90}Sr è stato riscontrato nel tratto (0 ÷ - 0,50 m) del punto P8 ed è pari a 0,018 Bq/g, nello stesso punto è stato rilevato ^{137}Cs pari a 0,002 Bq/g. Nello strato intermedio il valore massimo è stato misurato nel punto A14 ed è pari a 0,003 Bq/g, mentre in profondità il massimo è stato rilevato nel punto P9 ed è pari a 0,0034 Bq/g. Si riportano, in (tab. 4) i risultati delle misure.

Tabella 4 – Risultati delle misure - Piano di dettaglio

ID CAMPIONE	^{137}Cs	INCERTEZZA DI MISURA	MDC ²	^{90}Sr	INCERTEZZA DI MISURA	MDC
	[Bq/Kg]	[Bq/Kg]	[Bq/Kg]	[Bq/Kg]	[Bq/Kg]	[Bq/Kg]
P5 (Tratto 0 ÷ - 0,50 m)	3,16E+00	7,58E-01	2,54E-01	≤ 1,05E+00	-	1,05E+00
P5 (Tratto -2 ÷ - 3 m)	1,26E+00	3,15E-01	1,77E-01	≤ 8,68E-01	-	8,68E-01
P5 (Tratto -5 ÷ - 7 m)	3,00E+00	7,20E-01	2,24E-01	≤ 5,60E-01	-	5,60E-01
P6 (Tratto 0 ÷ - 0,50 m)	7,72E-01	1,31E-01	1,66E-01	1,91E+00	2,48E-01	7,91E-01
P6 (Tratto -2 ÷ - 3 m)	4,34E-01	1,35E-01	1,97E-01	≤ 6,99E-01	-	6,99E-01
P6 (Tratto -5 ÷ - 7 m)	4,92E-01	1,97E-01	2,98E-01	≤ 8,25E-01	-	8,25E-01
P7 (Tratto 0 ÷ - 0,50 m)	9,87E-01	1,58E-01	1,51E-01	≤ 7,14E-01	-	7,14E-01
P7 (Tratto -2 ÷ - 3 m)	6,39E-01	1,09E-01	1,34E-01	1,36E+00	1,90E-01	7,46E-01
P7 (Tratto -5 ÷ - 7 m)	≤ 9,46E-02	-	9,46E-02	≤ 7,14E-01	-	7,14E-01
P8 (Tratto 0 ÷ - 0,50 m)	2,02E+00	3,23E-01	2,60E-01	1,80E+01	1,62E+00	7,43E-01
P8 (Tratto -2 ÷ - 3 m)	≤ 1,34E-01	-	1,34E-01	≤ 7,24E-01	-	7,24E-01
P8 (Tratto -5 ÷ - 7 m)	≤ 1,08E-01	-	1,08E-01	2,87E+00	3,44E-01	6,34E-01
P9 (Tratto 0 ÷ - 0,50 m)	≤ 8,67E-02	-	8,67E-02	≤ 6,32E-01	-	6,32E-01
P9 (Tratto -2 ÷ - 3 m)	≤ 1,59E-01	-	1,59E-01	1,77E+00	2,30E-01	6,09E-01
P9 (Tratto -5 ÷ - 7 m)	≤ 1,44E-01	-	1,44E-01	3,43E+00	4,12E-01	9,73E-01
A6 (Tratto 0 ÷ - 0,50 m)	6,99E+00	1,61E+00	2,37E-01	≤ 8,89E-01	-	8,89E-01
A6 (Tratto -1 ÷ - 2 m)	1,22E+00	3,54E-01	2,45E-01	≤ 5,57E-01	-	5,57E-01
A6 (Tratto -3 ÷ - 4 m)	≤ 9,95E-02	-	9,95E-02	≤ 5,77E-01	-	5,77E-01
A7 (Tratto 0 ÷ - 0,50 m)	5,63E+00	1,29E+00	2,76E-01	3,34E+00	4,01E-01	8,47E-01
A7 (Tratto -1 ÷ - 2 m)	≤ 1,70E-01	-	1,70E-01	2,29E+00	2,98E-01	6,46E-01
A7 (Tratto -3 ÷ - 4 m)	≤ 8,97E-02	-	8,97E-02	≤ 9,17E-01	-	9,17E-01
A9 (Tratto 0 ÷ - 0,50 m)	1,27E+01	2,92E+00	2,75E-01	1,59E+01	1,43E+00	7,22E-01
A9 (Tratto -1 ÷ - 2 m)	7,31E-01	2,49E-01	2,32E-01	≤ 9,04E-01	-	9,04E-01
A9 (Tratto -3 ÷ - 4 m)	3,11E-01	1,56E-01	1,80E-01	≤ 7,39E-01	-	7,39E-01
A13 (Tratto 0 ÷ - 0,50 m)	8,55E+00	1,11E+00	2,15E-01	≤ 1,00E+00	-	1,00E+00
A13 (Tratto -1 ÷ - 2 m)	5,31E-01	1,70E-01	2,51E-01	≤ 9,21E-01	-	9,21E-01
A13 (Tratto -3 ÷ - 4 m)	6,49E-01	1,62E-01	2,16E-01	≤ 8,09E-01	-	8,09E-01
A14 (Tratto 0 ÷ - 0,50 m)	8,31E-01	1,41E-01	1,61E-01	1,08E+01	1,08E+00	7,32E-01
A14 (Tratto -1 ÷ - 2 m)	3,50E-01	9,80E-02	1,56E-01	2,97E+00	4,75E-01	8,25E-01
A14 (Tratto -3 ÷ - 4 m)	4,31E-01	1,34E-01	1,89E-01	≤ 9,31E-01	-	9,31E-01
A15 (Tratto 0 ÷ - 0,50 m)	1,21E+01	1,57E+00	1,93E-01	1,57E+01	1,41E+00	6,69E-01
A15 (Tratto -1 ÷ - 2 m)	1,37E+00	2,06E-01	1,73E-01	2,03E+00	2,84E-01	7,72E-01
A15 (Tratto -3 ÷ - 4 m)	2,69E-01	1,02E-01	1,56E-01	≤ 7,38E-01	-	7,38E-01

² Minima concentrazione di attività rilevabile.

I risultati dell'indagine di dettaglio hanno confermato la presenza di valori di ^{137}Cs e ^{90}Sr superiori alle MDC nelle diverse profondità di più punti ubicati nella parte nord del Capannone della Fossa 7.1, ma comunque pari a frazioni dei livelli di allontanamento autorizzati nelle Prescrizioni Tecniche di Sito. Pertanto, si può ragionevolmente escludere la presenza di particolari criticità dal punto di vista ambientale nell'area di intervento. Si è riscontrato, inoltre, che tali valori non sono correlabili tra loro, a dimostrazione della natura non imperturbata del terreno, in passato interessato da eventi incidentali.

ANALISI STATISTICHE DEI DATI

È stata effettuata un'analisi statistica dei valori di ^{137}Cs e ^{90}Sr rilevati alle diverse profondità, mediante l'ausilio del codice Visual Sample Plan e sono stati determinati i seguenti parametri:

- Valore minimo
- Valore massimo
- Range
- Media
- Mediana
- Deviazione standard
- Percentile.

I valori massimi delle concentrazioni di attività sono stati rilevati nello strato superficiale dell'area di indagine e secondo la distribuzione percentile il 95% delle misure totali di ^{137}Cs e ^{90}Sr sono inferiori ai rispettivi valori massimi. Si osserva che gli hot-spot di ^{137}Cs sono concentrati in una porzione di area prossima al capannone della Fossa 7.1, tali valori diminuiscono all'aumentare della profondità e a partire da 1 m al di sotto del piano campagna le concentrazioni sono dell'ordine di qualche Bq/kg, confrontabili con il fondo ambientale. I valori massimi di ^{90}Sr sono distribuiti in maniera irregolare e presentano, rispetto al ^{137}Cs , una diminuzione più lenta al variare della profondità del terreno, infatti, valori dell'ordine delle decine di Bq/kg si sono rilevati sia nello strato superficiale che nello strato intermedio.

Si riporta, in (tab. 5) la sintesi dei parametri statistici determinati.

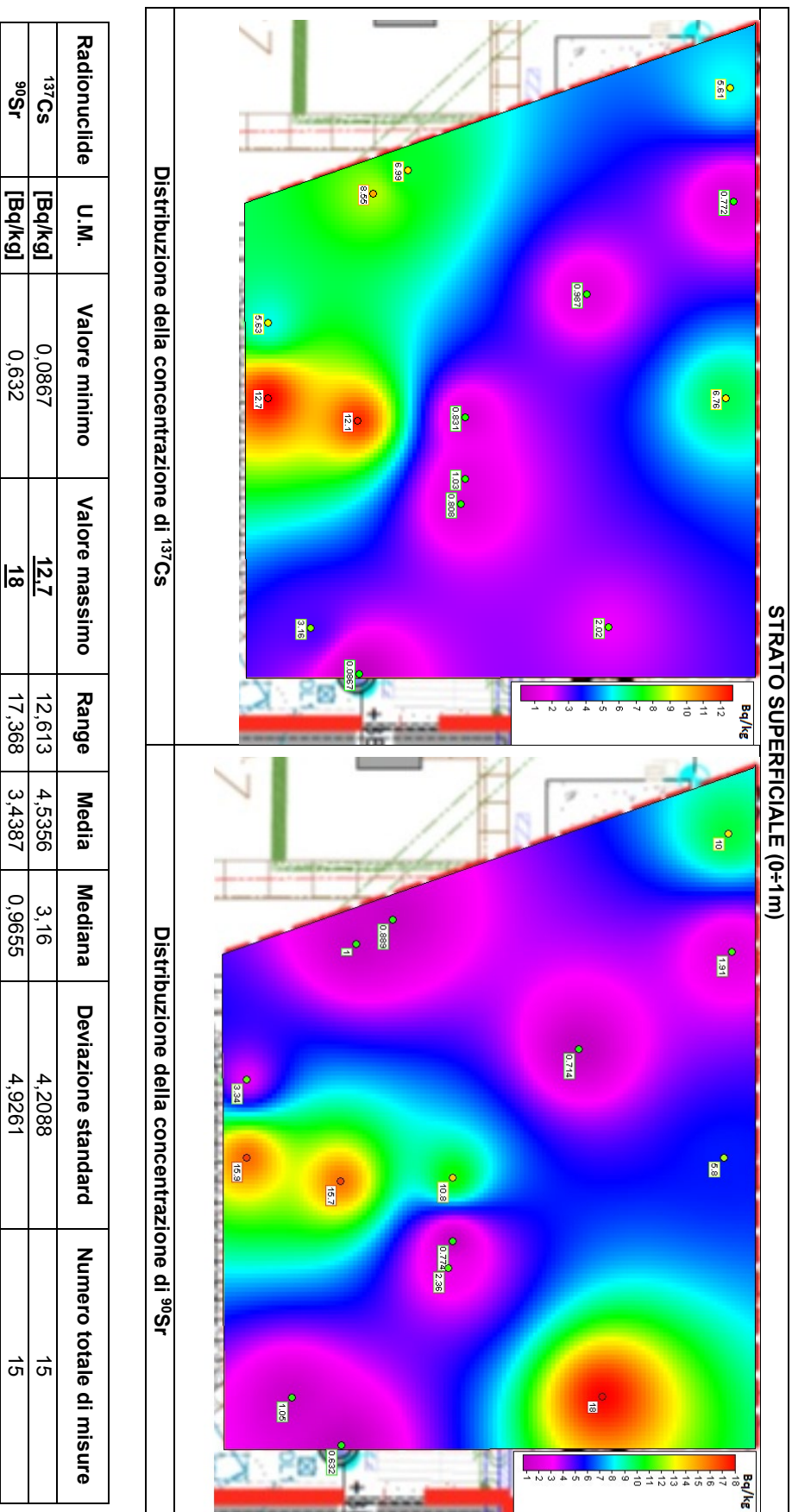
Tabella 5 – Sintesi dei parametri statistici – suddivisione per strati³

Profondità	(0÷1 m)	(1÷3 m)	(3÷7 m)	(0÷1 m)	(1÷3 m)	(3÷7 m)
Parametro	^{137}Cs	^{137}Cs	^{137}Cs	^{90}Sr	^{90}Sr	^{90}Sr
	[Bq/kg]	[Bq/kg]	[Bq/kg]	[Bq/kg]	[Bq/kg]	[Bq/kg]
Valore minimo	0,0867	0,134	0,0897	0,632	0,557	0,56
Valore massimo	12,7	1,37	3	18	17,8	8,83
Range	12,613	1,236	2,9103	17,368	17,243	8,27
Media	4,5356	0,62107	0,52945	5,9246	2,3985	0,823
Mediana	3,16	0,525	0,269	2,36	0,921	0,823
Deviazione standard	4,2088	0,4244	0,77154	6,3911	4,3217	1,8896
Percentile	1%	0,087	0,134	0,09	0,632	0,56
	5%	0,087	0,134	0,09	0,632	0,56
	10%	0,498	0,149	0,093	0,681	0,579
	25%	0,831	0,287	0,108	0,889	0,711
	50%	3,16	0,525	0,269	2,36	0,921
	75%	6,99	1,11	0,513	10,8	2,03
	90%	12,34	1,304	2,082	16,74	8,902
	95%	12,7	1,37	3	18	17,8
99%	12,7	1,37	3	18	17,8	
Numero totale misure	15	15	15	15	15	14

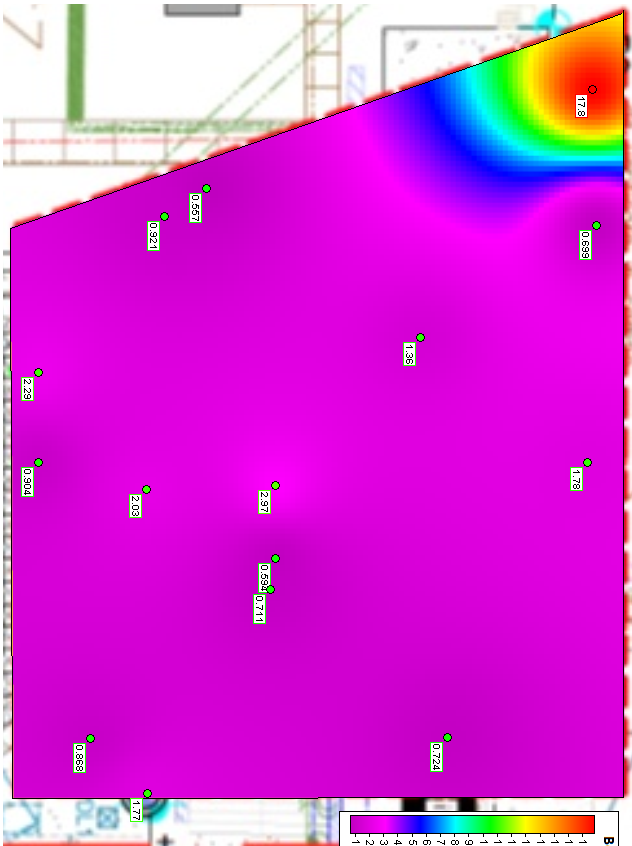
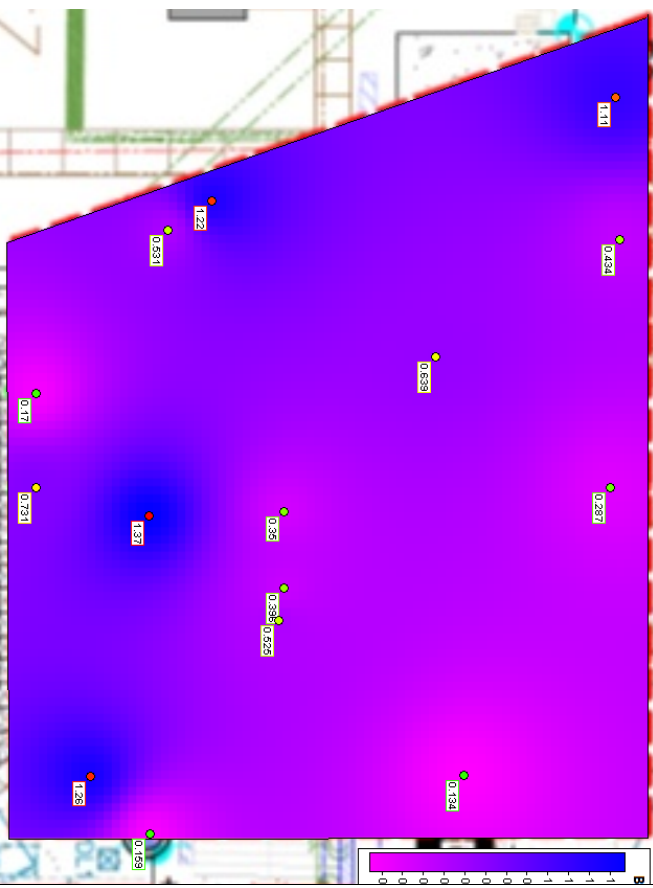
Si riporta, in (fig. 5), la distribuzione delle concentrazioni di attività di ^{137}Cs e ^{90}Sr al variare della profondità.

³ Strato superficiale (0÷1 m); strato intermedio (1÷3 m); strato profondo (3÷7 m).

Figura 5 – Andamento dei livelli di attività di ^{137}Cs e ^{90}Sr con la profondità



STRATO INTERMEDIO (1±3m)

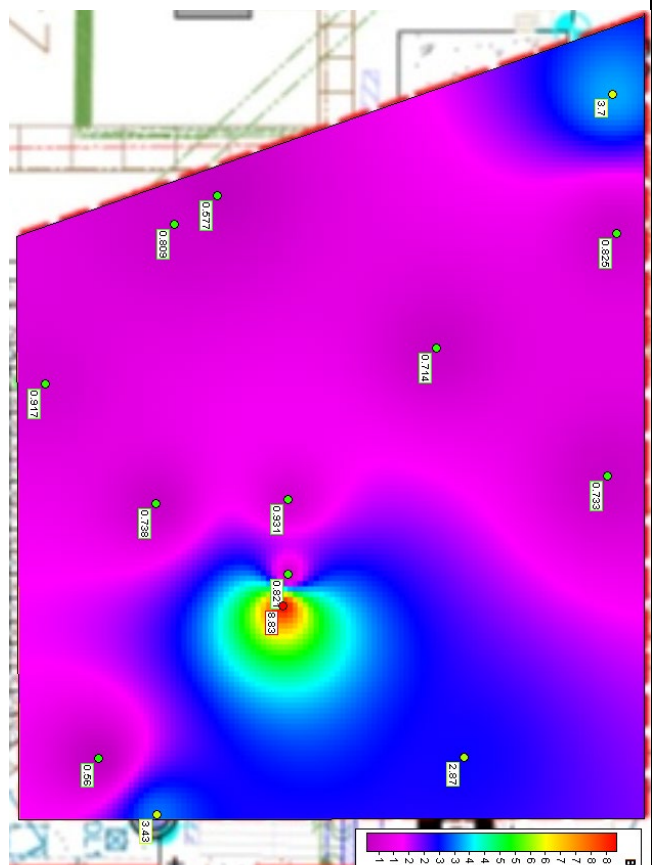
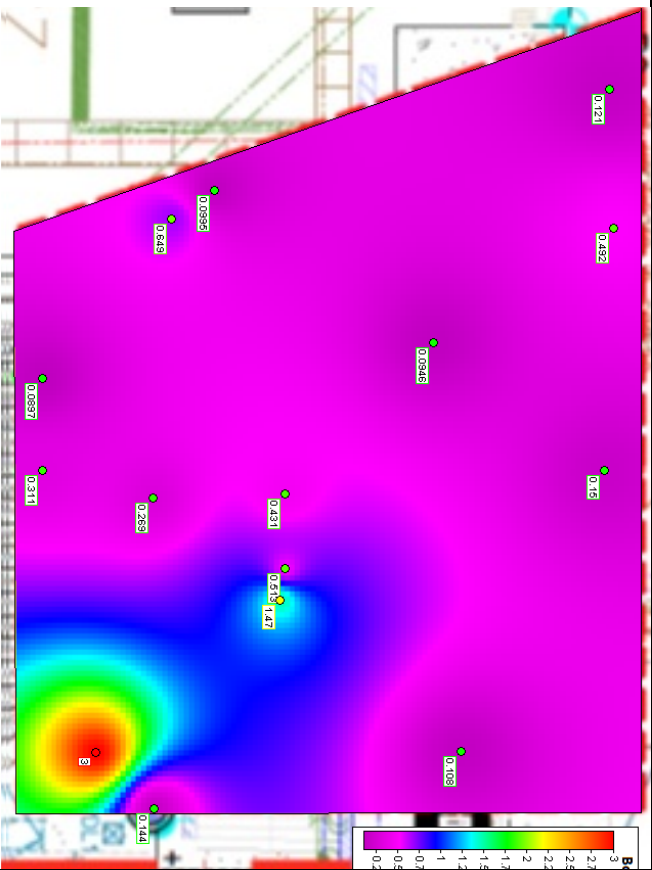


Distribuzione della concentrazione di ¹³⁷Cs

Distribuzione della concentrazione di ⁹⁰Sr

Radionuclide	U.M.	Valore minimo	Valore massimo	Range	Media	Mediana	Deviazione standard	Numero totale di misure
¹³⁷ Cs	[Bq/kg]	0,134	1,37	1,236	0,62107	0,525	0,4244	15
⁹⁰ Sr	[Bq/kg]	0,557	<u>17,8</u>	17,243	2,3985	0,921	4,3217	15

STRATO PROFONDO (3+7m)



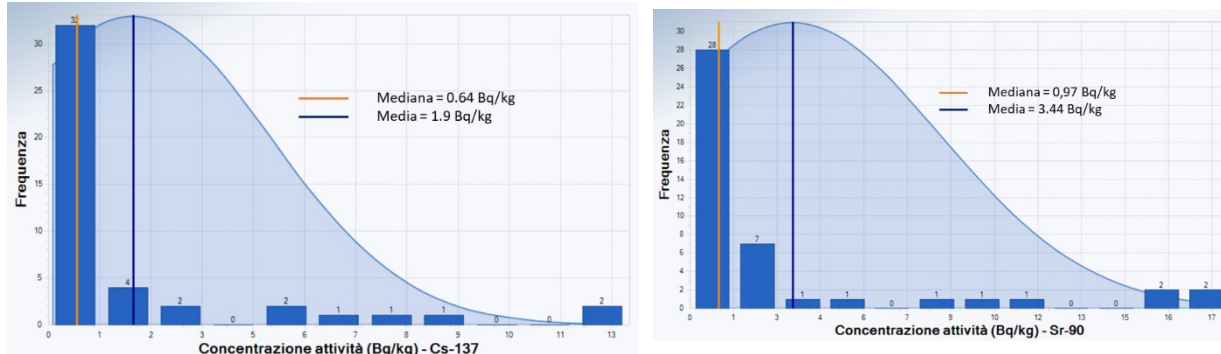
Distribuzione della concentrazione di ¹³⁷Cs

Distribuzione della concentrazione di ⁹⁰Sr

Radionuclide	U.M.	Valore minimo	Valore massimo	Range	Media	Mediana	Deviazione standard	Numero totale di misure
¹³⁷ Cs	[Bq/kg]	0,0897	3	2,9103	0,52945	0,269	0,77154	15
⁹⁰ Sr	[Bq/kg]	0,56	8,83	8,27	0,823	0,823	1,8896	14

Si riportano, in (fig. 6) gli andamenti della distribuzione delle frequenze cumulate (^{137}Cs e ^{90}Sr).

Figura 6 – Andamento della distribuzione delle frequenze cumulate – ^{137}Cs e ^{90}Sr



BIBLIOGRAFIA

- [Rif. 1] D. Lgs. 101/2020 – Attuazione della direttiva 2013/59/Euratom, che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti, e che abroga le direttive 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom e 2003/122/Euratom e riordino della normativa di settore in attuazione dell'articolo 20, comma 1, lettera a), della legge 4 ottobre 2019, n. 117;
- [Rif. 2] ISPRA - Doc APAT RIS ITR 02/2006 – 12 Giugno 2006 “Prescrizioni per l'esercizio ai fini del mantenimento in sicurezza dell'impianto ITREC e per l'esecuzione delle attività propedeutiche alla disattivazione”;
- [Rif. 3] DM 7 agosto 2015 – “Classificazione dei rifiuti radioattivi, ai sensi dell'articolo 5 del decreto legislativo 4 marzo 2014, n. 45”;
- [Rif. 4] D. Lgs 152/2006 e ss.mm.ii. – Norme in materia ambientale;
- [Rif. 5] ISPRA Task 01.02.04 - Caratterizzazione radiometrica Rev.0;
- [Rif. 6] Doc. Sogin IT 9P 0005 Rev.01 – Piano di caratterizzazione radiologica iniziale dell'area esterna alla Fossa 7.1 nell'ambito del cantiere ICPF per la realizzazione dell'Edificio di processo Sito Itrec – 2 dicembre 2019;
- [Rif. 7] Doc. Sogin IT WM 0054 rev. 01 – Rapporto di caratterizzazione iniziale per attività di rimozione della condotta ex Magnox in area Sogin Trisaia – 12 luglio 2019;
- [Rif. 8] Doc. Sogin IT 9P 10068 rev. 00 – Rapporto di caratterizzazione radiologica iniziale dell'area esterna alla Fossa 7.1 nell'ambito del cantiere ICPF per la realizzazione dell'Edificio di processo Sito Itrec – 3 marzo 2021;
- [Rif. 9] Doc. Sogin IT 9P 10071 rev. 00 – Piano di caratterizzazione radiometrica di dettaglio dell'area nord al capannone della Fossa 7.1 nell'ambito del cantiere ICPF per la realizzazione dell'Edificio di processo – 15 giugno 2021;
- [Rif. 10] UNI ISO 18589-1: 2015 - Misura della radioattività nell'ambiente – Suolo – Parte 1: Linee guida generali e definizioni;
- [Rif. 11] ISO 18589-2: 2015 - Measurements of radioactivity in the environment – Soil – Part 2: Guidance for the selection of sampling strategy, sampling and pre-treatment of samples;
- [Rif. 12] ISO 18589-3: 2015 - Measurements of radioactivity in the environment – Soil – Part 3: Measurement of gamma emitting radionuclides;
- [Rif. 13] ISO 11929:2010 - Determination of the characteristic limits (decision threshold, detection limit and limits of the confidence interval) for measurements of ionizing radiation -- Fundamentals and application;
- [Rif. 14] ISO 18557:2017 Characterisation principles for soils, buildings and infrastructures contaminated by radionuclides for remediation purposes.

Caratterizzazione radiologica degli edifici dell'impianto di fabbricazione degli elementi di combustibile nucleare di Bosco Marengo (AL) ai fini del loro potenziale rilascio

S. Iezzi¹, G. Pugliese², D. Annunziata², S. Giannone², E. Grossi¹, F. Mancini¹, M. Mazzoni²

¹Sogin s.p.a. Sede di Roma

²Sogin s.p.a. Sede di Bosco Marengo

iezzi@sogin.it ; gpugliese@sogin.it

Riassunto

L'impianto di Bosco Marengo (AL) era un impianto di fabbricazione di elementi di combustibile nucleare di uranio debolmente arricchito che ha esercito tale funzione fino al 1992.

Nell'ambito delle attività connesse alla disattivazione dell'impianto, autorizzata con D.M. del 27/11/2008, sono state eseguite la caratterizzazione e decontaminazione di cinque edifici di Zona Controllata, con lo scopo di renderli "potenzialmente rilasciabili" dal punto di vista radiologico.

Al fine di raggiungere e dimostrare la conformità delle strutture con i criteri di non rilevanza radiologica, si è proceduto per step successivi, come previsto dalle raccomandazioni internazionali (NUREG-1575 – "MARSSIM"; IAEA Safety Guide N.WS-G-5.1): Analisi delle informazioni storiche; Caratterizzazione Radiologica Iniziale; Decontaminazione e Caratterizzazione Radiologica Intermedia; Caratterizzazione Radiologica Finale.

Per la caratterizzazione iniziale dei locali sono state eseguite: Misure a scansione di contaminazione superficiale interne al locale (Bq/cm²); Misure dirette "in situ" per determinare le concentrazioni superficiali di attività totale (Bq/cm²) in ciascuna area; Smear test per la verifica della presenza della contaminazione superficiale rimovibile (Bq/cm²); Campionamento di tipo distruttivo e analisi in laboratorio per il controllo della contaminazione massica (Bq/g).

Per valutare l'eventuale penetrazione della contaminazione superficiale negli strati sottostanti del materiale cementizio, sono state effettuate misure dirette β/γ con passo sistematico su griglia rettangolare, tenendo conto della correlazione tra le particelle α e β emesse dall'Uranio (i radionuclidi di riferimento sono ²³⁸U, ²³⁵U e ²³⁴U), nell'ipotesi conservativa di arricchimento medio al 2% e sottraendo le radiazioni β/γ di un fondo rappresentativo. Questo metodo ha permesso di individuare la presenza di hotspot evitando una sottostima relativa ad effetti dovuti ad autoassorbimento delle particelle α sulle superfici cementizie considerate.

Nei punti delle pareti e dei pavimenti con valori superiori ai livelli di rilascio, sono stati operati interventi di decontaminazione, svolgendo misure dirette sia durante l'attività che subito dopo (caratterizzazione intermedia), in modo da avere una risposta immediata circa l'efficacia delle azioni. Al termine delle operazioni, si osservano concentrazioni di attività inferiori ai livelli di rilascio autorizzati nelle Prescrizioni per la Disattivazione su tutte le superfici degli edifici indagati, che pertanto possono essere definiti potenzialmente rilasciabili.

PREMESSA

L'impianto per la Fabbricazione di elementi di combustibile Nucleare (ex FN) di Bosco Marengo ha esercito tale funzione fino al 1992, sulla base di una autorizzazione rilasciata dal Ministero Industria Commercio e Artigianato (MICA) nel 1975 con decreto n VI-67 dell'11/07/1975.

Detta autorizzazione, che consentiva la fabbricazione di combustibili nucleari di uranio con un arricchimento massimo del 5%, è stata regolarmente rinnovata, l'ultima volta con D.M XIII-321 dell'8/7/1993, con validità fino al luglio 1998.

Nel 2008 il Ministero dello Sviluppo Economico ha rilasciato il decreto autorizzativo alla disattivazione (Fase I) (Rif. [1]) con allegate le prescrizioni da rispettare durante lo svolgimento delle attività. Per il completamento di questa fase, tra le altre attività erano previste la caratterizzazione, decontaminazione e monitoraggio di cinque edifici, al fine di renderli "potenzialmente rilasciabili" dal punto di vista radiologico.

DESCRIZIONE LOCALI OGGETTO DI ATTIVITA' DI CARATTERIZZAZIONE

Gli edifici dell'impianto oggetto delle attività di caratterizzazione eseguite al fine di renderli "potenzialmente rilasciabili" sono:

- Edificio di Processo: BLD1
- Edificio Ausiliari: BLD2
- Uffici Laboratori: BLD4/1
- Deposito Rifiuti Solidi Radioattivi: BLD8
- Stazione Buffer provvisorio: BLD11

Le dimensioni dei locali all'interno di ciascun edificio, sono riassunte nella tabella 1, mentre i materiali dei rivestimenti interni sono sintetizzati nella tabella 2. La stima della superficie totale (pareti, pavimenti e soffitti) oggetto di caratterizzazione è stata di circa 22.000 m².

Tabella 1 – Caratteristiche locali oggetto delle attività di caratterizzazione

Edificio	locale	L1 (m)	L2 (m)	h (m)	Pavimenti (m ²)
BLD1	A101	8	5.6	8	44.4
	A102	30.6	13.3	8	406.3
	A103	30.6	13.3	8	406.3
	A104	30.6	13.3	8	406.3
	A105	30.6	13.3	8	406.3
	A107	30.6	13.3	8	406.3
	A108	30.6	13.3	8	406.3
	A109	15.1	13.3	8	200.2
	A110	20.2	13.3	8	267.7
	A111	25.8	20.5	8	527.6
	A121	7.4	6.7	8	49.21
	A122	5.4	20.5	8	110.4
	A123	2.85	2.8	8	7.563
BLD2	A 205	5.75	6.2	4	35.7
	A 206	3.7	11.75	4	43.5
	A 211	6.35	1.65	4	10
	A 212	2.75	3.55	4	10
	A 214 a/1	1.75	30.65	4	53.6
	A 214 a/2	1.75	24.7	4	43.2
	A 214 b	1.75	16.35	4	28.6
	A 215	7.5	13.59	4	101.9
	A 217	5	13,60	4	68
	A 218	5	13,60	4	68
	A 219	10.15	13,60	4	138
	A 220	5	13,60	4	68
	A 221	46.65	16.6	4	774
Corridoio a BLD4/1	13.5	2.45	4	33	
BLD4/1	A469	18.5	10.2	6.5	120.25
BLD8	-	12.35	10.5	8	98.8
BLD11	-	14.7	41.75	8	117.6

Tabella 2 – Rivestimenti interni edifici

Edificio	Pavimento	Pareti	Soffitto
BLD1	calcestruzzo con copertura di linoleum	pannellatura metallica	pannellatura metallica
BLD2	calcestruzzo con copertura di linoleum	muratura	pannellatura metallica
BLD4/1	calcestruzzo con copertura di linoleum (rimosso)	muratura	muratura
BLD8	calcestruzzo	calcestruzzo fino ad 1,5 m (restante materiale plastico)	calcestruzzo
BLD11	calcestruzzo (copertura materiale epossidico)	calcestruzzo fino ad 1,6 m (restante lamiera)	pannellatura metallica

RADIONUCLIDI DI RIFERIMENTO E LIVELLI DI ALLONTANAMENTO

Il combustibile nucleare prodotto durante l'esercizio dell'impianto era costituito da uranio naturale e uranio debolmente arricchito

in polvere e sotto forma di ossidi insolubili. I radionuclidi presenti nell'impianto sono dunque:

- ^{238}U ;
- ^{235}U in percentuali in peso pari ai valori di arricchimento lavorati che vanno da un minimo dello 0,2% ad un massimo del 5% (valore medio inferiore al 2%);
- ^{234}U da considerarsi in tracce in termini di massa (non in termini di attività¹).

Per l'attività in oggetto e ai fini del rispetto dei criteri di non rilevanza radiologica, nella tabella seguente si riportano i livelli di allontanamento autorizzati con DM di autorizzazione alla Disattivazione (Rif. [1]), in termini di concentrazione superficiale e di massa per il riuso e la demolizione degli edifici e per l'allontanamento incondizionato dei detriti.

Tabella 3 - Livelli per il riutilizzo incondizionato degli edifici, per la demolizione dei medesimi e per l'allontanamento incondizionato dei detriti (prescrizione 2.9.2. del DM 27/11/2008)

Radionuclide	Riutilizzo di edifici [Bq/cm ²]	Demolizioni di edifici	
		Superficie [Bq/cm ²]	Detriti [Bq/g]
Alfa-emettitori	0,1	1	0,1
Altri prodotti di decadimento dell' ^{238}U e dell' ^{235}U diversi da Tabella I-2 Allegato I D.lgs. n.230/1995 (corrispondente a Tabella I-2 del D.lgs. n.101/2020)	0,1	0,1	0,1

PROGRAMMA DI CARATTERIZZAZIONE

Il processo di caratterizzazione radiologica è stato svolto attraverso una serie di step successivi in accordo alle raccomandazioni internazionali Rif. [1].

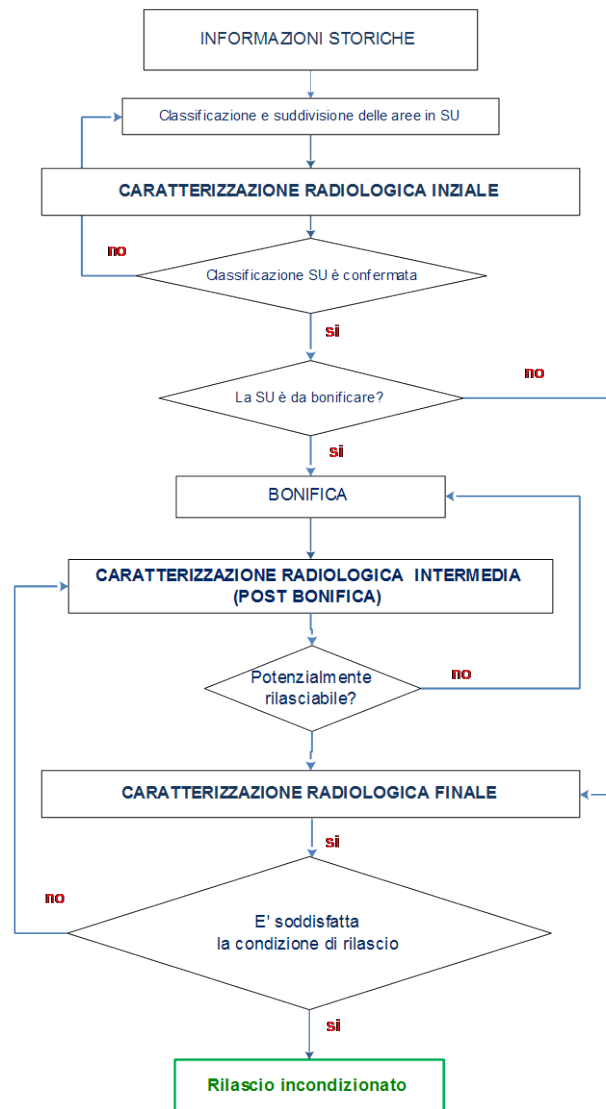
In particolare, sono stati identificati quattro step:

- **Step 1 - Analisi delle informazioni storiche**
Scopo dell'analisi delle informazioni storiche è l'identificazione delle aree con impatto radiologico e la stima della potenziale contaminazione residua per ciascuna area. Tali informazioni costituiscono i dati di input per le fasi successive di caratterizzazione.
- **Step 2 - Caratterizzazione Radiologica Iniziale**
Scopo della caratterizzazione radiologica iniziale è valutare il livello e la distribuzione della eventuale contaminazione residua presente, allo scopo di:
 - Raccogliere i dati necessari alla corretta progettazione delle eventuali operazioni di bonifica;
 - Fornire i dati di input per la corretta pianificazione delle attività di caratterizzazione radiologica finale.
- **Step 3 - Bonifica e caratterizzazione radiologica intermedia**
Le aree che a seguito della caratterizzazione iniziale evidenziano livelli di contaminazione superiori ai livelli di rilascio sono soggette a operazioni di scarifica/decontaminazione. Le attività di caratterizzazione intermedia sono eseguite contestualmente a tali operazioni al fine di verificare la loro efficacia.
- **Step 4 - Caratterizzazione radiologica finale**
Le attività di caratterizzazione finale sono eseguite allo scopo di verificare per tutte le aree l'assenza di contaminazione residua al disopra di limiti di rilascio del sito.

¹ Ad esempio, per uranio arricchito in massa al 3,5% in ^{235}U , ^{234}U rappresenta solo il 0,029% della massa dell'uranio totale ma l'81,78% dell'attività alfa totale.

Le misure eseguite fino ad ora hanno riguardato i primi 3 step, il quarto step sarà eseguito alla fine della fase II del progetto di disattivazione del sito. In figura 1 si riporta un diagramma di flusso con le diverse fasi del programma di caratterizzazione.

Figura 1 - Programma di caratterizzazione radiologica



MODALITA' OPERATIVE

Le attività di caratterizzazione radiologica hanno avuto come scopo la determinazione dell'attività residua presente nelle strutture per cui si intende dimostrare la potenziale rilasciabilità da vincoli radiologici nel rispetto dei livelli di allontanamento sopra riportati (tabella 3).

A fine di ottimizzare le attività di caratterizzazione, come riportato nel Rif. [1], le aree dei locali sono state classificate in funzione della potenziale contaminazione residua in:

- *Aree di Classe 1:* aree ad impatto radiologico che prima delle attività di decontaminazione presentano, sulla base di informazioni storiche e/o caratterizzazioni pregresse, valori di contaminazione superiori ai livelli stabiliti per il rilascio;
- *Aree di Classe 2:* aree ad impatto radiologico che, sulla base delle informazioni storiche e/o caratterizzazioni pregresse, presentano una contaminazione radioattiva residua al di sotto dei livelli stabiliti per il rilascio;
- *Aree di Classe 3:* aree ad impatto radiologico in cui si prevede non vi sia alcuna radioattività residua distinguibile dal fondo ambientale sulla base delle informazioni storiche e/o caratterizzazioni pregresse.

Caratterizzazione Iniziale

Le attività di caratterizzazione iniziale sulle strutture dei locali sono state eseguite con le seguenti tecniche di misura:

- Misure a scansione di contaminazione superficiale interne al locale (pareti, pavimenti e soffitti) (Bq/cm^2);
- Misure dirette "in situ" per determinare le concentrazioni superficiali di attività totale (Bq/cm^2) in ciascuna area;
- Smear test per la verifica della presenza della contaminazione superficiale rimovibile (Bq/cm^2);
- Campionamento di tipo distruttivo e analisi in laboratorio per il controllo della contaminazione massica (Bq/g).

Le misure appena descritte hanno permesso di valutare i livelli medi di contaminazione presenti (in termine di superficie e di massa), la presenza di hotspot e pertanto la distribuzione della contaminazione all'interno dell'edificio. Come già detto, le misure sono state eseguite in funzione e della classificazione delle aree sopra descritte:

- *Misure a scansione:* sulle superfici identificate in classe 1 (generalmente massetto e pareti fino a 4 m di altezza) sono state effettuate misure sul 100% delle superfici; sulle superfici di classe 2 (generalmente pareti da 4m a 6 m di altezza) sono state effettuate misure sul 50% delle superfici; infine sulla restante porzione delle superfici, ricadenti in classe 3, sono state effettuate misure sul 10% della superficie.
- *Misure dirette α e β/γ :* le strutture dei locali in oggetto sono state sottoposte ad analisi di tipo non distruttivo sistematico su griglia rettangolare, di passo 2 m sulle aree di classe 1, 4 m sulle aree di classe 2. Per le aree di classe 3 è stato selezionato circa il 10% della superficie con le maglie definite con i criteri della classe 2.
- *Misure distruttive:* il prelievo di campioni per la determinazione di attività massica (Bq/g) è stato eseguito su un numero rappresentativo di hot-spot per edificio. In assenza di hot-spot sono stati comunque campionati un numero minimo di 10 campioni per edificio.

Caratterizzazione Intermedia

A valle della caratterizzazione iniziale, ove necessario, sono state effettuate attività di decontaminazione sulle superfici dei locali. Pertanto, per verificare l'efficacia delle attività di decontaminazione delle strutture sono state effettuate ulteriori misure di caratterizzazione intermedia al fine di aggiornare i risultati della caratterizzazione iniziale.

Le modalità di caratterizzazione intermedia, effettuate a valle delle attività di decontaminazione sulle strutture dei locali si sono basate sull'applicazione delle seguenti tecniche di misure:

- Misure dirette "in situ" per determinare le concentrazioni superficiali di attività totale (Bq/cm²) in ciascuna superficie decontaminata dove è stata riscontrata la presenza di hotspot.
- Campionamento ed analisi in laboratorio per il controllo della contaminazione massica (Bq/g) nei punti dove l'attività specifica riscontrata in sede di caratterizzazione iniziale è risultata superiore ai livelli di rilascio.

CONSIDERAZIONI SULLA SCELTA DELLE TECNICHE DI MISURA

La rivelazione di radionuclidi alfa emettitori tramite misura diretta alfa presenta alcune difficoltà pratiche quando deve essere effettuata su superfici porose e/o irregolari quali possono essere quelle cementizie. Come evidenziato nel documento del Department of Energy (DoE) americano Rif. [2], in caso di contaminazione dovuta alla presenza dei soli radionuclidi appartenenti alla famiglia dell'Uranio, la rivelazione può essere effettuata utilizzando tecniche basate sulla rivelazione dei radionuclidi beta/gamma emettitori in equilibrio con l'Uranio stesso.

Per quanto detto, la misura della sola componente α non sempre può garantire una corretta valutazione dello stato di contaminazione delle superfici porose o irregolari quali quelle cementizie. Si è proposto quindi, per la ricerca di contaminazione superficiale totale, di integrare alla misura α -totale, una tecnica basata sull'individuazione della componente x , β/γ anche dei radionuclidi "figli" in equilibrio con i rispettivi padri (vedi tabella 4).

Tabella 4 – Dati nucleari dei radionuclidi dell'uranio e dei figli in equilibrio

	$t_{1/2}$ [s]	Attività Spec. [Bq/g]	Yeld α [%]	Yeld x [%]	Yeld γ [%]	Yeld β [%]	KeV max β (yeld%)
²³⁸ U	1.41E+17	1.24E+04	99.93%	7.94%	0.09%	-	-
²³⁴ Th	2.08E+06	-	-	7.14%	8.40%	100.00%	189(73%), 96(25%), 76(2%)
^{234m} Pa	6.95E+01	-	-	1.57%	1.74%	99.85%	2281(99%)
²³⁵ U	2.22E+16	8.00E+04	99.93%	52.05%	83.30%	-	-
²³¹ Th	9.19E+04	-	-	66.24%	24.92%	100.00%	206(15%), 288(41%), 305(35%)
²³⁴ U	7.75E+12	2.30E+08	100.00%	10.21%	0.16%	-	-

Per la valutazione della componente β/γ derivata si è utilizzata una sorgente certificata planare di uranio naturale. Si sono pertanto calcolati, in base ai decadimenti, i ratei di emissione, x/γ e β dei radionuclidi "figli" attualmente all'equilibrio presenti all'interno della sorgente. Il rateo totale di emissione x/γ e β è stato poi utilizzato per la determinazione dell'efficienza β strumentale.

Poiché, per una determinata attività, un arricchimento maggiore di quello naturale porta ad una riduzione del rateo di emissione x/γ e β , è stato utilizzato un fattore correttivo calcolato tenendo conto dei diversi ratei di emissione dell'uranio arricchito e di quello naturale e delle diverse efficienze strumentali rispetto alle particelle emesse dai singoli radionuclidi. Il fattore correttivo è stato stabilito in maniera conservativa per un arricchimento del 2%. Su tale argomento un utile riferimento è risultato essere il NUREG-1507 (Rif. [4]).

Per quanto riguarda la stima delle incertezze queste sono state definite nel rispetto della norma UNI EN ISO 11929-1:2021 (Rif. [5]), mentre nel calcolo dell'efficienza totale si è tenuto conto dell'efficienza di superficie con l'applicazione del fattore E (*emergence factor*), così come definito nella UNI ISO 7503-3 [6].

Nella tabella 5 sono riportati i valori tipici delle prestazioni della strumentazione utilizzata nelle attività di caratterizzazione.

Tabella 5 – Prestazione del metodo di misura in mBq/cm² su una superficie cementizia

Strumentazione	Marca/ Mod.	Tipo di misura	Efficienza (valori tipici)	T cont. (sec)	MDC (mBq/cm ²)	Incertezza (K=2)
Contaminometro portatile con sonda ZnS(Ag) e finestra di ingresso 171,1 cm ²	Berthold/ Mod. LB 124 SCINT	Gross alpha	15% -21%	180	15,0 - 27,0	7%
		Gross beta	44% - 54%	180	29,0 - 40,0	12%

ANALISI DEI RISULTATI DELLE MISURE

I valori riscontrati nelle misure dirette (Bq/cm²) per ciascuna area sono stati sottoposti ad analisi statistica al fine di quantificare, soprattutto per la caratterizzazione iniziale, l'incidenza dei punti di misura superiori al livello di rilascio. Gli stessi dati sono stati utilizzati per una rappresentazione grafica della distribuzione delle concentrazioni per le aree maggiormente contaminate.

Nell'analisi statistica sono stati presi in considerazione: media, mediana, deviazione standard e percentile. Di seguito, come esempio, si riportano nella tabella 5 i risultati analizzati per il locale A105 del BLD1, mentre nella figura 2 la distribuzione grafica degli stessi risultati.

Nelle figure 3 e 4 si riportano invece rappresentazioni grafiche della distribuzione della concentrazione sul pavimento e sulle pareti sempre del locale A105.

Si ricorda infine che sulle superfici cementizie dei diversi locali sono stati prelevati dei campioni di materiale cementizio, analizzati poi in laboratorio mediante spettrometria gamma a pozzetto, per valutare l'eventuale penetrazione della contaminazione sulle pareti e pavimenti dei locali e quindi dimensionare le attività di decontaminazione necessarie ed infine verificare la presenza dei radionuclidi di riferimento.

Tabella 5 - Principali dati statistici delle concentrazioni di attività riscontrate nella caratterizzazione iniziale ed intermedia (pavimento e pareti) del locale A105

Parametro	Caratterizzazione iniziale (mBq/cm ²)	Caratterizzazione intermedia (mBq/cm ²)
Valore minimo	28 (MDA)	28 (MDA)
Valore massimo	2411	78
Range	2383	50
Media	204.3	37.61
Mediana	35	34
Deviazione standard	391.46	12.16
Percentile	1%	28 (MDA)
	5%	29
	10%	29
	25%	29
	50%	35
	75%	179
	90%	537
	95%	1179.4
	2150.4	77.46
Numero totale misure = 215		

Figura 2 - Distribuzione statistica delle concentrazioni di attività riscontrate nella caratterizzazione iniziale ed intermedia nel locale A105 in termini di frequenza assoluta (istogramma)

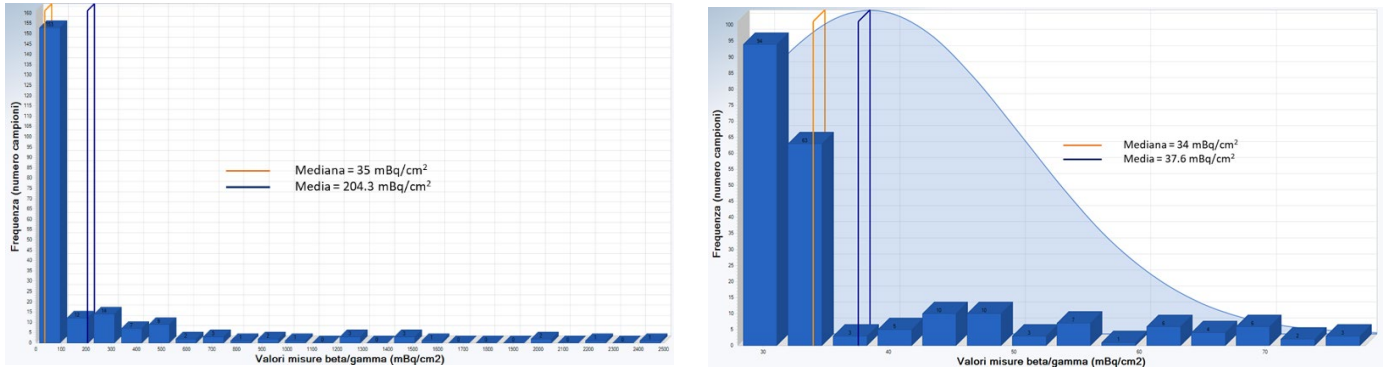


Figura 3 - Interpolazione statistica delle misure dirette β/γ caratterizzazione iniziale del locale A105 (pavimento e pareti)

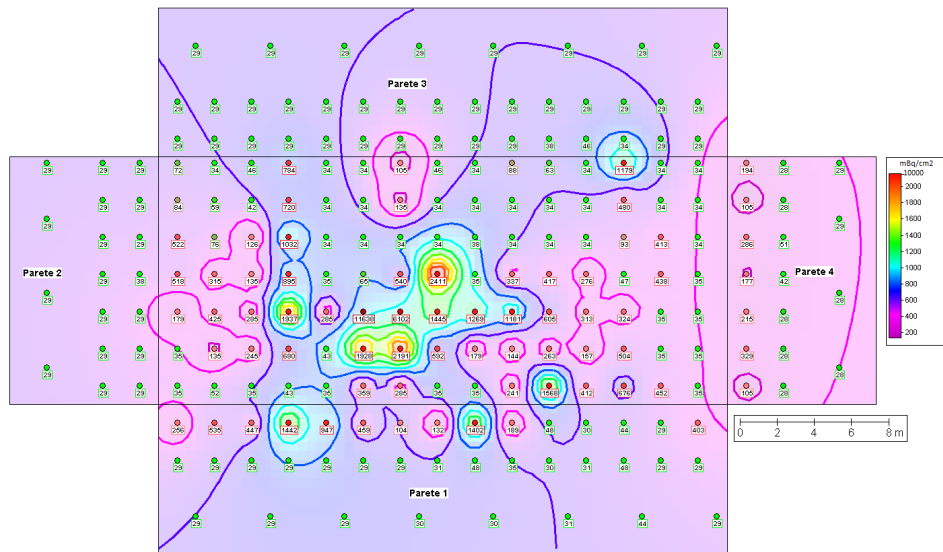
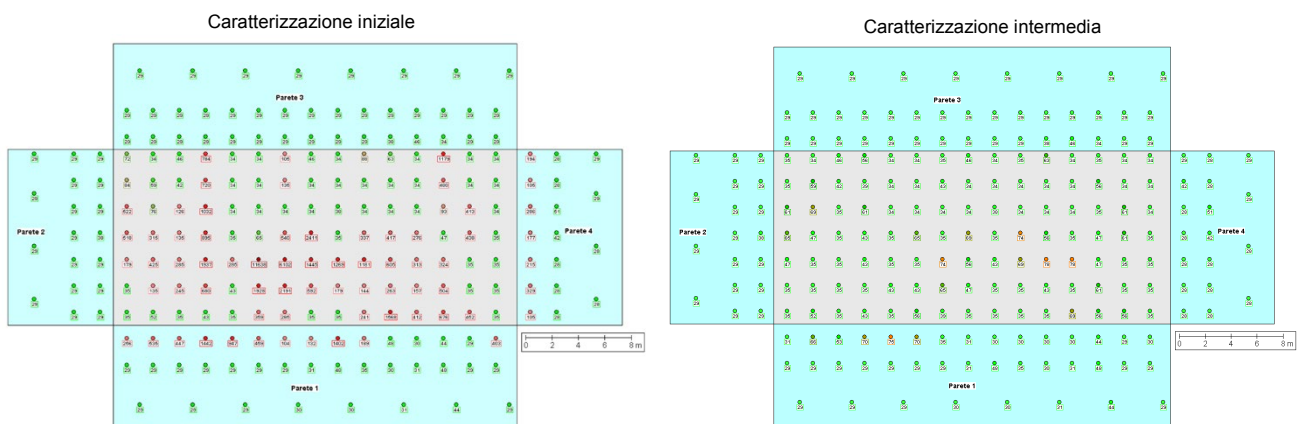


Figura 4 - Misure dirette β/γ caratterizzazione iniziale ed intermedia in mBq/cm² nel locale A105 (pavimento e pareti)



CONCLUSIONI

La campagna di caratterizzazione iniziale dei locali in oggetto, eseguita nel rispetto di quanto indicato nel Piano di Caratterizzazione, ha evidenziato la presenza di punti sulle superfici degli edifici con valori di contaminazione al di sopra dei livelli di rilascio previsti nelle prescrizioni.

Al fine di rendere tutte le superfici dell'edificio potenzialmente rilasciabili sono stati eseguiti interventi di decontaminazione e in alcuni casi di scarifica o rimozione.

La campagna di caratterizzazione intermedia ha permesso il monitoraggio radiologico della contaminazione durante le attività di decontaminazione nei punti individuati consentendo di avere una risposta immediata riguardo l'efficacia delle operazioni messe in atto.

Le aree ad impatto radiologico dei locali, a conclusione dello Step 3 del "Programma di Caratterizzazione" risultano avere concentrazioni di attività inferiori ai livelli di rilascio e pertanto possono essere definite potenzialmente rilasciabili. Tali aree sono state escluse dalle restanti aree ad impatto radiologico attraverso chiusura fisica degli accessi.

I livelli di rilascio del locale in oggetto saranno nuovamente verificati nell'ambito delle attività previste per il rilascio del Sito privo da vincoli radiologici nella Fase II di Disattivazione.

RIFERIMENTI

- [1] MISE – DM 27 novembre 2008 – SoGIN SpA – Impianto di fabbricazione di elementi di combustibile nucleare di Bosco Marengo (AL) – DM di autorizzazione alla disattivazione
- [2] NUREG-1575 "Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM)", Rev.1, August 2000
- [3] RCTP 2010-01 - "An alternative Means of Measuring Alpha Emitters in Uranium Surface Contamination to Demonstrate Compliance with Title 10, Code of Federal Regulation, Part 835"
- [4] NUREG-1507 rev. 1- Minimum Detectable Concentrations with Typical Radiation Survey for Instruments for Various Contaminants and Field Condition – August 2020
- [5] UNI EN ISO 11929-1:2021: Determinazione dei limiti caratteristici (soglia di decisione, limite di rivelazione e limiti dell'intervallo di copertura) per misure di radiazioni ionizzanti - Fondamenti e applicazioni - Parte 1: Applicazioni elementari
- [6] UNI ISO 7503-3:2016, "Measurement of radioactivity — Measurement and evaluation of surface contamination — Part 3: Apparatus calibration



Sessione 6

Radioattività ambientale

Monitoraggio della radiazione gamma in stazioni d'alta quota: analisi delle variazioni dovute alle componenti terrestre e cosmica

Luca Bellina¹, Stefano Bertino¹, Mauro Magnoni¹

¹ARPA Piemonte – Dipartimento Rischi Fisici e Tecnologici

mauro.magnoni@arpa.piemonte.it

Riassunto

In questo lavoro è presentata un'analisi dei dati della rete di monitoraggio della radiazione gamma di ARPA Piemonte, basata su 29 sensori Geiger-Mueller ad elevata sensibilità distribuiti su tutto il territorio piemontese, con un particolare riguardo a quelle stazioni (7) che si trovano a quote superiori ai 1500 m slm. Queste stazioni sono infatti interessate in inverno a un più o meno copiosa copertura nevosa che determina un forte attenuazione, fino al suo quasi completo annullamento, della componente terrestre della radiazione gamma: in tal modo il segnale registrato dai sensori è addebitabile quasi esclusivamente alla radiazione cosmica. I dati sperimentali sono stati quindi interpretati un metodo di calcolo che, a partire sia dai dati sperimentali di spettrometria gamma su campioni del substrato roccioso prelevati in prossimità dei sensori Geiger-Mueller che da misure dirette di spettrometria gamma in situ, è in grado di ricavare teoricamente il contributo della componente terrestre. Tale modello è stato in particolare validato su alcune delle stazioni a quota più elevata, quella di Passo del Moro (VB, 2800 m slm) e del Lago Agnel (TO, 2600 m slm). I dati indicano un buon accordo tra valutazioni teoriche e dato sperimentale consentendo, in linea di principio, di ottenere un monitoraggio separato dalle componenti, terrestre e cosmica.

Introduzione

Da diverso tempo (2007) ARPA Piemonte gestisce una rete di monitoraggio della radiazione gamma in tempo reale basata su 29 sensori Geiger-Mueller ad elevata sensibilità [1], distribuiti su tutto il territorio piemontese, con un particolare riguardo alle zone di confine nord-occidentali con Francia e Svizzera. Tale rete è integrata alla rete ISIN e in questo contesto contribuisce alla rete europea EURDEP. Alcune di queste stazioni, per ovvie ragioni geografiche, erano state collocate sull'arco alpino in zone di montagna e alta montagna e sono perciò soggette, nella stagione invernale, a precipitazioni nevose più o meno copiose. La copertura nevosa attenua in modo significativo la componente terrestre della radiazione γ la quale, in taluni casi, può essere quasi completamente assorbita: in tali circostanze quello che si misura è quindi di fatto la sola componente cosmica. In questo lavoro sono stati quindi prese in considerazione le 7 stazioni che, trovandosi ad un'altitudine superiore ai 1700 m slm, sono interessate a questo fenomeno (Tabella 1).

Tabella 1 – Stazioni montane Rete Allarme ARPA Piemonte

Comune (Prov)	Nome Stazione	QUOTA m.s.l.m.	Altezza sensore dal suolo (m)
BOBBIO PELLICE(TO)	COLLE BARANT	2294	4
CERESOLE REALE(TO)	LAGO AGNEL	2304	3
CLAVIERE(TO)	COLLE BERZIA	2030	9
MACUGNAGA(VB)	PASSO DEL MORO	2820	4
PONTECHIANALE(CN)	COLLE DELL'AGNELLO	2685	4
ENTRACQUE(CN)	DIGA DEL CHIOTAS	2020	4
BARDONECCHIA(TO)	PIAN DEL SOL	1791	4

Per ciascuna stazione è stata valutato, nell'arco temporale 2014-2022, l'andamento del rateo di dose durante l'anno in funzione della copertura nevosa. Ciò ha consentito di stimare separatamente i contributi della componente cosmica e di quella terrestre. I dati sperimentali così ottenuti sono stati quindi confrontati e validati con stime della componente terrestre ottenute a partire dai dati di spettrometria γ , ricavati da misure sperimentali eseguite su campioni di suolo e roccia e anche da misure dirette di spettrometria γ *in situ* in due stazioni d'alta quota, cioè quelle di Lago Agnel (m 2304, Ceresole Reale, TO) e Passo del Moro (m 2820, Macugnaga, VB).

Materiali e metodi

Il rateo di dose γ misurato nelle stazioni della rete di allerta di ARPA Piemonte sono ottenuti grazie a rivelatori Geiger-Mueller Gamma Tracer, forniti dalla ditta Bertin, aventi un range di misura molto esteso, da 10 nSv/h a 10 Sv/h, calibrato per fornire un risultato in termini di $H^*(10)$, con riferimento al ^{137}Cs , ed in grado di operare entro un vasto range di temperature: da -20°C a $+50^\circ\text{C}$. Si tratta quindi di un sistema molto sensibile e robusto, in grado di funzionare in condizioni ambientali severe ed anche ad alti ratei di dose, caratteristiche ideali per uno strumento dedicato al monitoraggio di situazioni di emergenza. I livelli di rateo di dose sono registrati ogni 10 minuti, garantendo così anche un'ottima risoluzione temporale, anche se il pacchetto dei dati viene inviato via radio al centro di controllo ogni ora.

In 2 delle 7 stazioni prese in considerazione in questo lavoro e precisamente quelle di Lago Agnel (TO) e Passo del Moro (VB), è stato fatto uno studio più approfondito ed indipendente della stima della componente γ terrestre, cioè quella dovuta esclusivamente ai radionuclidi presenti nella crosta terrestre. Tale componente è stata calcolata infatti calcolata indipendentemente, secondo due differenti approcci:

- a) Il primo, seguito in entrambi i siti, è consistito in misure di spettrometria γ in laboratorio, effettuate su campioni di roccia e di suolo (ove presente) prelevati in prossimità delle stazioni di misura, secondo un piano di campionamento rappresentativo (Figura 1 e Figura 2). Tali misure sono state eseguite con rivelatori al germanio iperpuro, HPGe, aventi un'efficienza relativa nell'intervallo 30-40%;

- b) l'altro, eseguito solamente presso il sito di Passo del Moro, prevede misure dirette di spettrometria γ *in situ* effettuate con rivelatore portatile HPGe (efficienza relativa . 30%), effettuate in prossimità delle stazioni di misura Geiger-Mueller (Figura 2).

I radionuclidi responsabili della componente terrestre γ , rivelati dalle misure spettrometriche, sono stati: i radionuclidi γ emettitori delle serie dell' ^{238}U e del ^{232}Th , il ^{40}K , il ^7Be di origine cosmogenica, presente in deboli tracce, e il ^{137}Cs , presente in ambiente a seguito dell'incidente di Chernobyl e dei test nucleari in atmosfera.



Figura 1 – Punti di campionamento in prossimità della stazione di Lago Agnel, 2304 m slm: i campionamenti hanno riguardato sia il suolo, dominante in questo sito, che la componente rocciosa

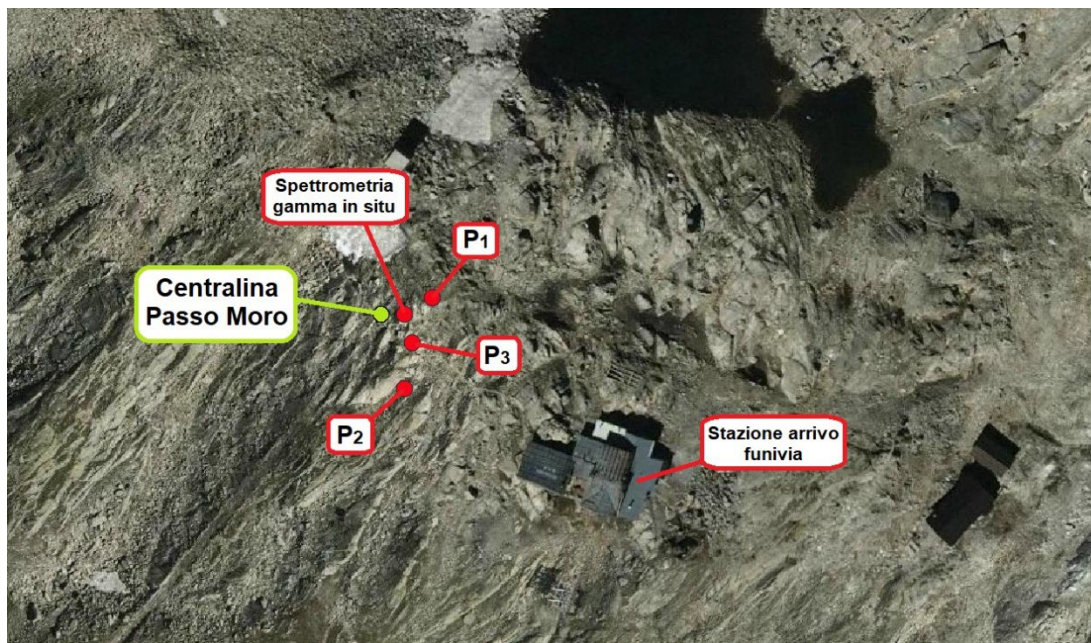


Figura 2 – Punti di campionamento in prossimità della stazione di Passo del Moro, 2820 m slm: si nota in questo caso, oltre ai punti di campionamento del solo substrato roccioso (per assenza di suolo in questo sito), anche il punto di misura della spettrometria γ in campo

Di seguito viene data una descrizione più dettagliata dei due metodi.

Metodo a) spettrometria γ in laboratorio

Dopo avere effettuato il prelievo dei campioni di roccia e, ove disponibile (Lago Agnel), di suolo, i campioni, sono stati frantumati (nel caso della roccia), omogeneizzati e pesati e quindi sono stati inseriti in contenitori di Marinelli da 1 L per essere poi sottoposti a conteggio γ per un periodo di 4 ore. I risultati della concentrazione di attività per i vari radionuclidi trovati, espressi in Bq/kg, sono stati quindi utilizzati per il calcolo teorico del rateo di dose γ tenendo presente che:

- per i radionuclidi γ emettitori della serie dell' ^{238}U , del ^{232}Th e per il ^{40}K si assunto un profilo di concentrazione di attività uniforme con la profondità
- per il ^{137}Cs si è operato in modo differente a seconda della presenza o meno di suolo in corrispondenza della stazione di misura:
 - o in caso di presenza di suolo (Lago Agnel), si è considerato il profilo verticale di concentrazione ricavato a partire dai valori sperimentali misurati nei vari strati di suolo campionati, approssimato con una funzione esponenziale decrescente
 - o in caso di assenza di suolo (Passo del Moro) si assumta una distribuzione superficiale uniforme del ^{137}Cs sul substrato roccioso
- per il ^7Be , radionuclide cosmogenico, vista la sua breve emivita (53,2 giorni), è stata assunta una distribuzione superficiale piana uniforme per entrambi i siti

Per il calcolo del contributo di questi radionuclidi si è adottato l'approccio teorico proposto da Beck e soci [2] nel 1972, con il suo celebre lavoro sulla spettrometria γ in campo, prendendo in considerazione tutte le emissioni γ naturali e artificiali aventi resa (*yield*) superiore all'1%. Secondo tale impostazione il flusso fotonico proveniente dal suolo, e quindi il rateo di dose ad esso associato, possono essere ottenuti risolvendo numericamente alcuni integrali, diversi a seconda delle assunzioni fatte sulla distribuzione nel suolo dei radionuclidi.

Il flusso Φ di un dato radionuclide distribuito uniformemente nel suolo, in funzione dell'altezza del h recettore è dato da:

$$\Phi(h) = \int_0^{\frac{\pi}{2}} \frac{(C_0/\rho)}{2 \cdot \left(\frac{\mu_s}{\rho}\right)} \cdot e^{-\left(\frac{\mu_a \cdot h}{\cos \vartheta}\right)} \cdot \text{sen} \vartheta d\vartheta$$

in cui C_0 è la concentrazione di attività (Bq/kg), corretta per la resa γ di ciascun radionuclide, $\left(\frac{\mu_s}{\rho}\right)$ è il coefficiente massico di attenuazione del suolo, ρ è la densità del suolo e μ_a è il coefficiente lineare di attenuazione dell'aria.

Per una distribuzione superficiale piana uniforme (disco sottile infinito) si ha invece:

$$\Phi(h) = \int_0^{\frac{\pi}{2}} \frac{I_0}{2 \cdot \cos \vartheta} \cdot e^{-\left(\frac{\mu_a \cdot h}{\cos \vartheta}\right)} \cdot \text{sen} \vartheta d\vartheta$$

dove I_0 è l'inventario (Bq/m²) del radionuclide presente nel suolo.

Per una distribuzione esponenziale in profondità nel suolo si ha infine:

$$\Phi(h) = \int_0^{\frac{\pi}{2}} \frac{\alpha \cdot I_0}{2\rho} \cdot \left(\frac{1}{\left(\frac{\alpha}{\rho}\right) \cdot \cos \vartheta + \left(\frac{\mu_s}{\rho}\right)} \right) \cdot e^{-\left(\frac{\mu_a \cdot h}{\cos \vartheta}\right)} \cdot \text{sen} \vartheta d\vartheta$$

In questa espressione appare anche il parametro α/ρ , da stimare sperimentalmente, che dipende dal profilo di concentrazione dei radionuclidi.

Metodo b) spettrometria γ in situ

Il calcolo della componente terrestre della radiazione γ viene eseguito in questo caso direttamente a partire dagli spettri γ acquisiti in campo: lo spettro è stato ottenuto posizionando il rivelatore sull'apposito treppiede ad un'altezza dal suolo di 1 m, in vicinanza alla corrispondente stazione di misura Geiger-Mueller (Passo del Moro) che, come si può vedere dalla Tabella 1. si trova ad un'altezza dal piano di campagna di circa 4 m. Si può tuttavia osservare a questo proposito che, assumendo un'assoluta omogeneità della distribuzione dei radionuclidi nel substrato roccioso, la dipendenza del rateo di dose dall'altezza a cui è posto il sensore è bassa, almeno per altezze fino a 10 m per cui, tenendo conto che le incertezze

tipiche associate a questa tecnica di misura non sono mai inferiori al 20% la differenza di altezza tra Geiger-Mueller e rivelatore al Germanio può essere in prima approssimazione trascurata. Le concentrazioni dei radionuclidi e quindi il rateo di dose sono calcolati sempre facendo riferimento alla già citata impostazione teorica di Beck. Il calcolo della concentrazione di attività A (Bq/kg o Bq/m²) è effettuato tramite una formula del tipo:

$$A = \frac{N_f/t}{r \cdot \varepsilon}$$

dove N_f sono i conteggi netti del picco fotoelettrico, ε è l'efficienza fotoelettrica di rivelazione, r è la probabilità di emissione del radionuclide (resa o *yield*) mentre t è il tempo di acquisizione. L'efficienza ε può essere vista come il prodotto di 3 fattori:

$$\varepsilon = \left(\frac{N_o}{\Phi} \right) \cdot \left(\frac{N_f}{N_o} \right) \cdot \left(\frac{\Phi}{I_o} \right)$$

N_o/Φ (cps/fotoni/[s·cm²]): è il valore della efficienza intrinseca del rivelatore relativo; essa è calcolata sperimentalmente come il rapporto tra il rateo di conteggi (N_o) misurato dal rivelatore e il flusso Φ di fotoni che incidono normalmente sulla superficie del rivelatore stesso: è di fatto la sezione d'urto macroscopica del rivelatore rispetto ai fotoni di una data energia;

N_f/N_o : è un fattore numerico adimensionale che tiene conto di eventuali anisotropie nella risposta angolare del rivelatore; in moltissimi casi si può trascurare dal momento che, per rivelatori standard e per fotoni > 100 keV, il suo valore è pari a 1;

Φ/C_o o Φ/I_o (fotoni/[s·cm²]/Bq/cm³; fotoni/[s·cm²]/Bq/g o fotoni/[s·cm²]/Bq/cm²): è questo il parametro chiave della spettrometria gamma in campo: esso mette in relazione il flusso di fotoni non diffusi che giungono sul rivelatore provenienti da un particolare radionuclide e aventi una data energia, con la concentrazione di attività per unità di volume (Bq/cm³, Bq/m³) o di massa (Bq/g, Bq/kg), o con l'inventario, (Bq/cm², Bq/m²) dello stesso radionuclide nel suolo. Una trattazione più approfondita di questi aspetti si può trovare in un nostro precedente lavoro [3].

Risultati e discussione

I dati sperimentali della Rete GM

Le centraline della rete di monitoraggio della radioattività in aria della rete di Arpa Piemonte, e posizionate oltre i 1700 metri sul livello del mare, presentano una variabilità stagionale del rateo di dose gamma in aria molto maggiore rispetto alle stazioni "di pianura": la variazione tra periodi estivi e periodi invernali può essere infatti parecchio elevata, anche superiore del 100%, con valori minimi in inverno e massimi in estate. Di tali andamenti è necessario tenere conto poiché la variazione dei valori di fondo ambientale influenza evidentemente la sensibilità della rete, cioè la sua capacità di rivelare eventuali anomalie; tale aspetto era già stato trattato in un nostro precedente studio [4].

A titolo esemplificativo si riporta nel seguente grafico (Figura 3) l'andamento del sensore GM posizionato a Passo del Moro (2820 m slm), nel comune di Macugnaga (VB), prossimo al confine svizzero, che evidenzia molto bene le variazioni stagionali: in estate si raggiungono livelli superiori ai 260 nSv/h, mentre in primavera ed inverno si hanno valori attorno ai 110 nSv/h.

La spiegazione più ovvia di tale importante variazione stagionale è l'effetto schermante della copertura nevosa che, per queste stazioni, può raggiungere valori molto elevati, anche di alcuni metri: dal grafico sono ben identificabili i rapidi periodi di transizione verso valori minori di rateo di dose (in autunno, in corrispondenza delle prime nevicate), e quelli di transizione verso i valori maggiori (in primavera, col disgelo e la rapida fusione della neve).

Per una valutazione quantitativa di questo fenomeno conviene esaminare i dati sperimentali del rateo di dose in funzione della copertura nevosa cumulata, misurata da nivometri installati in corrispondenza della stazione di misura. In Figura 4 sono mostrati gli andamenti per 9 stagioni invernali, dal 2013-2014 al 2021-2022.

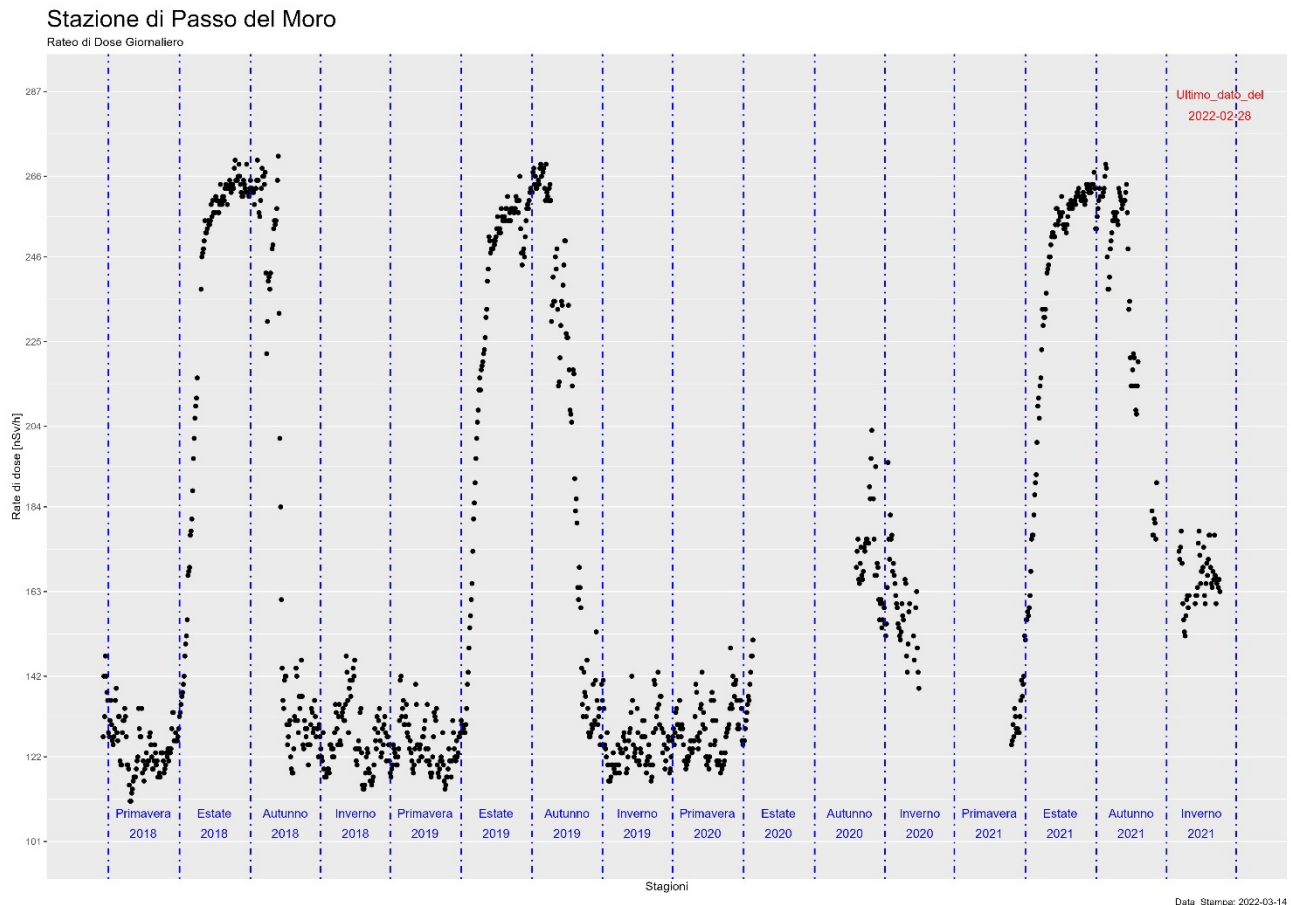


Figura 3 - Andamento stagionale del rateo medio giornaliero di dose gamma in aria a Passo del Moro (VB), 2820 m slm.

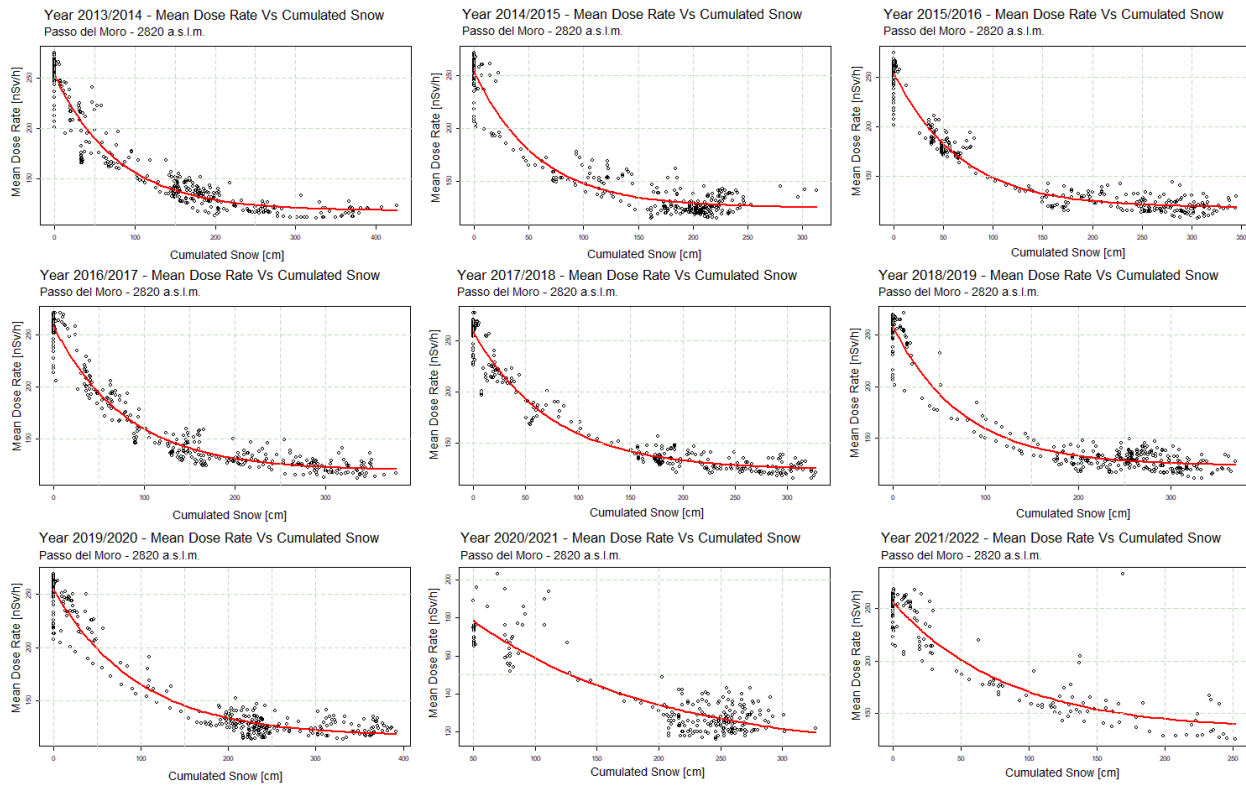


Figura 4 – Andamento del rateo medio giornaliero di dose γ in funzione dell'altezza della neve (deposizione cumulata)

L'interpolazione dei dati mostra chiaramente, per tutti gli anni, un andamento molto simile, compatibile con un esponenziale decrescente in funzione della deposizione nevosa cumulata e il raggiungimento di un valore minimo asintotico del rateo di dose per spessori del manto nevoso $h_n > 250$ cm. Si osservano però anche importanti deviazioni da tale comportamento: diversi valori sperimentali si discostano infatti, anche significativamente, dal fit esponenziale. Molti dei valori più elevati sono dovuti ad eventi piovosi che avvengono specialmente nei periodi estivi (quando $h_n \approx 0$), in cui il ben noto fenomeno del dilavamento dell'atmosfera dei figli a vita breve del radon emettitori γ (^{214}Pb e ^{214}Bi), porta a un transitorio aumento del rateo di dose della durata di 3-4 ore o anche più che può influenzare in modo significativo la media giornaliera. All'estremo opposto, alcuni valori bassi, sempre in corrispondenza di $h_n = 0$, sono invece dovuti a un mero artefatto: i sensori nivometrici, dispositivi basati su ultrasuoni, vengono spenti da giugno a settembre per evitare falsi positivi legati alla crescita erbosa; in queste condizioni la centralina registra erroneamente un valore pari a zero, pur essendo ancora presente neve. Depurando quindi la base dati da questi valori anomali, la situazione migliora sensibilmente, come si può vedere dalla Figura 5, dove sono mostrate anche le barre d'errore per le singole misure.

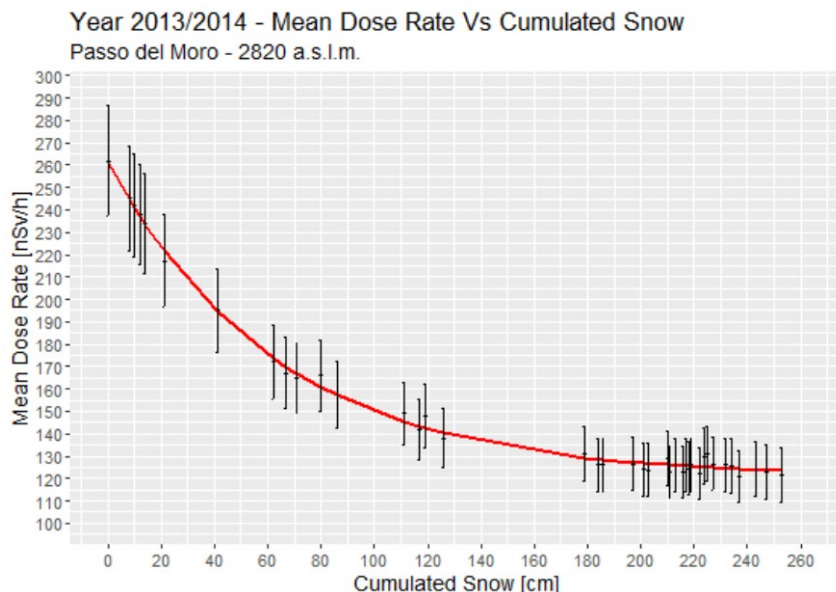


Figura 5 – Anno 2013-2014: andamento del rateo di dose γ giornaliero sul set di dati senza anomalie

L'andamento è ora molto più regolare e può essere senz'altro descritto molto bene da una funzione esponenziale del tipo:

$$y = a \cdot e^{-bx} + c \quad (1)$$

dove i valori dei parametri a , b e c sono ottenuti dall'interpolazione dei dati sperimentali. Seguendo il modello matematico del fit si può osservare che il parametro c , cioè il valore asintotico della curva di interpolazione, rappresenta in linea teorica il valore di rateo di dose dovuto alla sola componente cosmica poiché per $h \rightarrow +\infty$ si ha ovviamente una completa schermatura della componente γ terrestre. Il valore di c per l'anno 2013-2014 è risultato essere pari a circa 121 nSv/h, mentre il valore di a , interpretabile ovviamente come il valore della componente terrestre, vale 140,5 nSv/h. La somma dei due contributi, che corrisponde al dato sperimentale quando non c'è neve al suolo, risulta quindi essere pari a circa 261 nSv/h. Tale valore è congruente, entro l'errore sperimentale, con il rateo di dose medio misurato nel periodo estivo (giugno-agosto), pari a 255 ± 15 nSv/h. Un'analisi di questo tipo è stata estesa a tutti gli anni, fino all'inverno 2021-2022 (Figura 6). Non si notano a prima vista importanti variazioni tra i vari anni. Ciò è confermato anche da un confronto analitico dei valori dei corrispondenti parametri di fit: tali valori sono infatti sostanzialmente equivalenti tra loro entro l'incertezza di misura, come si può vedere dalla Tabella 2 in cui è riportato anche il valore medio dei suddetti parametri con il corrispondente scarto tipo. E' quindi lecito considerare tutto insieme il set di dati e calcolare un andamento medio su tutto il periodo (Figura 7). I valori dei parametri di fit dell'equazione (1) sono riportati anch'essi in Tabella 2, all'ultima riga e, come si vede, sono sostanzialmente equivalenti ai corrispondenti valori medi calcolati a partire dai dati annuali: sono dunque questi i parametri che descrivono l'andamento del rateo di dose, secondo l'equazione (1), per il sito di Passo del Moro. Le incertezze sui valori dei parametri di fit, riportate per semplicità in Tabella 2 solo per il set di dati complessivo, sono valutabili attorno al 10%.

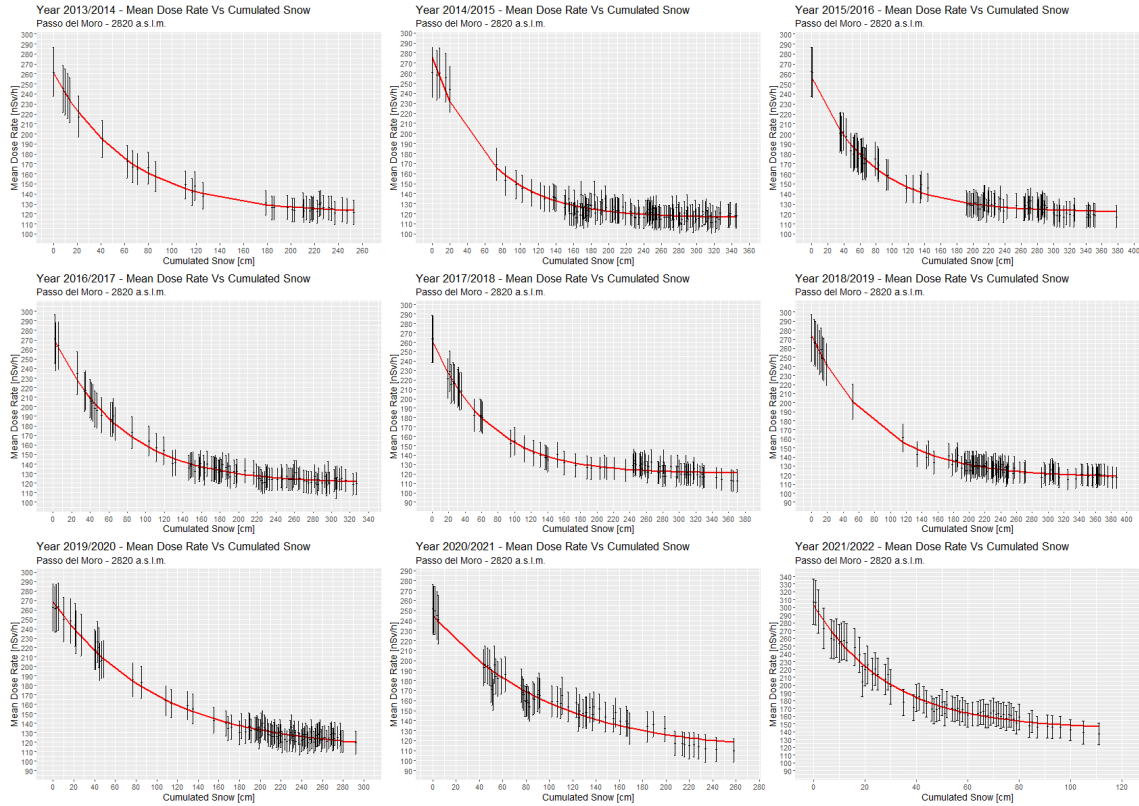


Figura 6 – Andamenti del rateo di dose γ giornaliero sul set di dati senza anomalie (2013- 2022)

Tabella 2 – Ratei di dose e coefficienti modello regressione – Stazione Passo del Moro

Anno	a (nSv/h)	b (nSv/h)	c (nSv/h)	a+c (nSv/h)	Media estiva (nSv/h)
2014	140,5	0,0157	120,7	261,2	255,1±15,2
2015	159,9	0,0160	115,8	275,7	264,2±16,5
2016	135,8	0,0142	121,9	257,7	252,8±9,2
2017	154,2	0,0136	119,5	273,7	263,7±10,7
2018	142,0	0,0146	120,5	262,5	252,9±15,2
2019	157,0	0,0120	117,1	274,1	265,1±15,3
2020	157,1	0,0100	111,6	268,7	261,5±10,4
2021	137,5	0,0103	108,6	246,1	254,9±6,4
2022	130,8	0,0140	122,9	253,7	255,0±9,9
MEDIA	146,1±10,9	-	117,6±4,9	263,7±10,2	258,4±5,1
2013-2022	139,4±14,0	0,0142	120,7±12,1	260,1±36,9	255,9±16,5

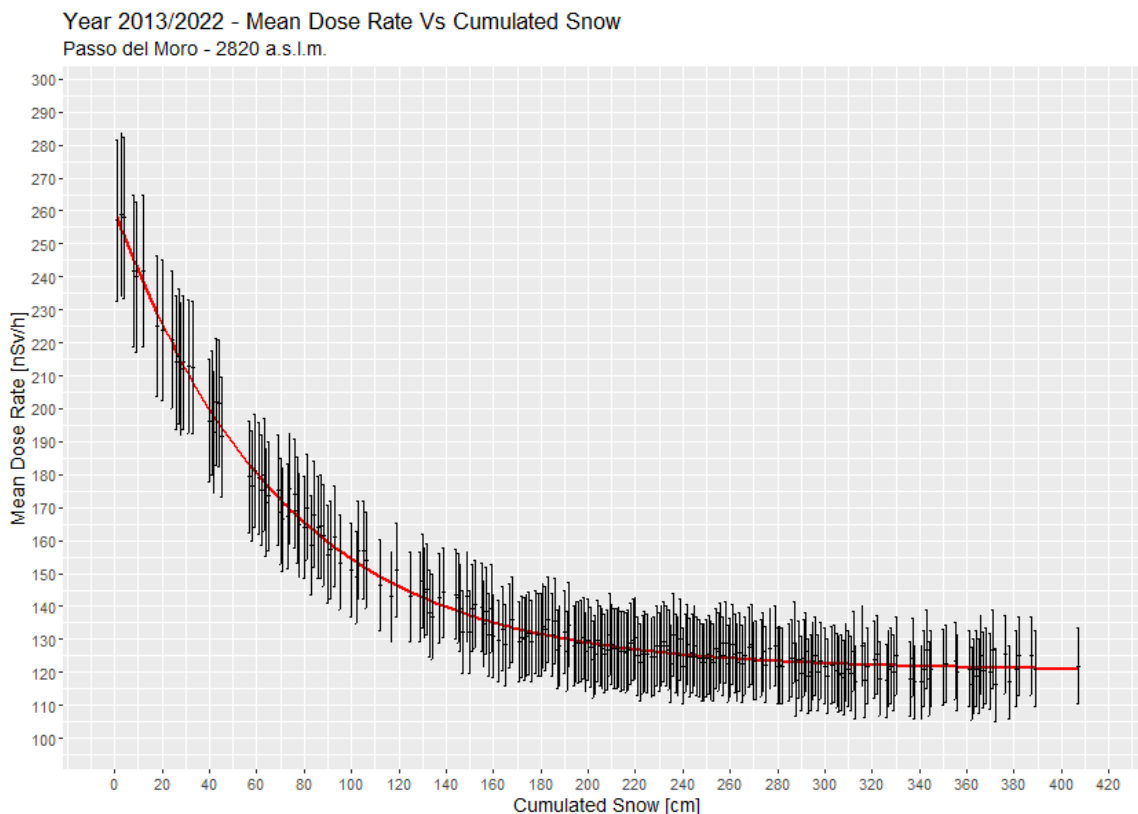


Figura 7 – Interpolazione di tutti i dati disponibili nell’arco temporale 2013-2022

Operando analogamente su tutte le altre stazioni si possono quindi calcolare i parametri di fit anche per gli altri siti (Tabella 3).

Tabella 3 - Ratei di dose e coefficienti modello regressione per tutti i siti (2013-2022)

Stazione	Quota m. slm	H sensore Geiger_m	Anno	a (nSv/h)	b	c (nSv/h)	a+c (nSv/h)	Media estiva (nSv/h)
Bardonecchia	1791	4	2013-2022	51,4	0,0199	75,9	127,3	129,3±5,9
Diga Chiotas	2020	4	2013-2022	62,6	0,0093	82,4	145,0	142,1±6,7
Colle Bercia	2030	9	2013-2022	14,1	0,0207	85,8	99,9	97,9±13,1
Colle Barant	2294	4	2013-2022	50,8	0,0099	87,2	138	135,1±4,9
Lago Agnel	2304	3	2013-2022	80,6	0,0148	99,4	180,0	181,8±11,7
Colle Agnello	2685	4	2013-2022	76,4	0,0176	107,7	184,2	189,6±10,8
Passo Moro	2820	4	2013-2022	139,4	0,0142	120,7	260,1	255,9±16,5

Si osserva un dato apparentemente anomalo riferito a Colle Bercia: il valore di a (stima della componente terrestre) è infatti molto inferiore degli altri (circa 14 nSv/h contro valori superiori ai 50 nSv/h), indice di un livello locale di radioattività naturale particolarmente basso: una conferma di ciò potrà venire solo da una valutazione sperimentale diretta, con campionamenti e analisi di campioni di rocce. Si può osservare inoltre che, come ci si

aspettava, la componente cosmica stimata (c), aumenta all'aumentare dell'altitudine (Figura 8). I valori ottenuti possono essere confrontati con quelli che si ottengono grazie a una formula empirica, valida per le nostre latitudini, proposta da Bouville e Lowder (1988) [5], che fornisce l'andamento del rateo di dose γ in funzione dell'altitudine:

$$\dot{H}_f = 27,4 \cdot (0,21 \cdot e^{-1,649 \cdot z} + 0,79 \cdot e^{0,4528 \cdot z}) \quad (2)$$

in cui i valori sono espressi in nSv/h e l'altezza z in chilometri.

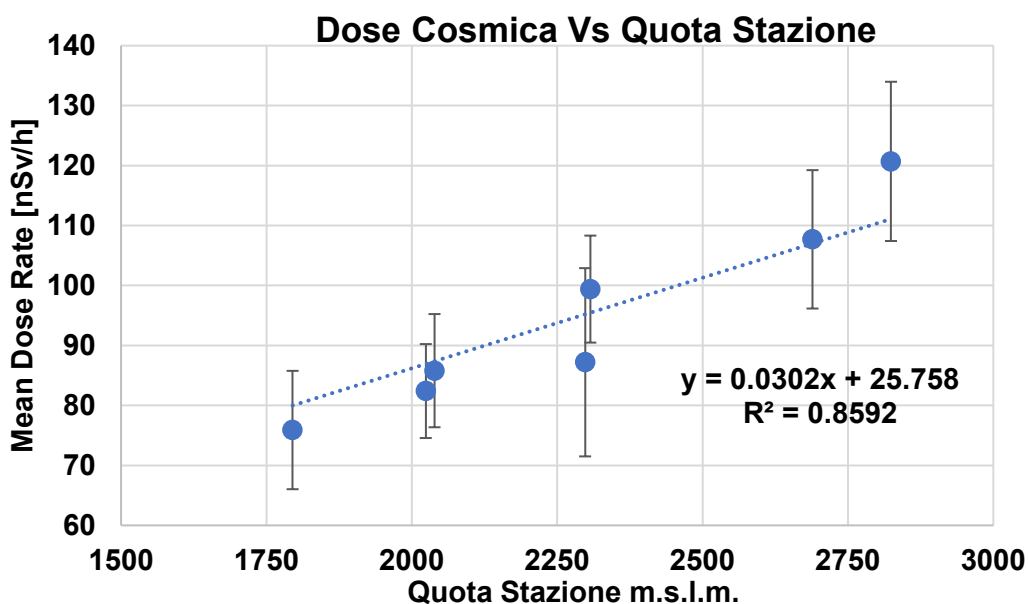


Figura 8 – Andamento della componente cosmica in funzione dell'altitudine

Nella seguente Tabella 4 sono paragonati i valori sperimentali riportati in Figura 8 e quelli teorici ricavati dall'equazione (2).

Tabella 4 – Confronto dati sperimentali e valori teorici

Stazione	Quota m. slm	Valore sperimentale (nSv/h)	Valore teorico (nSv/h)	Rapporto Sperimentale/Teorico
Bardonecchia	1791	75,9	49,0	1,55
Colle Barant	2020	82,4	54,2	1,52
Colle Bercia	2030	85,8	54,5	1,57
Colle Agnello	2294	87,2	61,3	1,42
Diga Chiotas	2304	99,4	61,6	1,61
Lago Agnel	2685	107,7	73,1	1,47
Passo Moro	2820	120,7	77,7	1,55

Come si vede il rapporto Valore sperimentale/Valore teorico appare in generale costante, attorno al valore 1,5. Tale discrepanza sistematica potrebbe essere dovuta a una non ottimale taratura dello strumento la cui risposta, fornita dalla casa costruttrice, fa riferimento all'energia delle emissioni γ del ^{137}Cs (662 keV). Se infatti la scelta di tale energia per la taratura può essere considerata un buon compromesso per le emissioni fotoniche γ di origine terrestre (i 662 keV del ^{137}Cs stanno più o meno in mezzo al *range* di energia tipico di gran parte delle emissioni delle famiglie radioattive naturali e del ^{40}K , 200 – 1460 keV, dove oltretutto la risposta della sonda è abbastanza “piatta”), ciò potrebbe non essere più valido per la componente fotonica dei raggi cosmici: in base ai dati del costruttore la risposta dello strumento cresce e devia significativamente da quella del ^{137}Cs per energie > 1500 keV. Pertanto, in attesa di verifiche più approfondite su questo aspetto, si potrebbe prendere il valore medio del rapporto $1,53 \pm 0,06$ come fattore correttivo di taratura per la componente γ cosmica. Si può tuttavia curiosamente osservare che i valori sperimentali di rateo di dose forniti dai nostri sensori, pur essendo una sovrastima del rateo di dose γ , non sono lontani dai valori “veri” del rateo di dose complessivo che tiene conto anche della componente neutronica. Un recente studio [6] mostra infatti valori per altitudini da 2000 a 2800 m che variano, a seconda della quota, da 85 - 110 nSv/h a 140 – 190 nSv/h.

Calcolo della componente terrestre γ

Per il calcolo della componente γ terrestre nelle stazioni di misura di Lago Agnel e Passo del Moro ci si è basati sui dati sperimentali di spettrometria γ , ricavati dalle analisi sui campioni prelevati nei rispettivi siti. Gli spettri sono riportati nelle seguenti Figure 9 e 10 mentre i dati medi ottenuti sono sintetizzati in Tabella 5. In entrambi i casi sono visibili le emissioni γ dei radionuclidi naturali delle serie dell'uranio (^{226}Ra , ^{214}Pb , ^{214}Bi) e del torio (^{212}Pb , ^{228}Ac , ^{208}Tl), il ^{40}K , il ^7Be cosmogenico e il ^{137}Cs di origine artificiale (Chernobyl e test nucleari in atmosfera). La presenza del ^7Be e del ^{137}Cs a Passo del Moro è più contenuta rispetto a quella che si riscontra a Lago Agnel: ciò potrebbe essere spiegabile dalle diverse caratteristiche morfologiche dei due siti. Mentre Lago Agnel si trova in un'area di prateria alpina con suolo relativamente abbondante e dove i radionuclidi sono facilmente intercettati da suolo e vegetazione e resi quindi meno mobili, a Passo del Moro il suolo è completamente assente e il dilavamento è quindi molto più efficace.

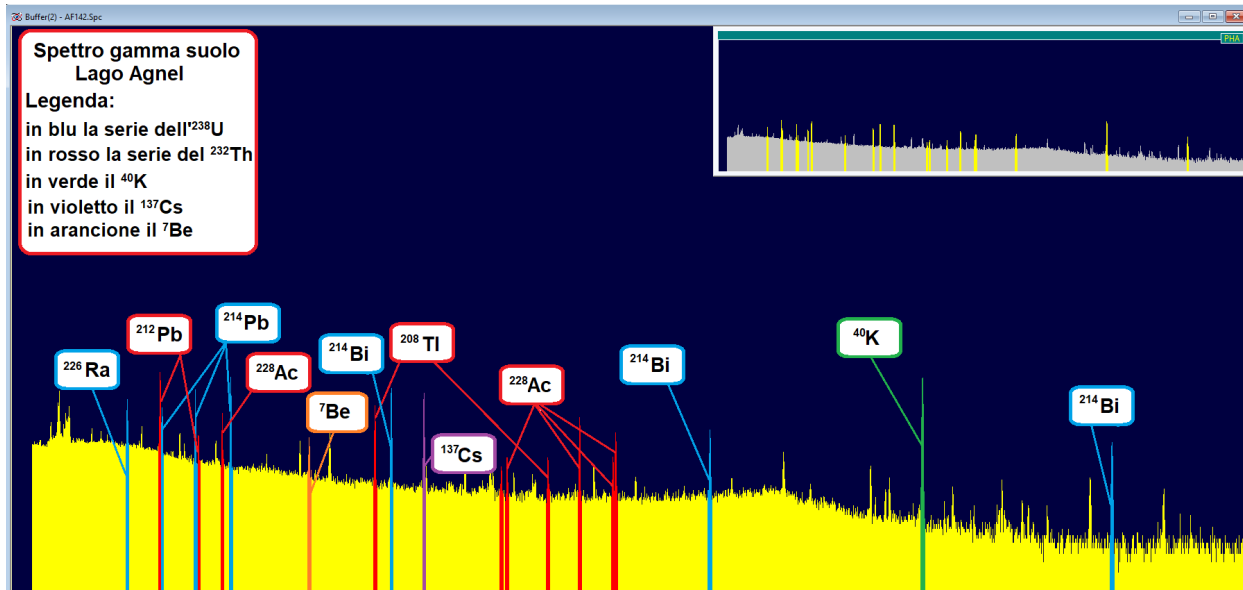


Figura 9 – Spettro γ di suolo prelevato presso Lago Agnel, Ceresole Reale (TO): sono visibili i radionuclidi naturali delle serie dell'uranio e del torio, il ^{40}K , ^7Be cosmogenico e il ^{137}Cs

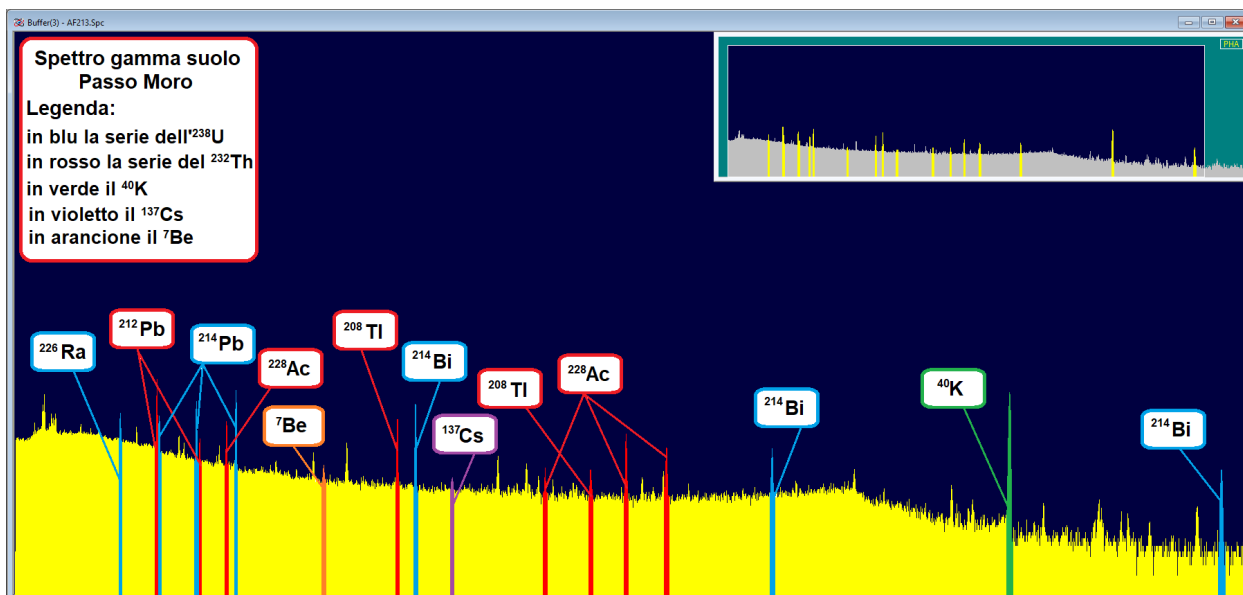


Figura 10 – Spettro γ di suolo prelevato presso Passo del Moro, Macugnaga (VB): anche in questo caso sono visibili le emissioni dei medesimi radionuclidi. La presenza di ^7Be e ^{137}Cs è qui più contenuta

Per contro a Passo del Moro si ha una presenza decisamente maggiore di ^{40}K , mentre per gli altri radionuclidi delle famiglie naturali non ci sono sostanziali differenze. Il calcolo dei corrispondenti ratei di dose fornisce un valore di 73,2 nSv/h per Lago Agnel e 101,1 nSv/h per Passo del Moro. Stime che sono in buon accordo con il dato che si ricava dall'interpolazione dei dati nel caso di

Lago Agnel (80,6 nSv/h), mentre per Passo del Moro si ha una evidente sottostima, essendo il dato che si ricava dall'interpolazione molto più alto (139,4 nSv/h, Tabella 3).

Il corrispondente risultato ottenuto con la spettrometria γ *in situ*, cioè con una misura diretta sperimentale ottenuta con uno spettrometro γ portatile HPGe, fornisce un valore più vicino al dato di interpolazione: 116 nSv/h (Figura 11).

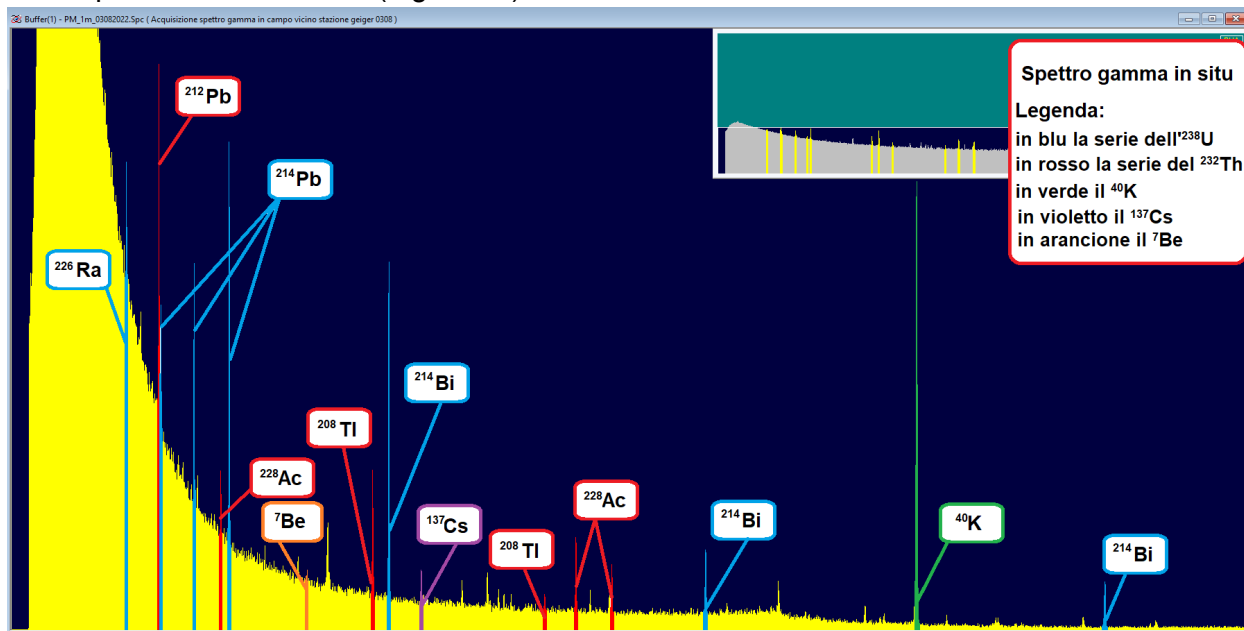


Figura 11 – Spettro γ *in situ* acquisito a Passo del Moro: sono visibili i picchi dei medesimi radionuclidi

Ciò induce a ritenere che la discrepanza osservata tra dato interpolato e dato calcolato a partire dai campionamenti possa essere dovuto a:

- deviazione, nel sito di misura di Passo del Moro, dalle condizioni di “buona geometria”, essenziali per l'affidabilità di misure teoriche di irraggiamento γ
- non rappresentatività dei campionamenti

E' anche possibile che un piccolo contributo, dovuto a radionuclidi presenti sulla copertura nevosa, possa in parte spiegare l'apparente sottostima del dato calcolato con la spettrometria γ .

Tabella 5 – Risultati spettrometria γ su campioni di suolo e di roccia e corrispondente rateo di dose γ : valori medi dei campioni prelevati (incertezza circa 15%)

Sito	Campione	Serie ²³⁸ U (Bq/kg)	Serie ²³² Th (Bq/kg)	⁴⁰ K (Bq/kg)	¹³⁷ Cs (Bq/m ²)	⁷ Be (Bq/m ²)	Rateo di dose (nSv/h)
Lago Agnel	Suolo/Roccia	45,6	36,7	750	2177	860	73
Passo del Moro	Roccia	47,5	34,0	1332	66	147	101

Concludiamo l'analisi dei dati con alcune considerazioni sull'attenuazione e sull'annullamento del contributo terrestre da parte della copertura nevosa, chiaramente mostrato dai dati sperimentali. Nella seguente Figura 12 è mostrato il confronto tra l'andamento dell'attenuazione del rateo di dose in funzione dell'altezza della copertura nevosa (prendendo come riferimento la curva di interpolazione ricavata dai dati di Passo del Moro e riportata in Figura 7) e l'attenuazione di fotoni a diversa energia calcolata teoricamente per una sorgente distribuita in modo uniforme nel suolo.

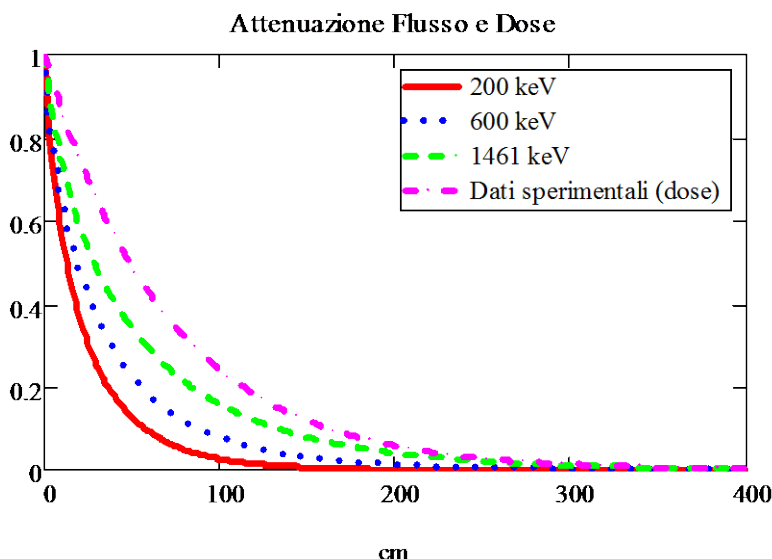


Figura 12 – Attenuazione del flusso non diffuso γ per varie energie in funzione della copertura nevosa in cm. I dati sono normalizzati. L'attenuazione del rateo di dose (Passo del Moro) è un po' inferiore rispetto ai fotoni non diffusi per effetto del *build-up*.

Come si vede il calcolo teorico conferma che l'attenuazione del flusso fotonico dei fotoni non diffusi è tale che già per coperture > 200 cm il contributo della componente terrestre è pressoché annullata. Si osserva che l'attenuazione del rateo di dose è un po' inferiore rispetto ai fotoni non diffusi per effetto del *build-up*. Volendo fare un confronto più circostanziato che consenta di quantificare, sia pure in modo approssimato, l'effetto complessivo del *build-up* si può paragonare l'attenuazione del rateo di dose γ , anziché con singole emissioni fotoniche di varia energia, con quella che si avrebbe per il valore medio dell'energia calcolato su tutte le emissioni effettivamente presenti in un sito. Prendendo così i dati spettrometrici di Passo del Moro e considerando tutti i radionuclidi, si può calcolare l'energia media dei fotoni emessi dalla relazione:

$$\langle E \rangle = \frac{\sum_j c_j \cdot (\sum_i r_i \cdot E_i) / \sum_i r_i}{\sum_j c_j}$$

in cui c_j sono le concentrazioni dei radionuclidi mentre E_i e r_i sono le energie e le rese γ delle varie emissioni. Si ottiene così per Passo del Moro il valore: $\langle E \rangle = 1420 \text{ keV}$, un valore molto prossimo all'energia dell'emissione del ^{40}K che effettivamente è il radionuclide dominante in quel sito.

In Figura 13 è mostrato l'andamento dell'attenuazione per questa energia assieme con quello del rateo di dose.

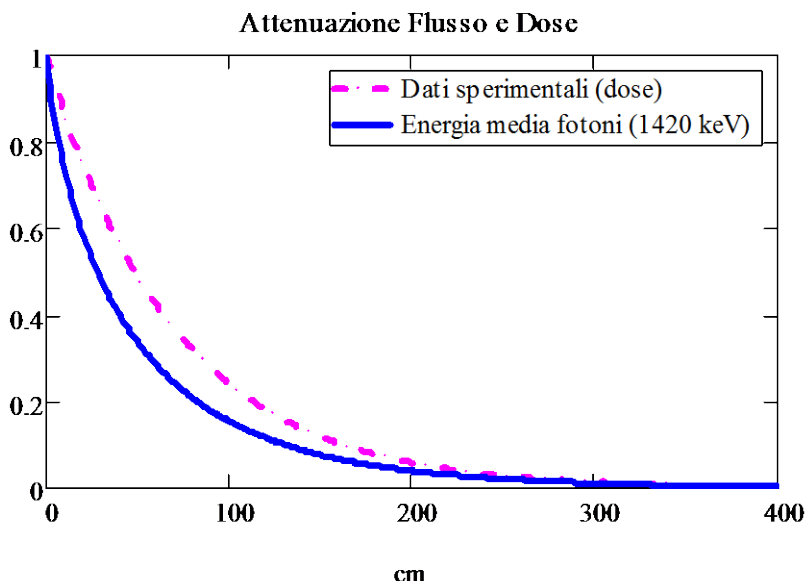


Figura 13 – Attenuazione del flusso non diffuso per l'energia media dei fotoni γ terrestri emessi a Passo del Moro paragonato con l'attenuazione del rateo di dose.

Conclusioni

Nelle stazioni montane (altitudine > 1700 m slm) di monitoraggio della radiazione γ di ARPA Piemonte, l'accumulo di neve durante la stagione invernale influenza in modo sostanziale i livelli di rateo di dose. In tutte queste stazioni, per un periodo più o meno lungo (a seconda dell'altitudine) la componente terrestre della radiazione γ è pressoché annullata dall'assorbimento dello strato nevoso. Di fatto, quindi, tali stazioni durante l'inverno, in condizioni di normalità, monitorano i livelli di radiazione cosmica.

Il fit dei dati sperimentali permette di ottenere espressioni matematiche che consentono di distinguere le componenti terrestri e cosmiche. Valutazioni indipendenti della componente terrestre effettuate tramite la tecnica della spettrometria γ (sia in laboratorio che *in situ*) forniscono dati che sono consistenti, entro le incertezze sperimentali, con i dati di rateo di dose misurati dai sensori Geiger-Mueller. Alcune discrepanze osservate possono essere spiegate da condizioni di "cattiva geometria" per le misure gamma terrestri. E' in programma un'estensione delle misure agli altri siti; l'utilizzo di codici Monte Carlo per la modellizzazione delle situazione a geometria complessa potranno migliorare l'accordo con i dati sperimentali.

Bibliografia

- [1] Losana M.C., Magnoni M., Barbero S., Bertino S., Cremonini R., Giacomelli M., Bonansea E., Cassulo R., *La Rete di Allerta per il monitoraggio della radioattività ambientale: caratteristiche tecniche e definizione delle soglie di sensibilità ed allarme*, Atti XXXIII Congresso Nazionale AIRP, Torino, 20-23 settembre 2006.
- [2] Beck H. L., DeCampo J., Gogolak C., *HASL-258 Report*, Health and Safety Laboratory (1972).
- [3] Magnoni M., Bertino S., Bellina L., *Misure della radioattività nel suolo tramite la spettrometria gamma in campo: confronto con le misure di laboratorio e aggiornamento dei flussi fotonici riportati nelle tabelle di Beck*, Atti del Convegno AIRP, Aosta, 15-17 ottobre 2014.
- [4] Bellina L., Bertino S., Magnoni M., Colla D., Giacomelli M., Cremonini R., *Rete di allerta per il monitoraggio della radioattività in Piemonte: definizione delle soglie di attenzione e di calcolo attraverso l'analisi della stagionalità del rateo di dose in aria*, 2012, Atti del V Convegno Nazionale Agenti Fisici Novara.
- [5] Bouville A, Lowder W., *Human population exposure to cosmic radiation*, Radiation Protection Dosimetry, 24(1), 293–299 (1988).
- [6] Cinelli G., Gruber V., De Felice L., Bossew P., Hernandez-Ceballos M.A., Tollefsen T., Mundigl S., De Cort M., *European annual cosmic-ray dose: estimation of population exposure*, Journal of Maps, 13:2, 812-821, DOI:10.1080/17445647.2017.1384934. To link to this article:
<http://dx.doi.org/10.1080/17445647.2017.1384934> © 2017.

15 anni di monitoraggio della falda superficiale di Saluggia: caratterizzazione della contaminazione e impatto ambientale

Luca Albertone¹, Giuseppe Tozzi¹, Manuela Marga¹, Mauro Magnoni¹

¹ARPA Piemonte – Dipartimento Rischi Fisici e Tecnologici

luca.albertone@arpa.piemonte.it

Riassunto

È noto che presso il sito nucleare di Saluggia (VC) è ancora custodito gran parte dell'inventario dei rifiuti radioattivi nazionali e del combustibile irraggiato, più dell'80% in termini di attività. Il sito, nel tempo, ha ospitato un impianto pilota di ritrattamento del combustibile irraggiato, un impianto pilota di fabbricazione del combustibile nucleare, un reattore di ricerca con annesso celle calde per i test sul materiale irraggiato, stabilimenti per la produzione di radiofarmaci, un deposito di combustibile nucleare irraggiato, depositi di rifiuti radioattivi solidi e liquidi. In questo contesto di obiettiva criticità ambientale si inserisce l'attività pluridecennale di monitoraggio svolta da ARPA Piemonte nell'ambito delle reti locali di controllo della radioattività ambientale. Un aspetto particolarmente interessante di questa attività di verifica è il monitoraggio della contaminazione radioattiva della falda acquifera superficiale. Il monitoraggio della falda è infatti assicurato da decine di pozzi di controllo distribuiti sia all'interno degli impianti sia all'esterno. In alcuni di questi pozzi si rivelano tracce di radionuclidi riconducibili alle attività degli impianti: H-3, Co-60, Sr-90 e Cs-137. I livelli di contaminazione, per quanto relativamente bassi e di scarsa significatività dal punto di vista della rilevanza radiologica, sono tuttavia un importante indicatore della vulnerabilità dell'acquifero in questione e costituiscono un importantissimo presidio per monitorare la situazione di sicurezza radiologica del sito: le variazioni di concentrazione osservate consentono infatti di rivelare tempestivamente eventuali fenomeni di rilascio imputabili agli impianti. In questo lavoro vengono presentati i valori di contaminazione registrati negli ultimi quindici anni e la loro evoluzione temporale.

INTRODUZIONE

Il sito nucleare di Saluggia (VC) può essere suddiviso in due aree distinte: quella occupata dall'impianto EUREX-SO.G.I.N. e quella occupata dal complesso LivaNova-Deposito Avogadro. L'entrata in esercizio degli impianti ivi ospitati risale agli anni 50-60.

Si tratta di un sito che presenta un'elevata criticità dal punto di vista radioprotezionistico.

Infatti:

- si trova nell'area di esondazione del fiume Dora Baltea;
- la zona è caratterizzata da un'alta vulnerabilità della falda acquifera superficiale (fig. 1);
- vi è stoccato l'80%, in termini di attività, dei rifiuti radioattivi – sia allo stato solido sia allo stato liquido – e del combustibile nucleare irraggiato (tab. 1) presenti sul territorio nazionale;
- è situato a circa 1,5 km a monte del campo pozzi dell'Acquedotto del Monferrato, uno dei più grandi acquedotti del Piemonte¹.

La rete di monitoraggio della falda acquifera superficiale era gestita dagli organi del Servizio Sanitario Locale già dalla fine degli anni 80 (Porzio, 2009); Arpa Piemonte nel 2004 ha ampliato e rimodulato la rete nell'ambito del progetto "I siti nucleari piemontesi: valutazione e gestione dei rischi". Essa è stata via via adattata in ragione dell'evoluzione delle attività degli impianti, degli eventi incidentali occorsi e delle modificazioni dell'assetto del territorio e dell'ambiente circostante, nell'ambito del Tavolo tecnico previsto dalla legge regionale 18 febbraio 2010 n. 5.

¹ I pozzi dell'Acquedotto del Monferrato pescano nella falda profonda oltre i 100 m, che risulta separata dalla falda superficiale.

Figura 1 – Vulnerabilità della falda acquifera (Metodo GOD²) e confini degli impianti e del campo pozzi dell'Acquedotto del Monferrato (Fonte: Arpa Piemonte - Geoportale)

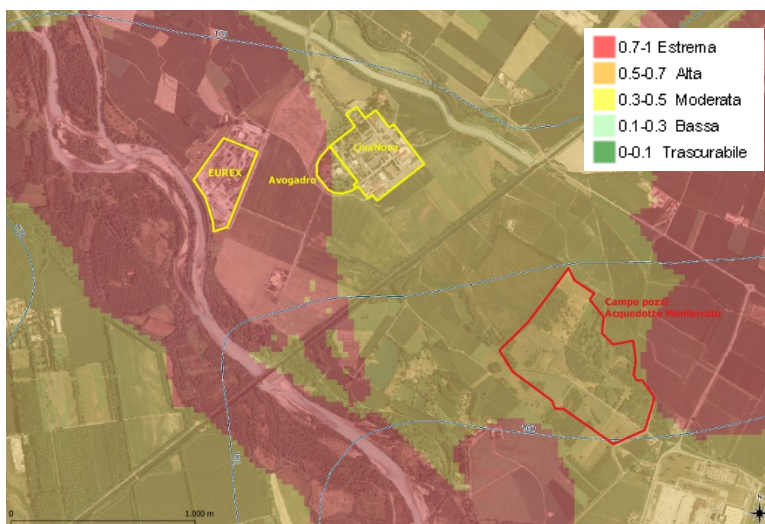


Tabella 1 – Inventario dei rifiuti radioattivi, delle sorgenti dismesse e del combustibile nucleare irraggiato per regione di ubicazione (Fonte: ISIN – Inventario nazionale dei rifiuti radioattivi aggiornato a dicembre 2020)

Regione	Rifiuti radioattivi				Sorgenti dismesse		Combustibile irraggiato		TOTALE	
	Attività		Volume		Attività		Attività		Attività	
	GBq	%	m ³	%	GBq	%	TBq	%	TBq	%
Piemonte	2 067 697	73,09	5 384	16,96	1 977	0,23	28 364	83,07	30 434	80,41
Lombardia	98 492	3,48	6 167	19,42	12 578	1,44	4 283	12,54	4 394	11,61
Emilia-Romagna	1 237	0,04	2 837	8,93	223	0,03	0	-	1,5	0,004
Toscana	6 075	0,21	894	2,82	4 504	0,51	0	-	11	0,03
Lazio	54 410	1,92	9 504	29,93	856 503	97,80	40	0,12	951	2,51
Campania	354 707	12,54	2 905	9,15	0	-	0	-	355	0,94
Basilicata	246 307	8,71	3 526	11,10	0	-	1 457	4,27	1 703	4,50
Puglia	9	0,0003	535	1,68	0	-	0	-	0,01	0,00002
TOTALE	2 828 934		31 752		875 785		34 144		37 849	

L'IMPIANTO EUREX-SO.G.I.N.

L'impianto EUREX (Enriched URanium EXtraction) – in origine di proprietà ENEA – fu realizzato nel periodo 1965-1970, operò dal 1970 al 1983 come impianto chimico di riprocessamento di elementi di combustibile nucleare irraggiato proveniente da reattori di ricerca e di potenza. Dal 1984 sono state condotte sul sito attività di mantenimento in sicurezza, di condizionamento dei rifiuti radioattivi prodotti, di allontanamento del combustibile esaurito non riprocessato e di gestione delle materie nucleari residue. L'impianto è oggi gestito dalla SO.G.I.N. S.p.A. la quale,

² Il metodo GOD (Groundwater confinement, Overlaying strata, Depth to groundwater table), valuta la vulnerabilità intrinseca di un acquifero come il prodotto dei seguenti fattori: G = grado di confinamento dell'acquifero; O = caratteristiche litologiche e grado di coesione delle rocce della zona non satura (per gli acquiferi non confinati) e dei livelli confinanti al tetto (per gli acquiferi confinati); D = soggiacenza della falda a superficie libera nel caso di acquifero non confinato o tetto dell'acquifero per gli acquiferi confinati.

nel dicembre 2014 ha presentato istanza di autorizzazione alle operazioni per la disattivazione ai sensi dell'art. 55 del D. Lgs. n. 230/1995 e successive modifiche e integrazioni.

Nel sito EUREX sono presenti rifiuti radioattivi solidi e rifiuti radioattivi liquidi (tab. 2), questi ultimi per un volume pari a 270 metri cubi.

Tabella 2 – EUREX: rifiuti radioattivi e sorgenti sigillate dismesse stoccati nei depositi del sito (Fonte: ISIN dicembre 2020)

Tipologia rifiuti	Attività molto bassa		Bassa attività		Media attività		Sorgenti
	m ³	GBq	m ³	GBq	m ³	GBq	GBq
Condizionati	297,59	4,55	86,33	24,35	33,74	3 067,18	-
Non condizionati	1 128,36	8,20	547,43	226,56	531,31	2 053 133,16	6,34
Totale	1 425,94	12,75	633,75	250,91	565,05	2 056 200,33	6,34

Nel 2000 il sito subì un allagamento a seguito dell'esondazione della Dora Baltea con conseguente allagamento di alcuni edifici. A seguito di questo evento, il 30 aprile 2001, il Dipartimento della Protezione Civile emise un'ordinanza alla quale fece seguito la realizzazione di un muro di difesa idraulica intorno all'impianto EUREX di circa 1 350 m di perimetro con altezza variabile tra i 5 e i 7 metri e profondità di 14 metri.

Nel 2004 avvenne una perdita di contenimento della piscina di stoccaggio del combustibile irraggiato con conseguente allagamento dell'intercapedine della stessa e successivo rilascio di materie radioattive nell'ambiente; ciò causò una contaminazione da Sr-90, rivelata nell'acqua di falda superficiale, seppur circoscritta all'interno del sito EUREX. Tra il 2007 e il 2008 l'esercente provvide allo svuotamento e alla successiva bonifica (Albertone, 2009) della piscina di stoccaggio del combustibile irraggiato, conferito temporaneamente al Deposito Avogadro ed in seguito trasportato in Francia per il riprocessamento.

In relazione a questo evento sono stati introdotti nella rete di monitoraggio numerosi pozzi, in particolare i pozzi SPB ed E5/6 (fig. 2) sono ad oggi gli unici nei quali si continuano a rivelare tracce di contaminazione.

Figura 2 – Dettaglio dei pozzi EUREX contaminati



Il pozzo di controllo SPB si trova immediatamente a valle della piscina del combustibile irraggiato, mentre il pozzo E5/6 si trova all'esterno del muro di difesa idraulica, lungo la linea di falda e a valle della piscina. Tuttavia, mentre nel pozzo SPB è sempre stata rivelata la contaminazione da Sr-90, lo stesso non è accaduto per il pozzo E5/6, dove è stata invece rivelata contaminazione da Cs-137. Di seguito è visualizzato l'andamento della concentrazione di Sr-90 nel pozzo SPB, in buona correlazione con l'andamento della soggiacenza della falda misurata nello stesso punto (fig. 3, fig. 4). La linea rossa rappresenta il limite di azione superiore calcolato sulle serie storiche dei dati.

Figura 3 - Andamento della concentrazione di Sr-90 nel pozzo EUREX SPB

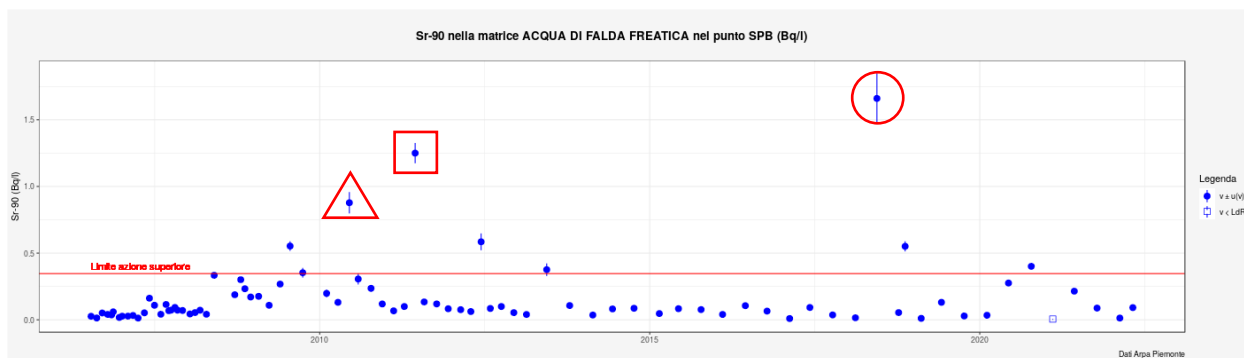
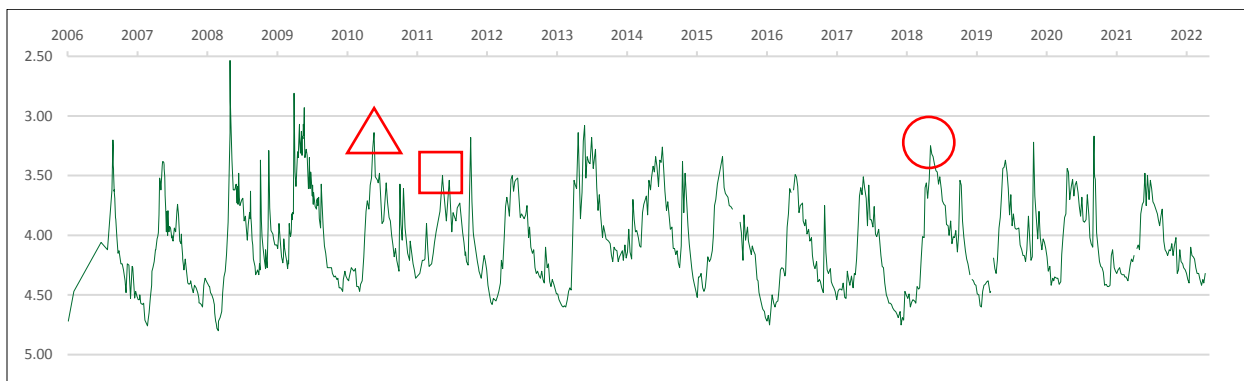


Figura 4 - Andamento della soggiacenza m.p.c. della falda nel pozzo EUREX SPB (Fonte: Sogin)

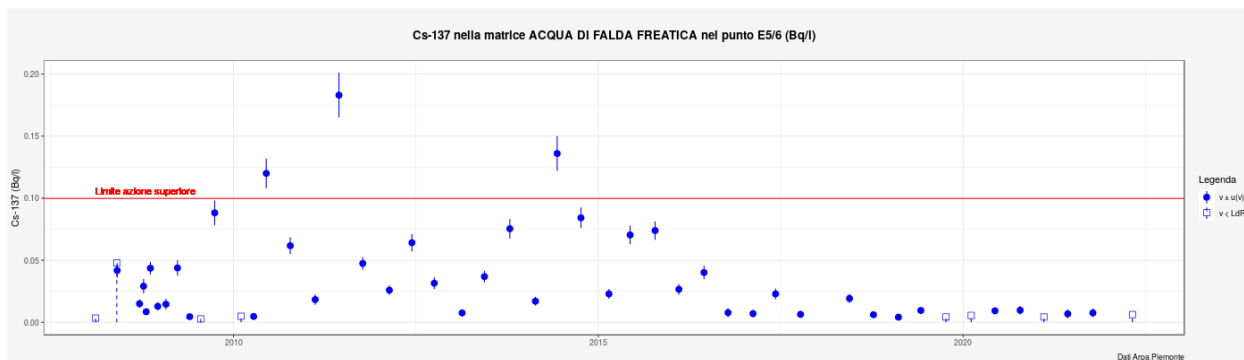


La dinamica di trasporto in falda dei contaminanti (Porzio, 2007) – la mobilità del Cs-137 è cento volte minore di quella dello Sr-90 – ha suggerito che la fonte di contaminazione del pozzo E5/6 (fig. 5) non fosse riconducibile alla piscina.

Le indagini successive hanno individuato la fonte in un tratto dismesso, prossimo al pozzo, della condotta di scarico degli effluenti radioattivi liquidi del complesso LivaNova-Avogadro.

Da quanto sopra riportato e dall'assenza di altri contaminanti nei pozzi esterni, si può ragionevolmente affermare che il materiale radioattivo fuoriuscito dalla piscina di stoccaggio del combustibile irraggiato è ad oggi confinato entro il muro di difesa idraulica del sito.

Figura 5 - Andamento della concentrazione di Cs-137 nel pozzo EUREX E5/6

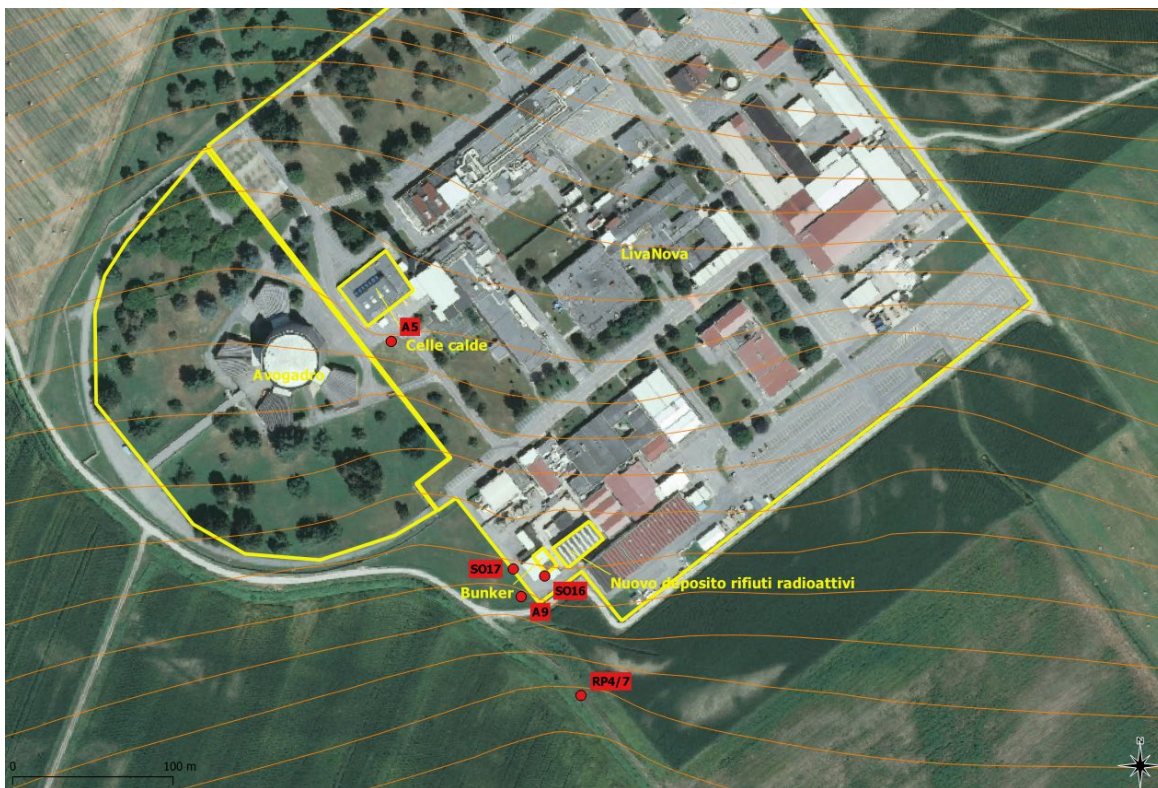


IL COMPLESSO LIVANOVA-AVOGADRO

Il complesso LivaNova-Avogadro è nato alla fine degli anni 50 con la costruzione del reattore di ricerca Avogadro – RS1, realizzato per iniziativa di SORIN S.p.A. – Società Ricerche e Impianti Nucleari S.p.A. – costituita nel 1957 da FIAT S.p.A. e Montecatini S.p.A. Intorno al reattore si è avuta negli anni la proliferazione di numerose società e installazioni dedicate ad attività di studio, ricerca, produzione e stoccaggio di materiali radioattivi, sia appartenenti al ciclo del combustibile nucleare sia al campo della ricerca farmacologica ed industriale.

La fig. 6 mostra la mappa del complesso sulla quale sono evidenziati i pozzi contaminati.

Figura 6 – Il complesso LivaNova-Avogadro con la dislocazione dei pozzi contaminati e le linee di falda



DEPOSITO AVOGADRO S.p.A.

Il Deposito Avogadro è nato dalla ristrutturazione del reattore di ricerca Avogadro. Il reattore – del tipo a piscina – venne utilizzato nel campo delle indagini sugli effetti dell’irraggiamento radioattivo sui materiali strutturali nel periodo 1960-1971. Dopo un decommissioning parziale, avvenuto tra la fine degli anni 70 e l’inizio degli anni 80, venne convertito, nel 1984, in deposito temporaneo per elementi di combustibile nucleare irraggiato.

Nell’impianto sono detenuti sia rifiuti radioattivi sia le ultime barre di combustibile nucleare irraggiato come descritto nelle tabelle seguenti (tab. 3 e tab. 4).

Tabella 3 – Deposito Avogadro: rifiuti radioattivi e sorgenti sigillate dismesse (Fonte: ISIN dicembre 2020)

Tipologia rifiuti	Bassa attività		Media attività	
	m ³	GBq	m ³	GBq
Non condizionati	82,32	15,41	1,72	385,60

Tabella 4 – Deposito Avogadro: combustibile esaurito (Fonte: ISIN dicembre 2020)

Tipo combustibile	N. elementi	Massa (tHM)	Attività (TBq)
Trino PWR – UO ₂	1	0,31	864
Garigliano BWR - MOX	63	12,88	27 500
Barretta Garigliano	n.a.	0,00132	n.d.
Barrette CIRENE	n.a.	0,00588	n.d.

La rete di monitoraggio comprende i pozzi A5 e A9, di proprietà Deposito Avogadro, ma la contaminazione da Sr-90 rivelata (fig. 7 e fig. 8) trova la sua fonte nelle attività pregresse di LivaNova Site Management.

LIVANOVA SITE MANAGEMENT S.R.L.

L’installazione di LivaNova Site Management S.r.l. ospita attualmente al suo interno:

- un deposito di rifiuti radioattivi generati dalle attività di produzione di radiofarmaci svolte sul sito fino al 2005 e di sorgenti sigillate provenienti dall’attività di raccolta, svolta fino alla fine degli anni 80, di rifiuti radioattivi solidi da strutture operanti nel settore industriale, medicale e della ricerca scientifica (tab. 5);
- un bunker di calcestruzzo dove sono stoccati i materiali provenienti dallo smantellamento dell’ex reattore Avogadro;
- una struttura che ospita 38 pozzetti interrati, profondi 85 cm circa, al cui interno erano depositate delle sorgenti sigillate ad alta attività, poi rimosse nel 2016;
- una struttura denominata “celle calde” per la manipolazione di sorgenti ad alta attività;
- un’area tra il bunker ed il deposito di rifiuti radioattivi in cui sono stati rinvenuti manufatti interrati.

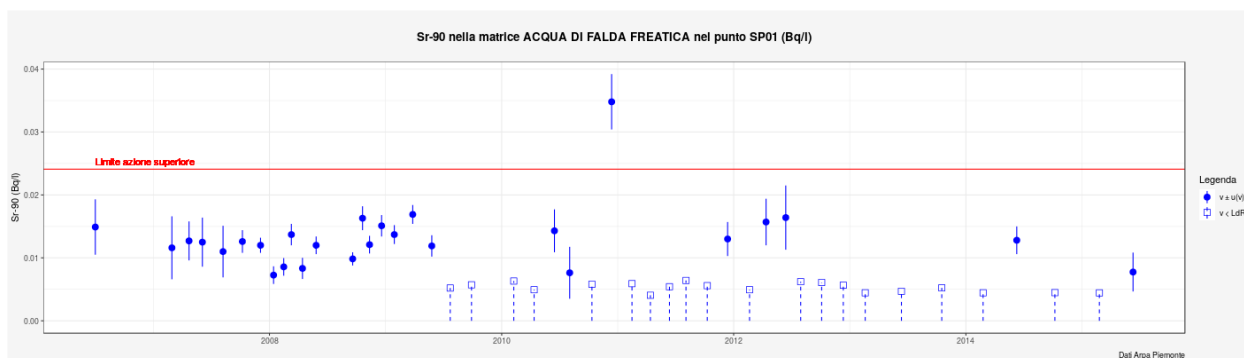
Tabella 5 – Deposito LivaNova: rifiuti radioattivi e sorgenti sigillate dismesse (Fonte: ISIN dicembre 2020)

Tipologia rifiuti	Attività molto bassa		Bassa attività		Media attività		Sorgenti GBq
	m ³	GBq	m ³	GBq	m ³	GBq	
Non condizionati	537,08	1,24	134,31	39,52	14,82	269,77	1 860,79

Nel 2006 è stata rivelata la presenza di Sr-90 nel pozzo privato SP01 posto a 1,5 km a valle degli impianti, prossimo al campo pozzi dell’Acquedotto del Monferrato (fig. 7).

Tenuto conto della mobilità dello Sr-90 in falda e della serie storica dei dati disponibili sul pozzo SP01 – nel quale non era mai stata evidenziata la presenza di Sr-90 prima del 2006 – non si poteva correlare questa contaminazione con la piscina dell'impianto EUREX (Albertone, 2013). È questa la circostanza che ha indotto SO.G.I.N. a predisporre nuovi piezometri sia all'interno del sito EUREX sia all'esterno, immediatamente a ridosso del muro di difesa idraulica, come anticipato sopra. Contemporaneamente sono stati ripristinati alcuni pozzi della vecchia rete piezometrica dell'Enea e ne sono stati predisposti altri dalla Regione Piemonte a valle degli impianti del sito.

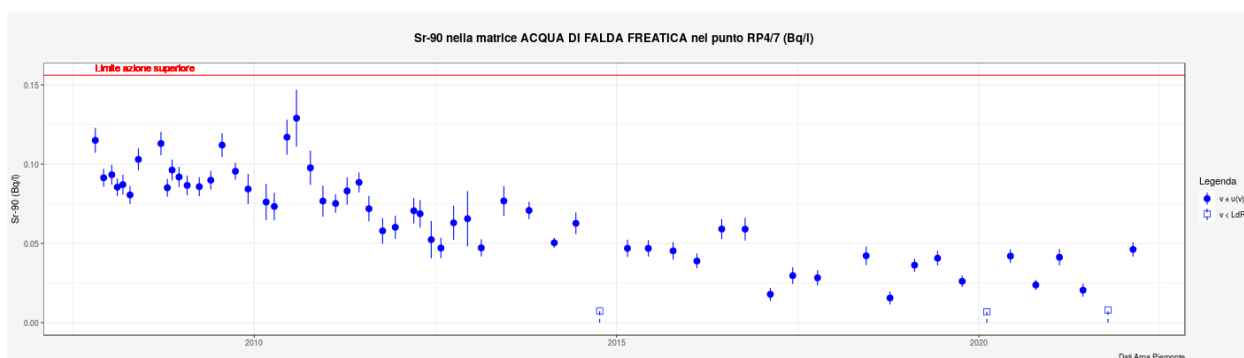
Figura 7 - Andamento della concentrazione di Sr-90 nel pozzo privato SP01



Nel corso del 2007 è stata eseguita una campagna di prelievi e misure (anche idrogeologiche) che ha interessato contestualmente tutti i pozzi al momento disponibili, per un totale di 77 punti di campionamento, alcuni dei quali posti a monte del Comprensorio, al fine di disporre di un bianco. I risultati di questa campagna hanno fornito importanti informazioni:

- la conferma che la contaminazione da Sr-90 proveniente dalla piscina dell'impianto EUREX era confinata entro il perimetro del sito;
- immediatamente a valle del complesso LivaNova-Avogadro è stata riscontrata in un pozzo esterno (RP4/7 – fig. 8) la presenza di Sr-90, Co-60 e H-3, segnalando l'esistenza di possibili fonti di rilascio all'interno del complesso stesso.

Figura 8 - Andamento della concentrazione di Sr-90 nel pozzo esterno RP4/7



Nel 2008 un'ulteriore campagna straordinaria, per la quale erano stati realizzati altri 22 pozzi di controllo da esercenti e Regione Piemonte, ha indicato, come possibile fonte per la contaminazione da Sr-90, le celle calde (A5 – fig. 9) e l'area intorno al deposito dei rifiuti radioattivi LivaNova (A9, SO16, SO17 – fig. 10, fig. 11, fig. 12). Si può osservare che le concentrazioni di Sr-90 misurate in A9 e SO17 sono maggiori di quelle riscontrate in A5 e SO16 ad avvalorare l'ipotesi che essi ricevano più contributi.

Figura 9 - Andamento della concentrazione di Sr-90 nel pozzo Avogadro A5

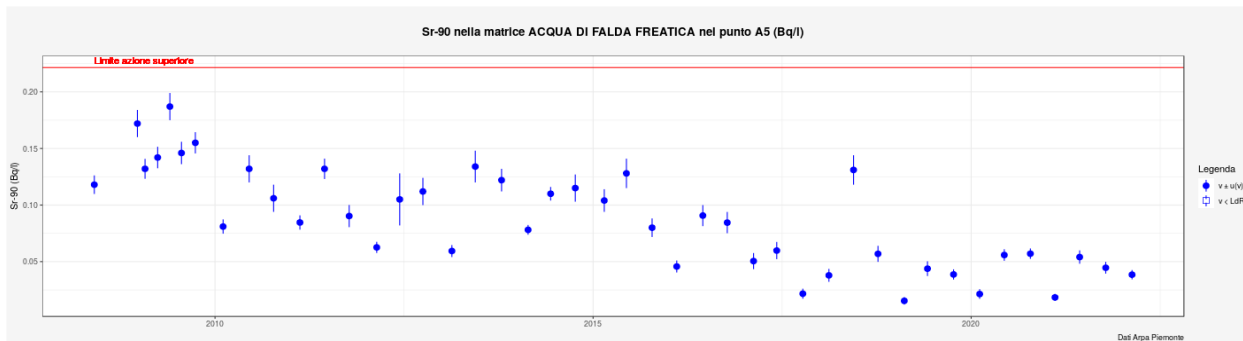


Figura 10 - Andamento della concentrazione di Sr-90 nel pozzo Avogadro A9

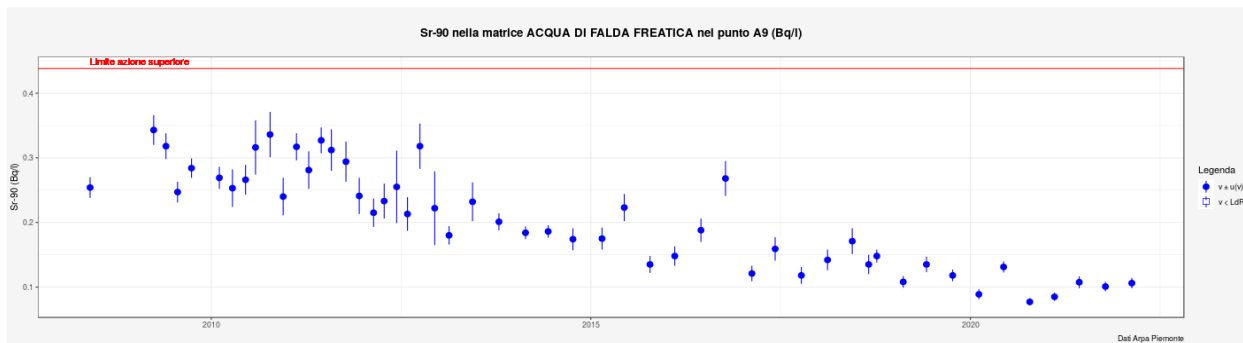


Figura 11 - Andamento della concentrazione di Sr-90 nel pozzo LivaNova SO16

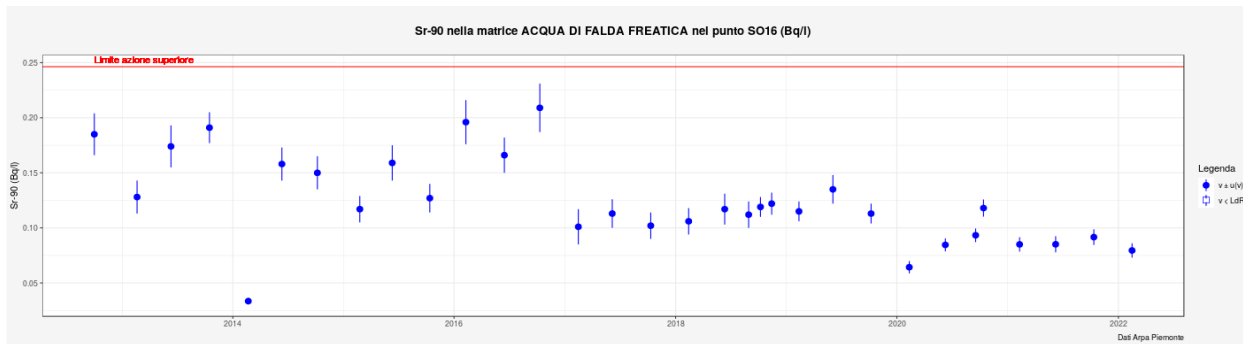
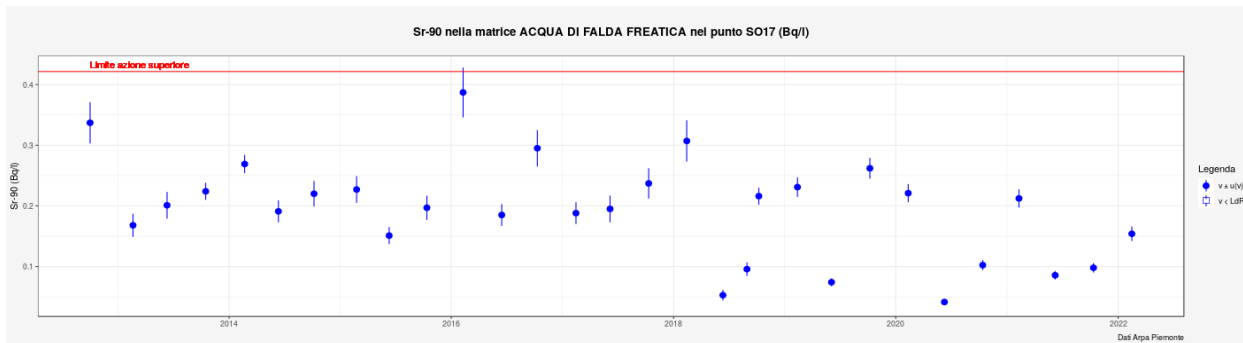


Figura 12 - Andamento della concentrazione di Sr-90 nel pozzo LivaNova SO17



Successivamente, il bunker contenente i rifiuti derivanti dal decommissioning del Reattore Avogadro è stato individuato come fonte della contaminazione da H-3 (SO16, SO17 – fig. 13, fig. 14). In particolare, è stata rivelata contaminazione da H-3 (circa 10 kBq/m³) sia nell'atmosfera interna di uno dei vani sia nel cemento delle pareti (con gradiente crescente dall'esterno verso l'interno).

Figura 13 - Andamento della concentrazione di H-3 nel pozzo LivaNova SO16

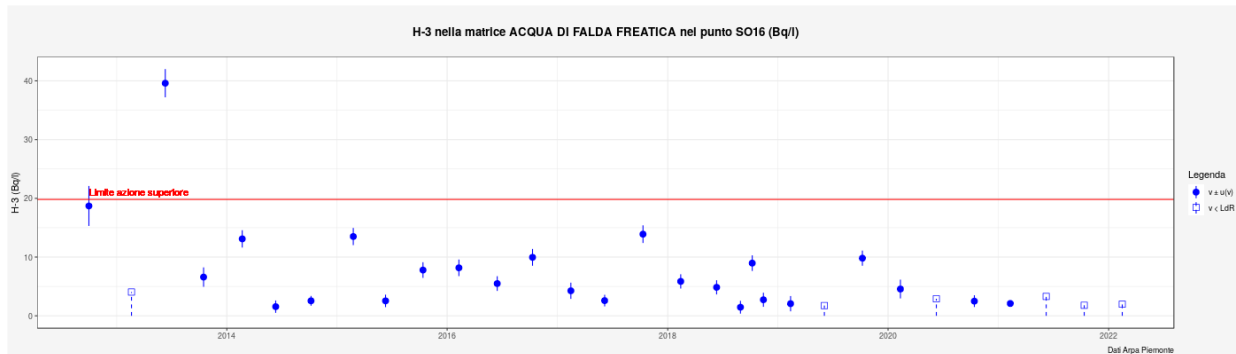
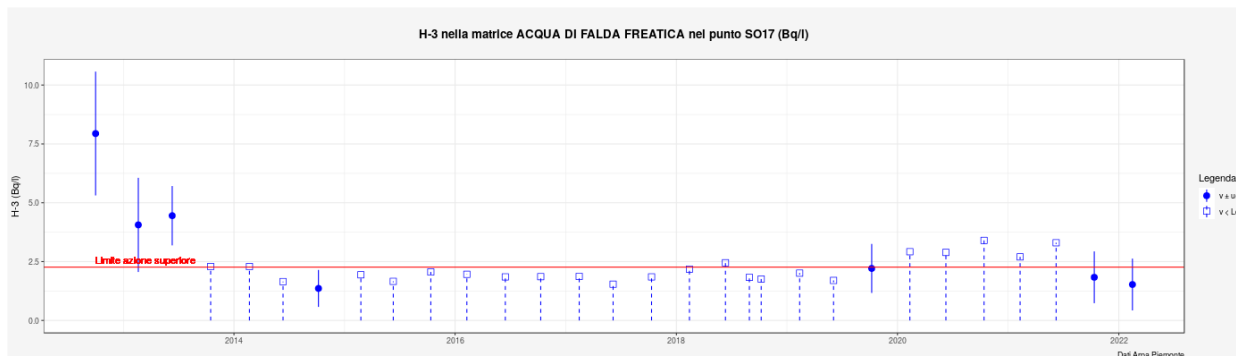


Figura 14 - Andamento della concentrazione di H-3 nel pozzo LivaNova SO17



Le concentrazioni misurate risentono di oscillazioni naturali, principalmente per le variazioni di soggiacenza della falda, nonché del decadimento fisico dell'H-3: se corrette per il decadimento alla stessa data, evidenziano un fenomeno pressoché stazionario.

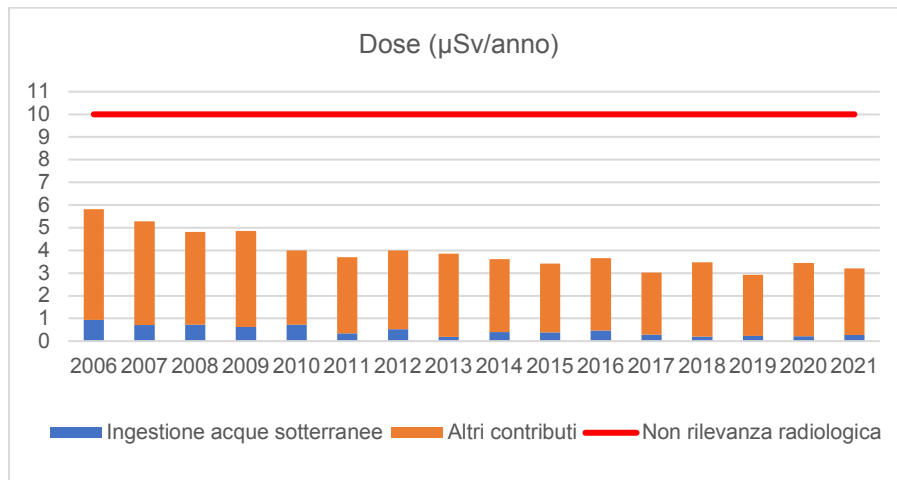
VALUTAZIONI DOSIMETRICHE

Sulla base dei dati disponibili è possibile calcolare, limitatamente all'ingestione di acqua di falda superficiale, la dose efficace per gli individui di riferimento della popolazione. Si è tenuto conto del contributo indotto dalla contaminazione dell'acqua di falda superficiale nei pozzi potenzialmente utilizzabili dalla popolazione (tutti i risultati sono consultabili sul sito di Arpa Piemonte). Si evidenzia inoltre che nei pozzi dell'acquedotto del Monferrato – in particolare in quelli che pescano nella falda profonda – non è mai stata rivelata traccia di contaminazione da radionuclidi artificiali.

Il contributo è evidenziato in fig. 15 in colore azzurro, mentre la stima globale della dose efficace, che tiene conto di tutte le vie critiche, è in colore arancione.

Sono stati considerati i contributi dei radionuclidi di riferimento, anche se al di sotto dei limiti di rivelabilità. Per i valori minori del limite di rivelabilità si è assunta una distribuzione rettangolare tra zero ed il limite di rivelabilità stesso: in questo modo, anche se non è stata rivelata la presenza di uno dei radionuclidi di riferimento, il suo contributo alla dose non sarà zero.

Figura 15 - Andamento della dose efficace nel sito di Saluggia



Pur assumendo ipotesi cautelative, risulta ampiamente rispettato il limite di non rilevanza radiologica di 10 $\mu\text{Sv}/\text{anno}$ per gli individui di riferimento della popolazione.

Bibliografia

Albertone Luca, Iacono Antonio, Olivetti Roberta, Porzio Laura, Scarcelli Alessandra *Lo svuotamento della piscina di stoccaggio del combustibile nucleare irraggiato dell'impianto Eurex-Sogin di Saluggia (VC): azioni di monitoraggio e controllo di Arpa Piemonte*, 2009, Atti del Convegno Nazionale "Controllo ambientale degli Agenti Fisici: nuove prospettive e problematiche emergenti" – Vercelli 24-26/03/2009 – Arpa Piemonte.

Albertone Luca, Olivetti Roberta, Porzio Laura, Tozzi Giuseppe *Il sito di Saluggia (VC): l'eredità della passata stagione nucleare italiana*, 2013, Atti del XXXVI Convegno Nazionale di Radioprotezione "Il nuovo sistema radiologico: situazioni di esposizione programmate, esistenti e di emergenza" – Palermo 18-20/09/2013 – ISBN 978-88-88648-38-5, AIRP.

Porzio Laura, Albertone Luca, Iacono Antonio, Olivetti Roberta, Scarcelli Alessandra *Contaminazione da Sr-90 dell'acqua di falda intorno al Sito nucleare di Saluggia (VC)*, 2007, Atti del XXXIV Convegno Nazionale di Radioprotezione – Vasto Marina 1-3 ottobre 2007 – ISBN 88-88648-03-8, AIRP.

Porzio Laura *Inquinamento da radionuclidi artificiali della falda superficiale presso il sito nucleare di Saluggia (VC). Attività di monitoraggio radiologico svolte da Arpa Piemonte*, 2009, Atti del Convegno Nazionale "Controllo ambientale degli Agenti Fisici: nuove prospettive e problematiche emergenti" – Vercelli 24-26/03/2009 – Arpa Piemonte.

Livelli derivati per le concentrazioni di radioattività nelle matrici ambientali ed alimentari al Joint Research Centre (JRC-Ispra)

M. Cecchini¹, G. Iurlaro², F. Gueli², G. Bilancia², L. Codispoti¹, F. Mazzone¹, G. Magrotti², A. Ravazzani²

¹ONET TECHNOLOGIES ND, Stab. Italia DDA

²Commissione Europea, DG JRC, sito di Ispra (VA)

Riassunto

Il Joint Research Centre (JRC-Ispra), nell'ambito delle attività di esercizio e pre-disattivazione degli impianti e delle installazioni nucleari, attua un programma di monitoraggio ambientale nel rispetto delle norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti sancite nella legislazione italiana (D. Lgs. 101/2020).

L'obiettivo principale di tale programma è monitorare il livello di radioattività nell'ambiente circostante il JRC-Ispra e valutare l'impatto radiologico sulla popolazione che risiede o lavora in prossimità del sito, ipotizzando un regime alimentare basato sul consumo di prodotti locali. In ragione della attività nucleari presenti sul sito, tale gruppo di individui è da considerarsi maggiormente esposto a rischio radiologico rispetto al resto della popolazione. La frequenza e la tipologia di misure sono definite per verificare che i rilasci degli effluenti radioattivi aeriformi e liquidi in ambiente rientrino nel criterio di non rilevanza radiologica, ovvero un valore stimato di dose efficace inferiore a 10 μ Sv/anno all'individuo rappresentativo della popolazione. Tale valore di dose efficace non è direttamente confrontabile con le misure radiometriche effettuate sulle matrici ambientali e alimentari (esprese in termini di concentrazione di attività), pertanto presso il JRC-Ispra sono stati definiti pertinenti livelli derivati, in termini di concentrazione di radionuclidi nelle matrici considerate. Il confronto diretto tra le misure radiometriche della rete di sorveglianza ambientale e i livelli derivati può consentire di indagare prontamente valori anomali al fine di garantire il rispetto della non rilevanza radiologica. Il presente lavoro descrive i criteri adottati ed i modelli di calcolo applicati nello studio preliminare al fine della definizione dei Livelli derivati per le grandezze misurate nelle principali matrici della rete di monitoraggio ambientale del JRC di Ispra.

INTRODUZIONE

Il JRC sito di Ispra, nell'ambito delle attività di esercizio e pre-disattivazione dei propri impianti ed installazioni nucleari, effettua rilasci pianificati di effluenti aeriformi e liquidi radioattivi in ambiente, in quantità conformi ai limiti autorizzati con la licenza di esercizio per il reattore ESSOR.

In particolare il Legislatore ha disposto che il rilascio di effluenti aeriformi e liquidi radioattivi in ambiente per l'insieme delle installazioni presenti nel JRC del sito di Ispra, sia tale da garantire il soddisfacimento del criterio di non rilevanza radiologica per la dose efficace di 10 μ Sv/anno all'individuo rappresentativo nella popolazione.

Al fine di ottemperare alle prescrizioni dell'Ispettorato nazionale per la sicurezza nucleare e la radioprotezione (ISIN), si è scelto di impostare un vincolo di dose per l'esposizione pianificata coincidente con il valore di dose efficace di 10 μ Sv/anno all'individuo rappresentativo della popolazione. Tale valore, riferendosi alla dose efficace, non è direttamente confrontabile con le misure radiometriche effettuate sulle matrici ambientali e alimentari (esprese in termini di concentrazione di attività).

Nel presente articolo è riportata la metodologia usata per definire i livelli derivati, in termini di valori di concentrazione del radionuclide j nella matrice considerata, tali da essere direttamente confrontabili con le misure radiometriche al fine di valutare l'entità del rilascio e l'eventuale necessità di introdurre azioni di indagine o di rimedio.

Il rispetto dei livelli derivati, calcolati sulla base di ipotesi conservative applicate al modello di dispersione di effluenti liquidi e aeriformi, consente di monitorare l'impatto sulla popolazione e sull'ambiente degli scarichi pianificati di effluenti aeriformi e liquidi radioattivi dalle installazioni del JRC sito di Ispra, nel rispetto del criterio di non rilevanza radiologica [1]. Per le acque destinate al consumo umano i livelli derivati garantiscono il rispetto di 10 μ Sv/anno, pari ad un decimo del valore 100 μ Sv/anno indicato nel D. Lgs. 28/2016 [2].

Le misure di concentrazione di radioattività nelle matrici prelevate dai luoghi circostanti le installazioni nucleari sono eseguite dal JRC sito di Ispra in accordo all'art. 97 del D. Lgs. 101/20 [1], al

comma 2, lettera g) dell'art. 151 dello stesso Decreto, in ottemperanza alle prescrizioni definite dall'autorità competenti e ISIN nonché nel rispetto delle raccomandazioni internazionali [2]. Nel Programma di Sorveglianza Ambientale del JRC sito di Ispra, nel cui ambito è determinata la rete di sorveglianza, sono definite le misure da effettuare e le frequenze di campionamento e di misura delle principali matrici ambientali e alimentari da monitorare per la sorveglianza locale della radioattività derivante dai rilasci degli effluenti radioattivi aeriformi e liquidi degli Impianti del sito di Ispra.

MATRICI DI RIFERIMENTO PER IL MONITORAGGIO DELLA RADIOATTIVITA' AMBIENTALE

Le matrici ambientali e alimentari analizzate nell'ambito del monitoraggio della radioattività ambientale sono state definite per la rete di sorveglianza del JRC sito di Ispra in accordo a quanto riportato nelle linee guida per il monitoraggio della radioattività di ISIN [4]. In Tabella 1 sono riportate le matrici per le quali sono stati stabiliti i livelli derivati oggetto del presente documento.

Tabella 1 - Tabella riepilogativa delle matrici e dei principali radionuclidi esaminati, con il dettaglio delle frequenze di misura previste nella rete di sorveglianza ambientale del JRC sito di Ispra.

Matrici principali	Radionuclidi	Frequenza di misura
Vapore Acqueo Atmosferico	HTO	Quindicinale
Particolato Atmosferico	Beta totale, Am-241, Co-60, Cs-137	Settimanale, tri-settimanale, mensile e integrato (circa 3-4 mesi) per Am-241, Co-60, Cs-137. Settimanale per beta totale
Deposizione secca e umida	Cs-137, Sr-90, Pu-238, Pu-239+Pu-240	Mensile Cs-137. Semestrale Pu-238, Pu-239+Pu-240, Sr-90
Fanghi	Cs-137, Sr-90, Pu-238, Pu-239+Pu-240	Trimestrale
Sedimenti	Cs-137, Sr-90, Pu-238, Pu-239+Pu-240	Trimestrale
Suolo	Cs-137, Sr-90, Pu-238, Pu-239+Pu-240	Annuale
Foraggio	Cs-137, Sr-90	Annuale
Acque potabili	Alfa totale, Beta totale, Am-241, Co-60, Cs-137, Sr-90, HTO, U-234, U-235, U-238	Trimestrale
Acque superficiali	Alfa totale, Beta totale, Am-241, Co-60, Cs-137, Sr-90, HTO	Trimestrale
Acque di falda	Alfa totale, beta totale, Sr-90, HTO	Trimestrale
Latte	Cs-137, Sr-90	Mensile per Cs-137. Trimestrale Sr-90
Carne	Cs-137, Sr-90	Trimestrale
Vegetali a foglia, frutta	Cs-137	Annuale
Miele	Cs-137	Annuale
Pesce	Cs-137, Sr-90	Annuale
Funghi	Cs-137	Annuale

LIVELLI DERIVATI

Tutte le metodiche di misura delle matrici di riferimento eseguite presso il Laboratorio Misure Radioattività (LMR) del JRC sito di Ispra hanno la Minima Attività Rilevabile (MAR) inferiori o al più pari ai valori di riferimento indicati dalle normative e raccomandazioni internazionali e con particolare riguardo ai valori notificabili (Reporting Level) definiti nella Raccomandazione [2] e ai valori di screening per le acque [2].

A seconda delle azioni o delle decisioni da intraprendere in base al loro superamento, sono definiti per le grandezze misurate i seguenti livelli derivati:

- Livello di Registrazione (L_{reg}): valore di una grandezza sopra il quale il valore deve essere registrato;
- Livello di Indagine (L_{ind}): valore di una grandezza sopra il quale deve essere condotta un'indagine allo scopo di evidenziare le cause del superamento, identificare eventuali discostamenti significativi dai valori attesi e valutare la necessità di incrementare i punti o le frequenze di monitoraggio;
- Livello di Intervento (L_{int}): valore di una grandezza sopra il quale è necessario implementare ulteriori campionamenti e valutare azioni correttive. Il superamento dei livelli di intervento non è normalmente atteso nel corso del monitoraggio ambientale in assenza di eventi anomali e di incidenti radiologici o nucleari.

Il livello di registrazione è stato posto pari al valore della MAR, definito per le varie matrici tenendo conto delle attuali prestazioni tecniche degli strumenti impiegati e della metodologia di misura utilizzata dal laboratorio LMR del JRC sito di Ispra.

METODOLOGIA DI CALCOLO

I calcoli dei livelli derivati si basano su di formule specifiche, che variano con la matrice di riferimento, applicate ai diversi gruppi rappresentativi della popolazione. In particolare è stato scelto conservativamente il valore minore dei tre ottenuti per le tre diverse categorie di età (lattanti, bambini e adulti).

La metodologia di calcolo per le varie matrici, con particolare riferimento alle ipotesi e ai riferimenti alla documentazione tecnica e legislativa adottati, viene riportata in dettaglio nei paragrafi seguenti.

VAPORE ACQUEO ATMOSFERICO

Per il vapore acqueo atmosferico, ed in particolare per la forma chimica di acqua triziata HTO in cui si considera il trizio (H-3), i livelli derivati sono stati calcolati in termini di concentrazione di HTO in aria [Bq/m^3]. Nella definizione dei livelli derivati è stato considerato per l'inalazione di trizio in forma di vapore acqueo un assorbimento polmonare di tipo M ([1], [5]), ipotesi conservativa di assorbimento rispetto al tipo V come indicato nell'ICRP 119 [6].

Nel caso di presenza di HTO in aria, anche l'assorbimento transcutaneo risulta essere una via di esposizione significativa in assenza di protezioni [7], per tale motivo i livelli derivati sono stati calcolati considerando come vie di esposizione sia l'inalazione sia l'assorbimento tramite pelle.

In particolare il livello derivato per HTO in aria, $L_{air,HTO}$ [Bq/m^3], è stato ricavato secondo la formula seguente [8]:

$$L_{air,HTO} = E_{inal,ass} / (1.5 \times TR_A \times h_{inal,HTO}(g) \times 10^6)$$

dove:

- $E_{inal,ass}$ è la dose per inalazione e per assorbimento tramite pelle di HTO [$\mu Sv/anno$] pari al valore di dose per il livello derivato (1 $\mu Sv/anno$ e 5 $\mu Sv/anno$ rispettivamente per il livello di indagine e intervento);
- 1.5 è il fattore che tiene conto dell'assorbimento transcutaneo di HTO [8];
- TR_A è il tasso di respirazione annua [$m^3/anno$] specifico per le tre fasce di età, dato dal prodotto tra il tasso di respirazione orario ([6], [9] e [10]) e il numero di ore totali in un anno;

- $h_{inal,HTO}(g)$ è la dose efficace impegnata per unità di introduzione di HTO inalato [Sv/Bq] ([1], [5] e [6]).

PARTICOLATO ATMOSFERICO

Per il particolato atmosferico, misurato per analizzare la contaminazione in aria dovuta alla ricaduta dagli strati più alti dell'atmosfera e alla risospensione dal suolo contaminato [4], i livelli derivati sono stati calcolati in termini di concentrazione della radioattività in aria [Bq/m³]. In particolare i livelli di intervento sono stati posti pari ai livelli notificabili 3.0E-02 [Bq/m³] per il Cs-137 e 5.0E-03 [Bq/m³] per Beta totale (Sr-90) ([3] e [4]). Per gli altri radionuclidi Am-241 e Co-60, il livello di intervento è stato calcolato a partire dai livelli di intervento calcolati per il Cs-137 e Sr-90 (in accordo a [4]). Per tutti i radionuclidi il livello di indagine è stato posto pari al 50% del livello di intervento.

DEPOSIZIONI UMIDE E SECCHE

Per il monitoraggio della frazione radioattiva del particolato che si deposita al suolo, dato sia da precipitazioni atmosferiche sia per ricadute secche, le due vie che contribuiscono alla valutazione della dose efficace alla popolazione sono l'irraggiamento diretto dal suolo e l'inalazione da risospensione [4].

Il livello derivato per il radionuclide j al suolo dovuto a irraggiamento, $L_{s,j,irr}$ [Bq/m²], è ricavato dalla formula seguente [11]:

$$L_{s,j,irr} = E_{irr-s,j} / (h_{irr-s,j} \times F_{irr} \times 10^6)$$

dove:

- $E_{irr-s,j}$ è la dose per irraggiamento da suolo del radionuclide j [μ Sv/a] corrispondente al livello derivato (1 μ Sv/anno e 5 μ Sv/anno rispettivamente per il livello di indagine e intervento);
- $h_{irr-s,j}$ è il coefficiente di dose efficace per irraggiamento esterno per attività unitaria del radionuclide j depositata al suolo [Sv/a per Bq/m²] [11];
- F_{irr} è il fattore per irraggiamento pari a 0.36 ottenuto con le seguenti ipotesi [10]: fattore di occupazione al chiuso $f_1 = 0.8$, fattore per l'effetto schermo dell'edificio $f_2 = 0.2$, rapporto tra la concentrazione in aria all'interno dell'edificio rispetto all'esterno $f_3 = 0.3$.

Il livello derivato di deposizione al suolo calcolato per inalazione da risospensione dei radionuclidi, varia per le tre diverse fasce di età (lattante, bambino e adulto) ed è stato scelto conservativamente pari al valore minore dei tre. In particolare il livello derivato per il radionuclide j , $L_{s,j,inal}$ [Bq/m²], è ricavato secondo la formula seguente ([11]):

$$L_{s,j,inal} = E_{ris-s,j} / (k \times TR_A \times h_{inal,j}(g) \times F_{inal} \times 10^6)$$

dove:

- $E_{ris-s,j}$ è la dose impegnata [μ Sv/anno] dovuta a inalazione da risospensione del radionuclide j dal suolo corrispondente al livello derivato (1 μ Sv/anno e 5 μ Sv/anno rispettivamente per il livello di indagine e intervento);
- K [m⁻¹] è il fattore di risospensione pari a 10⁻⁵ m⁻¹ [10];
- TR_A è il tasso di respirazione annua [m³/anno] specifico per le tre fasce di età;
- $h_{inal,j}(g)$ è la dose efficace impegnata per unità di introduzione del radionuclide j inalato [Sv/Bq] ([1] e [6]) per tipo di assorbimento polmonare raccomandato dal documento ICRP 72 [5];
- F_{inal} è il fattore per inalazione pari a 0.44 ottenuto con le seguenti ipotesi [10]: fattore di occupazione al chiuso $f_1 = 0.8$, fattore per l'effetto schermo dell'edificio $f_2 = 0.2$, rapporto tra la concentrazione in aria all'interno dell'edificio rispetto all'esterno $f_3 = 0.3$.

I livelli di indagine e di intervento finali sono stati calcolati per ogni radionuclide j come la metà del minimo tra i valori ottenuti $L_{s,j,irr}$ e $L_{s,j,inal}$ al fine di rispettare il limite di dose dato dal contributo contemporaneo di irraggiamento e risospensione da suolo.

ACQUE POTABILI E ACQUE SUPERFICIALI

La misura della radioattività nelle acque potabili è finalizzata alla valutazione della dose efficace da ingestione di radionuclidi alla popolazione [4]. Per le acque destinate al consumo umano il Legislatore introduce nell'Allegato I del D. Lgs. n. 28/2016 [2] la definizione del parametro "Dose Indicativa" a cui è assegnato un valore di attenzione pari a 100 $\mu\text{Sv}/\text{anno}$ e vengono calcolate, per i radionuclidi più comuni, le concentrazioni derivate di attività a cui corrisponde, per un'ingestione di 730 L/anno, tale valore di dose efficace impegnata (Tabella 1 dell'Allegato III [2]).

Tenuto conto di tali valori e dell'obiettivo di radioprotezione fissato corrispondente al rispetto del criterio di non rilevanza radiologica (10 $\mu\text{Sv}/\text{anno}$), i livelli di intervento per i singoli radionuclidi per le acque potabili sono stati posti pari a 1/10 delle concentrazioni derivate di attività riportate nel D.Lgs. n. 28/2016 [2]. Fanno eccezione il trizio, in cui il livello di intervento è stato considerato pari direttamente al valore riportato nel decreto [2] (dato che corrisponde, seguendo le ipotesi di calcolo considerate nel medesimo decreto, ad una dose annua pari a 3 $\mu\text{Sv}/\text{anno}$) e l'U-235 per il quale è stato comunque calcolato, seguendo quanto indicato dal Legislatore [2], un livello di intervento sempre corrispondente a 10 $\mu\text{Sv}/\text{anno}$ (1/10 di quanto considerato nella Tabella 4 del documento ISIN [12] per tali isotopi per le acque potabili).

I livelli di indagine per le acque potabili sono stati posti, per ogni radionuclide, pari al 50% dei rispettivi livelli di intervento.

Per quanto riguarda le misure di Alfa totale e Beta totale, alla luce del decreto [2], per le acque potabili queste possono essere intese come misure di screening atte ad individuare la necessità di effettuare ulteriori campionamenti e/o il monitoraggio di altri radionuclidi oltre a quelli normalmente previsti. In tal senso i valori di screening previsti in [2], ovvero Alfa totale pari a 0,1 Bq/L e Beta totale pari a 0,5 Bq/L, sono stati indentificati come corrispondenti livelli di indagine per le due misure. Tenuto conto che la rete di sorveglianza già prevede il monitoraggio dei singoli radionuclidi rilevanti per le acque potabili, non si ritiene necessario definire i livelli di intervento per le misure Alfa totale e Beta totale.

Il monitoraggio della radioattività nelle acque superficiali è finalizzata sia alla misura di radioattività dei corpi idrici sia alla valutazione della contaminazione trasferibile da questi alle componenti animali, vegetali e ai sedimenti [4].

Nella Raccomandazione 2000/473/Euratom [3] sono indicati i valori notificabili (Reporting Level) delle acque di scorrimento per i soli radionuclidi Cs-137 e Sr-90, di conseguenza i livelli di intervento per i due radionuclidi sono stati posti pari ai rispettivi valori notificabili, mentre i livelli di indagine pari al 50% dei livelli di intervento.

In conclusione per le acque potabili e superficiali sono stati definiti i soliti valori sia per i livelli di indagine che per quelli di intervento scegliendo tra tutti i livelli ottenuti (dal D. Lgs. n. 28/2016 [2] e dalle Raccomandazione [3]) i valori minori (più conservativi).

ACQUE SOTTERRANEE (FALDA)

Per analizzare la radioattività nelle acque di falda vengono campionate le acque di 21 pozzi captanti falde distribuite nel territorio del JRC sito di Ispra e in quello circostante. Conservativamente per le acque di falda dei pozzi esterni al Sito (Pozzi Monitoraggio Esterno, PME), sia il livello di intervento, sia il livello di indagine per i vari radionuclidi considerati (Alfa totale, Beta totale, Sr-90 e HTO) sono stati calcolati con la stessa metodologia delle "Acque potabili e superficiali".

Per i pozzi di monitoraggio che intercettano l'acqua di falda posti all'interno del sito, è stata eseguita un'analisi statistica di tutti i dati storici disponibili allo scopo di calcolare la concentrazione media (\bar{x}) e la relativa deviazione standard σ per ogni radionuclide misurato. I livelli derivati sono stati individuati a partire dai valori calcolati, in particolare il livello di intervento è stato posto pari

a $\bar{x} + 3\sigma$, mentre il livello di indagine è stato posto pari a $\bar{x} + 2\sigma$. Tale approccio statistico consente di individuare prontamente deviazioni dai valori misurati nel tempo e quindi eventuali anomalie per le singole misure.

ALIMENTI

La misura della radioattività negli alimenti ha lo scopo di consentire la determinazione della quantità di radionuclidi introdotti con l'alimentazione e quindi valutare la dose efficace da ingestione per la popolazione [4].

Il livello derivato per la concentrazione nel singolo alimento, $L_{al,j,ing}$ [Bq/kg o Bq/L] per il radionuclide j , è stato calcolato tenendo conto del rispettivo consumo medio nella dieta italiana [13] applicando la seguente espressione [11]:

$$L_{al,j,ing} = E_{ing,j} / Q \times (h_{ing,j}(g) \times 10^6)$$

dove:

- $E_{ing,j}$: dose efficace da ingestione del radionuclide j [$\mu\text{Sv}/\text{anno}$] nell'alimento corrispondente al livello derivato (1 $\mu\text{Sv}/\text{anno}$ e 5 $\mu\text{Sv}/\text{anno}$ rispettivamente per il livello di indagine e intervento);
- Q : consumo annuo dell'alimento [kg/anno o L/anno] (dieta italiana da INRAN [13]);
- $h_{ing,j}(g)$: dose efficace impegnata per unità di introduzione del radionuclide j ingerito [Sv/Bq] ripreso da Tab. F.1, Allegato F, ICRP 119 [6] (in accordo all'All. XXIV del D.Lgs.101/20 [1]).

I livelli derivati variano per le tre diverse fasce di età (lattante, bambino e adulto) e pertanto sono stati scelti conservativamente i livelli di indagine e di intervento pari al valore minore ottenuto dei tre per la singola matrice e il singolo radionuclide.

FORAGGIO

La misura della radioattività nel foraggio impiegato come alimento per consumo animale è indicativo come via di trasferimento della radioattività dall'ambiente all'uomo [4].

Per tale matrice sono stati registrati storicamente valori positivi di concentrazione di Cs-137 e Sr-90, pertanto per il foraggio si è applicato il metodo statistico allo scopo di identificare i livelli di indagine e intervento utili per valutare eventuali deviazioni dai trend storici. In particolare è stato calcolato il valore medio (\bar{x}) e la deviazione standard (σ) delle misure registrate a partire dal 2009 ed è stato assunto come livello di indagine il valore $\bar{x} + 2\sigma$ mentre il livello di intervento è stato stabilito pari a $\bar{x} + 3\sigma$.

FANGHI

La misura di questa matrice [4] fornisce informazioni sull'eventuale radioattività introdotta in ambiente che può avvenire a seguito dell'immissione nel corpo idrico recettore di acque reflue provenienti dall'impianto di depurazione del JRC sito di Ispra, impianto da cui vengono prelevati i fanghi oggetto di misura. Le vie di esposizione come l'ingestione involontaria di fanghi o fanghi impiegati in settori agricoli, sono da ritenersi trascurabili rispetto alle dosi del lavoratore dell'impianto di depurazione soggetto all'irraggiamento esterno e all'inalazione di materiale risospeso dai fanghi [11] e pertanto oggetto del modello applicato.

Per il calcolo del contributo alla dose dovuto all'irradiazione da esposizione diretta da fango, è stato calcolato il livello derivato per il radionuclide j nel fango secco, $L_{f,j,irr}$ [Bq/kg]_{secco}, in modo analogo a quanto valutato per la deposizione di materiale al suolo, secondo la formula seguente [11]:

$$L_{f,j,irr} = E_{irr-f,j} / (0,05 \times \rho_{sf} \times h_{irr,j} \times O_f \times 10^6)$$

dove:

- $E_{irr-f,j}$ è la dose per irraggiamento dal fango del radionuclide j corrispondente al livello derivato (1 $\mu\text{Sv}/\text{anno}$ e 5 $\mu\text{Sv}/\text{anno}$ rispettivamente per il livello di indagine e intervento);
- 0,05 fattore che tiene conto della percentuale di materiale solido presente nel fango [11];
- ρ_{sf} è la densità superficiale del fango [Kg/m^2], dato dal prodotto tra la densità del fango bagnato ρ_f [Kg/m^3] (posta pari alla densità dell'acqua, 1000 Kg/m^3 [11]) e la profondità del letto del corso d'acqua da cui è campionato il fango (posta pari a 1 m [11]);
- $h_{irr,j}$ è il coefficiente di dose efficace per irraggiamento esterno per attività unitaria del radionuclide j depositata nel fango [Sv/a per Bq/m^2] ripreso dalla tabella XV di [11];
- O_f : frazione dell'anno per la quale è esposto un ipotetico lavoratore corrispondente a 2000 ore anno (posto pari a 0,228 [11]).

I livelli derivati per i fanghi del depuratore, considerando la via di esposizione dell'inalazione di aria dell'impianto di depurazione potenzialmente contaminata per la risospensione dei radionuclidi depositati nei fanghi, sono calcolati per il lavoratore che permanga nei pressi dei fanghi del depuratore. In particolare il livello derivato per il radionuclide j nel fango secco, $L_{f,j,inal}$ [Bq/kg]_{secco}, è ricavato secondo l'espressione seguente [11]:

$$L_{f,j,inal} = E_{ris-f,j} / (0,05 \times DL \times TR_A \times h_{inal,j}(g) \times O_f \times 10^6)$$

dove:

- $E_{ris-f,j}$ è la dose impegnata [$\mu\text{Sv}/\text{anno}$] dovuta a inalazione da risospensione del radionuclide j depositato nel fango corrispondente al livello derivato (1 $\mu\text{Sv}/\text{anno}$ e 5 $\mu\text{Sv}/\text{anno}$ rispettivamente per il livello di indagine e intervento);
- 0,05 è il fattore che tiene conto della percentuale di materiale solido presente nel fango [11];
- DL [kg/m^3] è il fattore di risospensione (10^{-7} kg/m^3 [11]);
- TR_A [m^3/a]: tasso di respirazione annua [m^3/anno] per un lavoratore, dato dal prodotto tra il tasso di respirazione orario TR [m^3/h] (1,2 m^3/h [6]) e il numero di ore lavorative annue (2000 h/anno);
- $h_{inal,j}(g)$ è la dose efficace impegnata per unità di introduzione del radionuclide j inalato [Sv/Bq] [1] e [6] (con AMAD pari a 5 μm e tipo di assorbimento polmonare scelto in corrispondenza del maggiore tra i coefficienti di dose per il lavoratore);
- O_f : frazione dell'anno per la quale è esposto un ipotetico lavoratore corrispondente a 2000 ore anno (posto pari a 0,228 [11]).

Il livello derivato finale (sia per l'indagine che per l'intervento) è stato ottenuto conservativamente come la metà del valore minore tra i due calcolati $L_{f,j,irr}$ e $L_{f,j,inal}$ per ogni singolo radionuclide j , al fine di rispettare il limite di dose dato dal contributo contemporaneo per l'irraggiamento e l'inalazione per risospensione da fango.

SUOLO

La concentrazione dei radionuclidi inizialmente depositata al suolo è modificata nel tempo da molteplici fattori fortemente dipendenti dal clima, dalle pratiche di gestione agricola, dal tipo di suolo, dalla copertura vegetativa e dalla forma chimica dei radionuclidi.

I livelli derivati per le concentrazioni nel suolo sono calcolati applicando un modello semplificato, considerando la concentrazione del radionuclide sul suolo dato dalle deposizioni umide e secche (§ 4.1.3) e la densità superficiale del suolo stesso. In particolare il livello derivato per il radionuclide j nel suolo secco, $L_{s,j}$ [Bq/kg]_{secco}, è ricavato applicando il seguente modello semplificato [11]:

$$L_{suolo,j} = L_{s,j} / \rho$$

dove:

- $L_{s,j}$ è il livello derivato in termini di concentrazione superficiale del radionuclide j sul suolo [Bq/m^2] (valore calcolato per le deposizioni umide e secche per il livello di indagine e di intervento);

- ρ è la densità superficiale del suolo secco [Kg/m^2], dato dal prodotto tra la densità del suolo secco ρ_s [Kg/m^3] [11] e lo spessore di suolo dell'elemento campionato (assunto pari a 5 cm).

SEDIMENTI

La misura dei sedimenti di fiume fornisce l'accumulo a lungo termine dei radionuclidi presenti nelle acque fluviali permettendo di rilevare la presenza di contaminanti non rilevabile dal controllo delle acque [4]. Il livello derivato per i sedimenti di fiume è calcolato partendo dal livello derivato per le "Acque superficiali". In particolare il livello derivato per ogni singolo radionuclide j nei sedimenti, $L_{sed,j}$ [Bq/kg], è ricavato secondo la formula seguente [11]:

$$L_{sed,j} = 0,1 \times C_{s,w} \times \left[(1 - e^{-\lambda_j \cdot T_e}) / (\lambda_j \cdot T_e) \right]$$

dove:

- 0.1 è un fattore che conservativamente tiene conto della presenza di sedimenti più grossolani sul fondo e della maggiore abbondanza di sedimenti nel letto rispetto a quelli sospesi. Il valore di concentrazione di attività dei sedimenti sul fondo è generalmente il 10% rispetto alla concentrazione dei sedimenti sospesi nell'acqua [11];
- $C_{s,w}$ è la concentrazione di attività nei sedimenti sospesi nell'acqua [Bq/kg] di fiume [11] calcolati a partire dai livelli di intervento delle concentrazioni nelle acque superficiali;
- λ_j è la costante di decadimento del radionuclide j [s^{-1}] [11];
- T_e è il tempo di accumulo [s] (1 anno, valore conservativo [11]).

Per tutti i radionuclidi il livello di indagine è stato posto pari al 50% del livello di intervento.

RISULTATI E DISCUSSIONE

Applicando la metodologia sopra descritta, i livelli derivati calcolati in termini di concentrazione dei vari radionuclidi nelle rispettive matrici sono riassunti in Tabella 2, Tabella 3 e Tabella 4.

Si precisa che per le matrici vapore acqueo, particolato in aria, deposizioni umide e secche, fanghi, suolo e alimenti per il consumo umano i livelli derivati di indagine e intervento garantiscono il non superamento dei valori 1 $\mu\text{Sv}/\text{anno}$ e 5 $\mu\text{Sv}/\text{anno}$ rispettivamente.

Il modello semplificato applicato per i livelli derivati della matrice suolo è attualmente applicabile ai radionuclidi Cs-137 e Sr-90. Per i radioisotopi del plutonio i livelli derivati di intervento ottenuti (pari a $2.3\text{E}-02$ $\text{Bq}/\text{kg}_{\text{secco}}$) risultano inferiori alla MAR media delle specifiche metodologie di misura, pertanto per questa matrice si utilizza tale valore come livello derivato di indagine e intervento.

Per la matrice acqua i livelli derivati sono stati calcolati applicando per le acque di superficie e per i pozzi esterni al sito l'approccio conservativo delle acque potabili, garantendo il rispetto dei vincoli della non rilevanza radiologica (10 $\mu\text{Sv}/\text{anno}$). Per i pozzi di monitoraggio interni al sito è stato applicato un approccio statistico che consente di individuare efficacemente eventuali deviazioni dai valori misurati nel tempo.

Per il latte i valori riportati nelle Raccomandazione [3] sono riferibili direttamente a Cs-137 e Sr-90, per tali radionuclidi quindi i livelli di intervento sono posti pari ai rispettivi valori notificabili.

Per le matrici foraggio e funghi, in cui la presenza di alcuni radionuclidi di origine artificiale è storicamente dovuta all'incidente di Chernobyl [14] ed ancora prima ai test nucleari in atmosfera, si considerano come livelli derivati i valori ottenuti da una elaborazione statistica dei dati storici per individuare eventuali deviazione rispetto all'andamento dei dati misurati negli anni nella stessa regione.

Tabella 2 - Livelli derivati (L_{ind} e L_{int}) per concentrazione di attività per le diverse matrici ambientali.

Matrice	Radionuclide	L_{ind}	L_{int}	U.M.
Vapore acqueo atmosferico	HTO	1.5E+00	7.3E+00	[Bq/m ³]
Particolato Atmosferico	Beta totale (Sr-90)	2.5E-03	5.0E-03	[Bq/m ³]
	Am-241	2.5E-06	5.0E-06	
	Co-60	7.5E-03	1.5E-02	
	Cs-137	1.5E-02	3.0E-02	
Deposizione umide e secche	Cs-137	7.7E+01	3.9E+02	[Bq/m ²]
	Sr-90	3.9E+02	1.9E+03	
	Pu-238	3.0E-01	1.5E+00	
	Pu-239+Pu-240	2.8E-01	1.4E+00	
Suolo	Cs-137	1.2E+00	5.9E+00	[Bq/kg] _{secco}
	Sr-90	6.0E+00	3.0E+01	
	Pu-238, Pu-239+Pu-240	7.0E-02 ¹	7.0E-02 ¹	
Fanghi di depurazione	Cs-137	2.4E+00	1.2E+01	[Bq/kg] _{secco}
	Sr-90	1.3E+01	6.3E+01	
	Pu-238	1.5E+03	7.6E+03	
	Pu-239+Pu-240	1.6E+03	7.8E+03	
Sedimenti	Cs-137	4.7E+01	9.4E+01	[Bq/kg]
	Sr-90	2.8E+01	5.6E+01	
	Pu-238	5.0E+01	1.0E+02	
	Pu-239+Pu-240	5.0E+01	1.0E+02	
Foraggio	Cs-137	1.7E+01	2.2E+01	[Bq/kg] _{secco}
	Sr-90	9.0E+00	1.1E+01	

Tabella 3: Livelli derivati (L_{int} e L_{ind}) per concentrazione di radioattività [Bq/L] nelle acque.

Matrice	Radionuclide	L_{ind}	L_{int}	U.M.
Acqua potabile, Acqua superficiale, PME	Alfa tot.	1.0E-01	-	[Bq/L]
	Beta tot.	5.0E-01	-	
	Am-241	3.5E-02	7.0E-02	
	Co-60	2.0E+00	4.0E+00	
	Cs-137	5.0E-01	1.0E+00	
	Sr-90	2.5E-01	4.9E-01	
	HTO	5.0E+01	1.0E+02	
	U-234 ²	1.4E-01	2.8E-01	
	U-235 ¹	1.4E-01	2.9E-01	
U-238 ¹	1.5E-01	3.0E-01		

¹ Per i radioisotopi del plutonio i livelli derivati riportati corrispondono con la MAR della misura.

² I radioisotopi dell'uranio sono misurati nelle sole acque potabili.

Tabella 4: Livelli derivati (L_{ind} e $L_{int.}$) per concentrazione di radioattiva [Bq/L o Bq/kg] nelle matrici alimentari principali per il consumo umano e in altre matrici rilevanti come miele e funghi.

Matrice	Radionuclidi	$L_{ind.}$	$L_{int.}$	U.M.
Latte	Cs-137	2.5E-01	5.0E-01	[Bq/L]
	Sr-90	1.0E-01	2.0E-01	
Carne Bovina	Cs-137	4.9E+00	2.5E+01	[Bq/kg]
	Sr-90	1.0E+00 ³	4.1E+00	
Vegetali a foglia	Cs-137	4.6E+00	2.3E+01	
Frutta	Cs-137	1.0E+00	5.0E+00	
Miele	Cs-137	1.2E+01	5.9E+01	
Pesce ⁴	Cs-137	7.7E+01	3.8E+02	
	Sr-90	2.4E+01	1.2E+02	
Funghi	Cs-137	4.8E+01	6.5E+01	

CONCLUSIONI

Il JRC sito di Ispra attua un programma di monitoraggio ambientale nel rispetto delle norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti sancite nella legislazione italiana (D. Lgs. 101/2020). L'obiettivo principale di tale programma è monitorare il livello di radioattività nell'ambiente circostante e valutare l'impatto radiologico sulla popolazione che risiede o lavora in prossimità del sito, ipotizzando un regime alimentare basato sul consumo di prodotti locali. Al fine di verificare che i rilasci degli effluenti radioattivi aeriformi e liquidi in ambiente rientrino nel criterio di non rilevanza radiologica, sono stati definiti pertinenti livelli derivati, in termini di concentrazione di radionuclidi nelle matrici considerate. I livelli derivati elaborati nel presente studio permettono nella loro applicazione di avere un rapido riscontro su eventuali deviazioni dai valori attesi.

In generale i livelli derivati di indagine e intervento garantiscono il rispetto del criterio di non rilevanza radiologica per l'individuo rappresentativo della popolazione (10 μ Sv/anno) o sono stati definiti sulla base dei riferimenti alla documentazione tecnica e legislativa di riferimento. Per alcune matrici è stato invece applicato un approccio statistico al fine di individuare prontamente deviazioni dai valori misurati nel tempo e quindi eventuali anomalie.

Infine si precisa che il modello semplificato applicato per ottenere i livelli derivati della matrice suolo è attualmente applicabile ai soli radionuclidi Cs-137 e Sr-90, lo studio per questa matrice sarà quindi oggetto di ulteriori approfondimenti.

Bibliografia

- [1] Decreto Legislativo 31 luglio 2020, n.101
- [2] Decreto Legislativo 15 febbraio 2016, n.28
- [3] Raccomandazione della commissione dell'8 giugno 2000, 2000/473/Euratom
- [4] ISPRA, Manuali e Linee Guida 83/2012 "Linee guida per il monitoraggio della radioattività"
- [5] ICRP 72 – Age-dependent doses to members of the public from intake of radionuclides
- [6] ICRP 119 – Compendium of dose coefficients based on ICRP 60.
- [7] ICRP 134 - Occupational Intakes of Radionuclides: Part 2.
- [8] 2000 LLNL Environmental Report - Appendix A – Methods of dose calculations
- [9] ICRP 89 - Basic Anatomical and Physiological Data for Use in Radiological Protection
- [10] CEVaD Emergenze nucleari e radiologiche 57/2010 – ISPRA
- [11] IAEA Safety Reports Series n.19 – Generic Models for use in assessing the impact of discharges of radioactive substances to the environment
- [12] Caratterizzazione radiometrica di siti contaminate – Task 01.02.04, I.S.P.R.A. 05/05/2014
- [13] L'indagine nazionale sui consumi alimentari in Italia: INRAN-SCAI 2005-06 – CREA
- [14] Raccomandazione della Commissione del 14 aprile 2003, 2003/274/CE

³ Il livello di indagine calcolato è inferiore alla MAR e pertanto tale valore è stato assunto come livello di indagine.

⁴ I livelli derivati riportati per il pesce fanno riferimento al campione fresco.

Il rapporto isotopico U-234/U-238 nelle acque potabili del Piemonte: aspetti dosimetrici e ambientali

Maria Clivia Losana¹, Enrico Chiaberto¹, Paolo Falletti², Mauro Magnoni¹

¹ARPA Piemonte – Dipartimento Rischi Fisici e Tecnologici

²ARPA Piemonte – Dipartimento Rischi Naturali e Ambientali

m.losana@arpa.piemonte.it

PREMESSA: IL RAPPORTO ISOTOPICO U-234/U-238 IN ACQUA

Le analisi eseguite sulle acque destinate al consumo umano ai sensi del D.Lgs. 28/2016 hanno popolato il database di Arpa Piemonte di nuovi dati, in quanto su tutte le acque che presentano una concentrazione di attività alfa totale prossima o superiore a 0,1 Bq/l vengono sistematicamente eseguite anche misure di uranio. In Piemonte la radioattività nelle acque in genere non è elevata e le analisi effettuate hanno dimostrato che nella maggior parte delle acque il contenuto di uranio spiega totalmente, o almeno in larga parte, l'attività alfa totale. Dal punto di vista dosimetrico non ci sono quindi criticità, in quanto l'uranio è un elemento poco radiotossico. In acqua il rapporto isotopico tra U-234 e il suo progenitore U-238 è sempre maggiore di uno come è comunemente noto a chi si occupa di analisi radiometriche nelle acque. Una possibile spiegazione è che il decadimento alfa renda, per effetto di rinculo, l'atomo di U-234 più mobile all'interno del reticolo cristallino e che di conseguenza tenda a andare in soluzione più facilmente dell'U-238. Nelle acque piemontesi il rapporto U-234/U-238 si attesta su valori abbastanza bassi (valore massimo circa 2), similmente a altre zone del nord-italia (Sgorbati et al. 1998; Forte et al.) ma in altre zone può arrivare anche a valori dell'ordine di 10 o più.

In caso quindi di forte disparità tra i due isotopi le valutazioni dosimetriche devono essere effettuate correttamente, in quanto il coefficiente di dose dell'U-234 è maggiore che quello dell'U-238.

In questo studio si è cercato di analizzare meglio i diversi valori che il rapporto isotopico U-234/U-238 può assumere e trovare delle correlazioni con la geologia dell'acquifero.

Sono stati considerati i rapporti di circa una settantina di campioni analizzati negli ultimi anni (dal 2018 al 2022). Tra questi 17 appartengono a campioni di acqua di pozzo e i restanti a acqua prelevata al punto utenza (rubinetti, fontanelle).

TECNICA DI MISURA

L'uranio disciolto è stato misurato con tecniche radiochimiche. Attraverso passaggi chimici è possibile estrarre l'uranio, che poi viene elettrodepositato su un piattello metallico e conteggiato in spettrometria alfa con rivelatori al silicio. La misura in spettrometria alfa ha una buona risoluzione e permette di isolare sullo spettro i contributi dei differenti isotopi. L'incertezza è stata calcolata per propagazione gaussiana tenendo conto dell'incertezza di taratura dello strumento, dell'incertezza poissoniana sui conteggi, dell'incertezza di ripetibilità e anche dell'incertezza sulla massa del campione, anche se quest'ultimo contributo è inferiore agli altri. Ne consegue che le concentrazioni di uranio più basse hanno incertezze anche dell'ordine del 50%, per diminuire man mano che la concentrazione stessa aumenta. Il rapporto isotopico tra U-234 e U-238 può quindi essere affetto da un'incertezza anche molto elevata, ma per questo lavoro, ancora di carattere preliminare, le incertezze non sono state considerate.

ANALISI DEI DATI

CONTENUTO DI URANIO

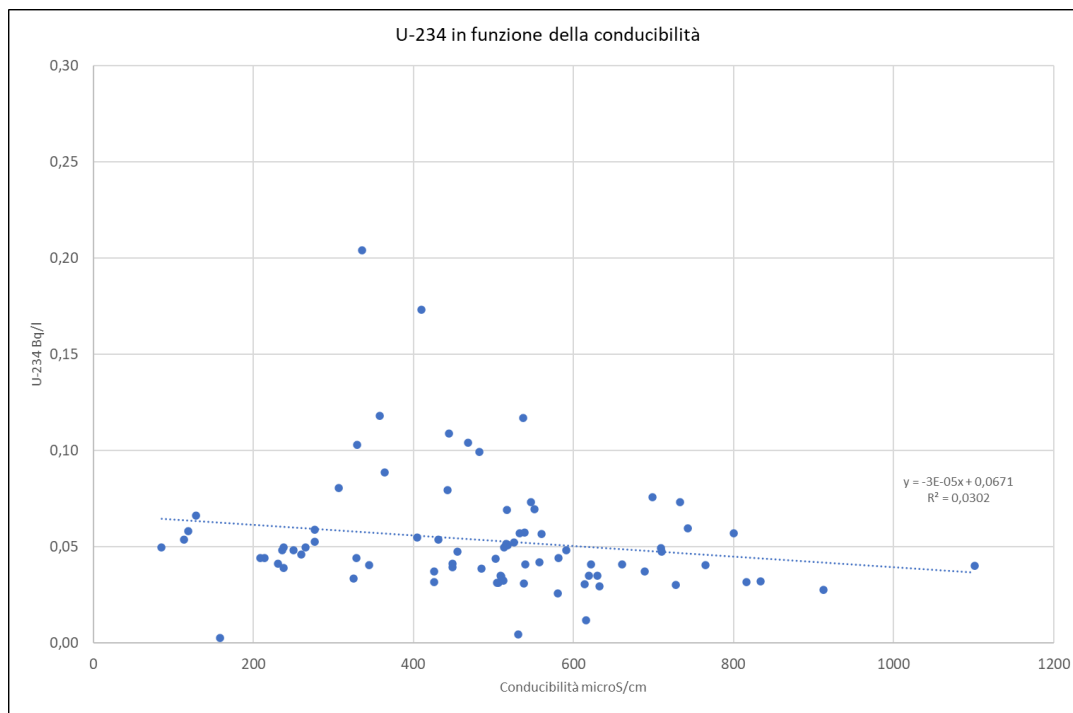
Come già anticipato le acque piemontesi non sono particolarmente ricche di radioattività e solo una piccola percentuale dei campioni analizzati annualmente ha concentrazioni di attività alfa totale da giustificare la misura di uranio disciolto ai sensi del D.Lgs. 28/2016 (Losana et al., 2021). La base dati presa in considerazione è quindi affetta da una distorsione in quanto le misure di uranio a disposizione sono quelle, a parte pochissimi casi, in cui la radioattività disciolta è più alta. Siccome in genere la radioattività disciolta è riconducibile alla presenza di uranio, si può affermare che questo studio ha preso in considerazione solo le acque il cui contenuto di uranio è medio-alto.

Le concentrazioni di uranio misurate vanno da 0,020 Bq/l a 0,100 Bq/l, con una maggiore frequenza nelle concentrazioni intorno a 0,040-0,060 Bq/l.

Un caso particolare è quello dell'acqua delle Terme di Lurisia, che ha una concentrazione di uranio di circa 4 Bq/l, ma che ha comunque un rapporto isotopico che non si discosta dalla distribuzione dei rapporti isotopici delle altre acque (Losana et al. 2006).

Preliminarmente allo studio del rapporto isotopico tra U-234 e U-238 è stata ricercata la correlazione tra il contenuto di uranio e altri parametri delle acque (conducibilità, durezza, contenuto sali). Non sono state evidenziate correlazioni particolari e a titolo di esempio viene riportato il grafico del contenuto di U-234 in funzione della conducibilità (fig. n. 1). La cosa interessante è tuttavia notare che le acque con conducibilità maggiore non sono quelle con un contenuto maggiore di uranio.

Figura 1 – Concentrazione di U-234 in funzione della conducibilità



IL RAPPORTO ISOTOPICO U-234/U-238

I dati dei campioni di acqua di pozzo e quelli di acqua prelevata al punto utenza sono riassunti nella seguente tabella (tab. n. 1). Poiché le due popolazioni non sembrano differire di molto, se non nel numero di dati, ai fini di questo studio sono state riunite per avere un'unica popolazione più grande.

Tabella 1 – Acque considerate in questo lavoro

	Pozzi	Punto utenza
Numero dati	17	55
Rapporto U-234/U-238 minimo	1,018	1,006
Rapporto U-234/U-238 massimo	2,023	1,876

Nelle figure seguenti si osserva l'andamento (fig. n. 2) e la distribuzione (fig. n. 3) del rapporto isotopico tra U-234 e U-238.

Figura 2 – Andamento del rapporto isotopico tra U-234 e U-238 nei campioni di acqua analizzati

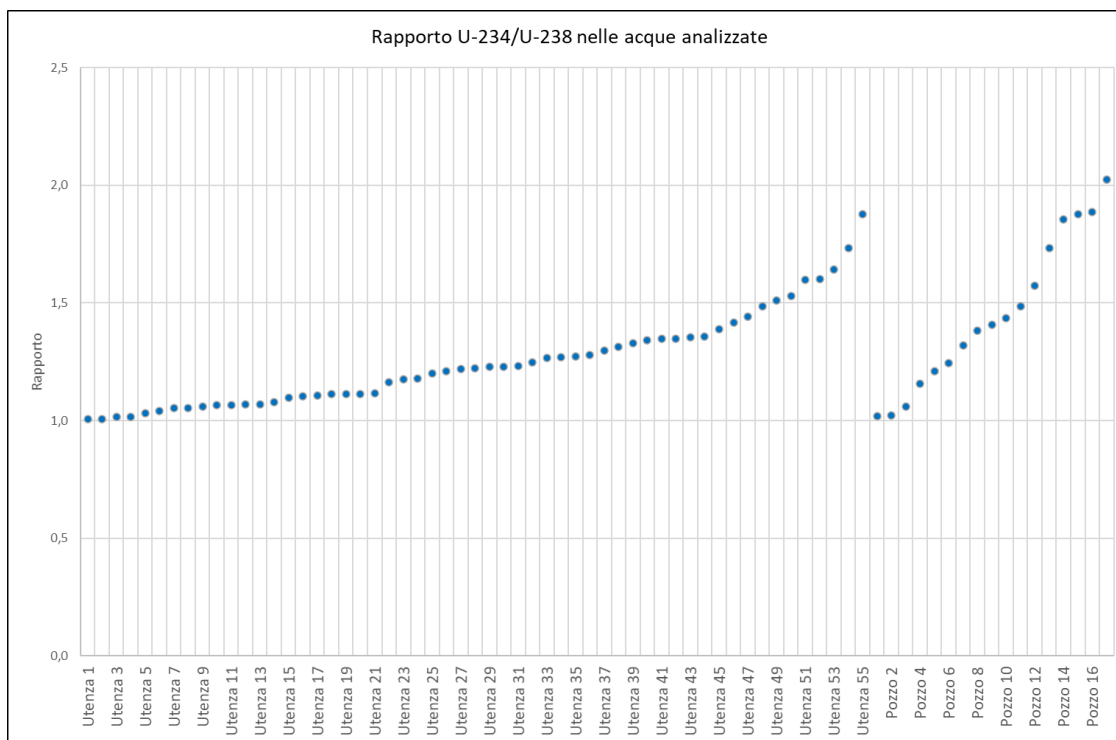
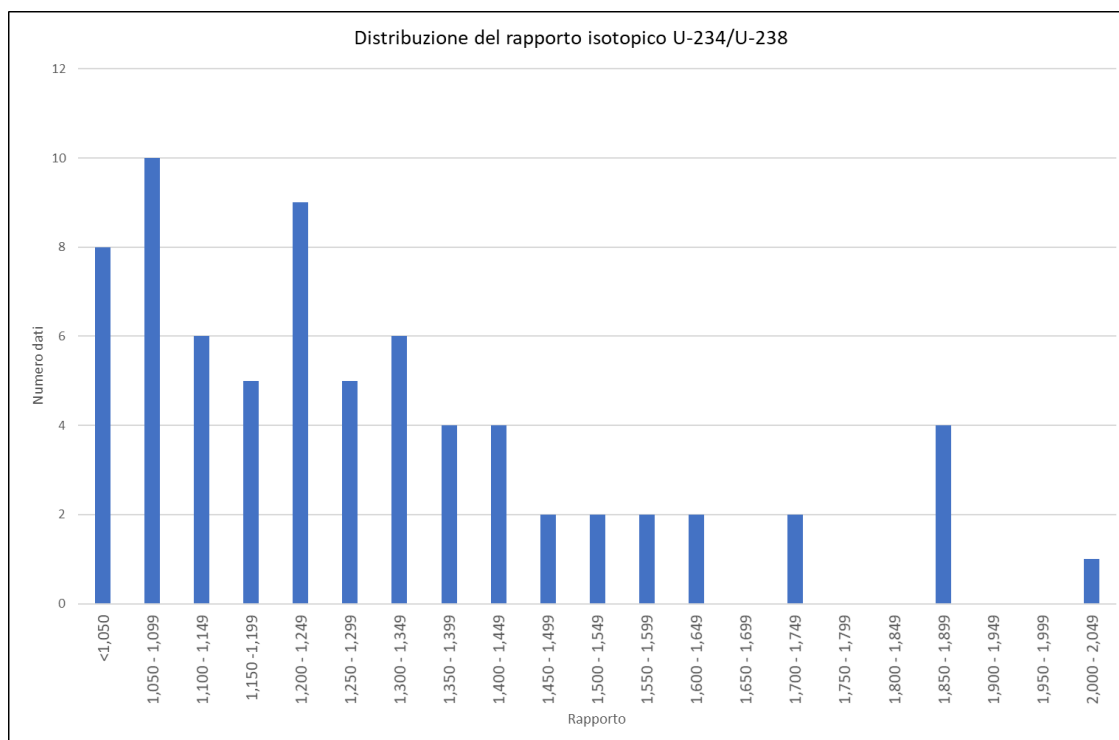


Figura 3 – Distribuzione del rapporto isotopico U-234/U-238



Come prima fase di analisi sono state cercate eventuali correlazioni tra il rapporto isotopico U-234/U-238 e altri parametri. Intuitivamente il rapporto non dovrebbe dipendere dal contenuto di uranio, in quanto un rapporto elevato può essere dato anche da due valori di uranio U-234 e U-238 relativamente bassi e viceversa un rapporto vicino a uno può essere dato anche da valori alti, purché simili tra loro. Le figure seguenti dimostrano appunto l'indipendenza del rapporto isotopico dalla concentrazione dei radionuclidi stessi. In particolare però si osserva che le acque con il contenuto di uranio più alto hanno un rapporto più vicino a uno rispetto a quelle con un contenuto di uranio più basso, che in generale forniscono i valori di rapporto isotopico più alto (fig. n. 4 e 5). Questo aspetto verrà approfondito nelle conclusioni e può essere ricondotto alla geologia degli acquiferi.

Figura 4 – Rapporto isotopico U-234/U-238 in funzione del contenuto di U-234

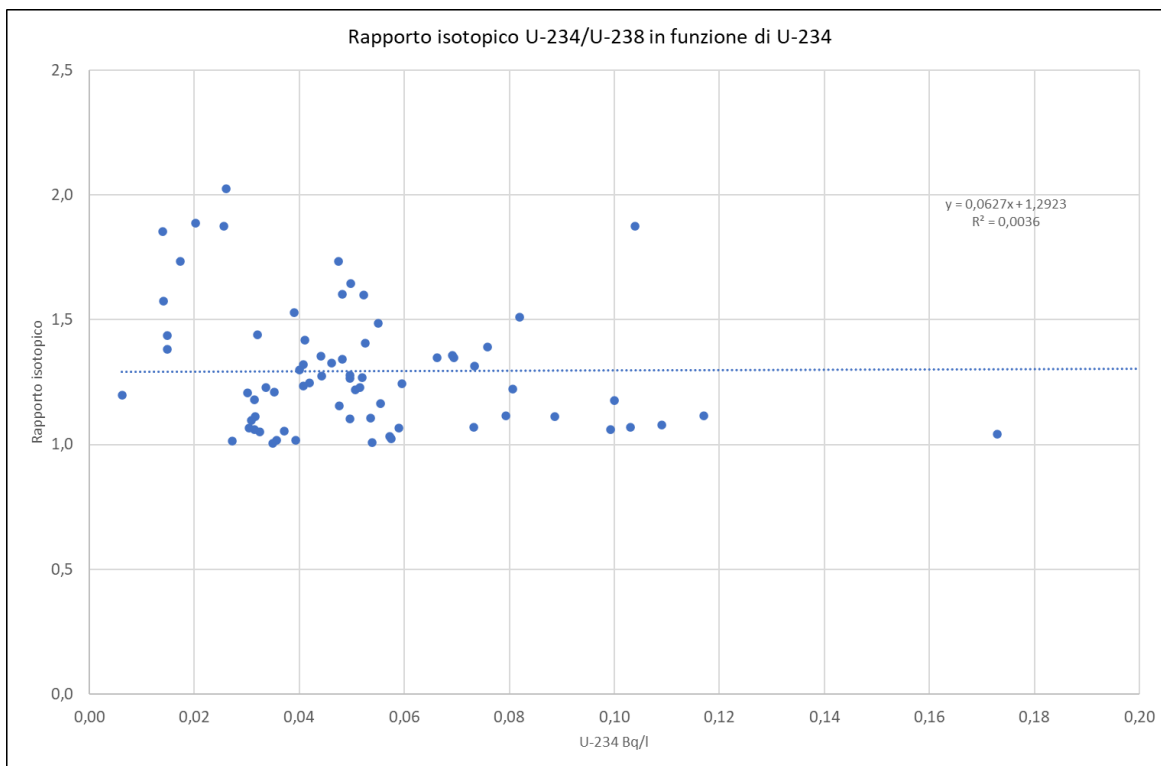
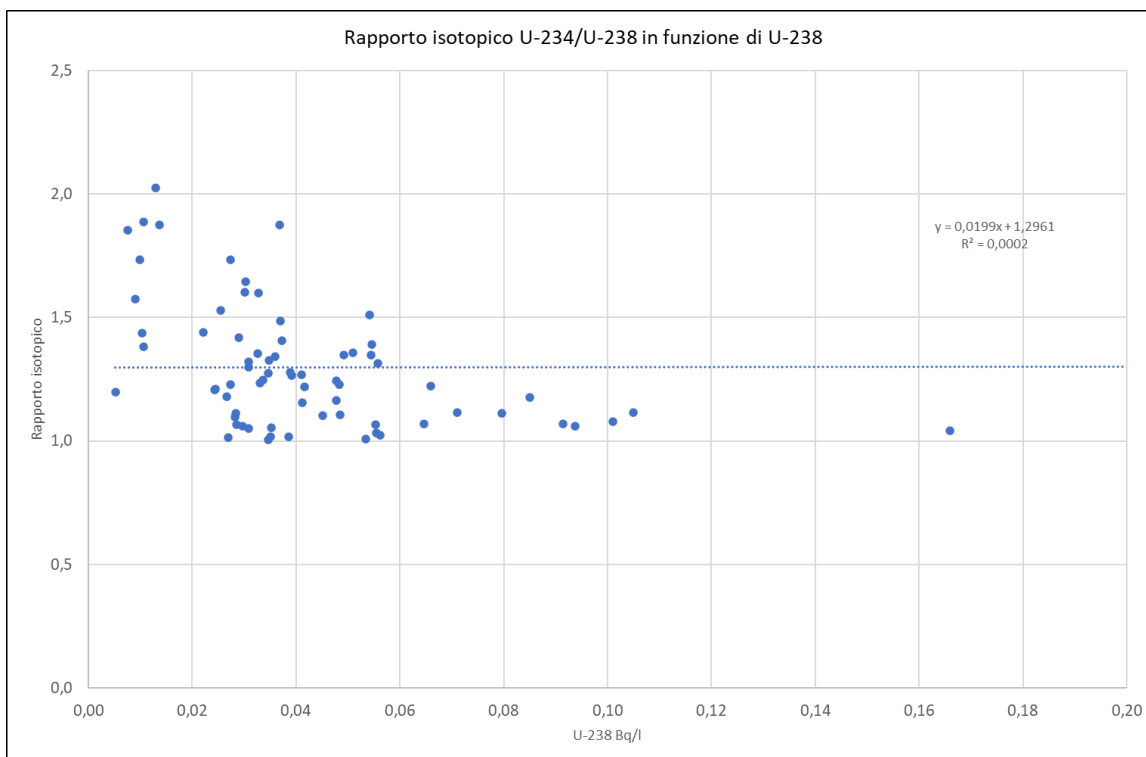


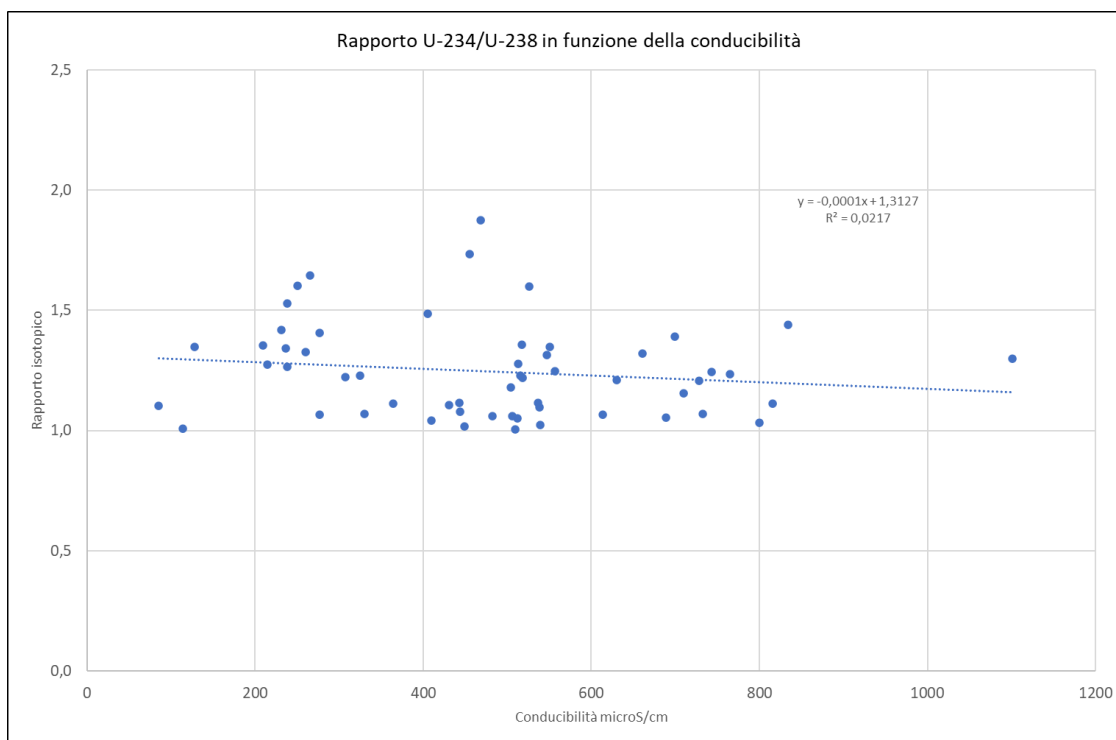
Figura 5 - Rapporto isotopico U-234/U-238 in funzione del contenuto di U-238



CORRELAZIONI TRA RAPPORTO ISOTOPICO U-234/U-238 E ALTRI PARAMETRI

La prima correlazione cercata è quella del rapporto isotopico U-234/U-238 con la conducibilità dell'acqua. Poiché non era stata trovata una correlazione tra il contenuto di U-234 e il contenuto di U-238 con la conducibilità ci si aspetta ovviamente che anche il rapporto isotopico non sia correlato con la conducibilità, come illustrato dal grafico seguente (fig. n. 6).

Figura 6 – Rapporto isotopico U-234/U-238 in funzione della conducibilità



Allo stesso modo il rapporto isotopico è anche non correlato alla durezza dell'acqua, che è proporzionale alla conducibilità, e a altri parametri tipicamente misurati nelle acque (solfati, calcio).

GEOLOCALIZZAZIONE DEI RAPPORTI ISOTOPICI

L'aspetto più interessante del lavoro è stato quello di geolocalizzare i punti di prelievo delle acque e cercare di correlare il valore del rapporto isotopico con la geologia del sottosuolo. Questo processo è affetto da un'incertezza per quanto riguarda i punti di prelievo all'utenza delle acque potabili. Infatti il punto di prelievo può non essere nelle vicinanze dell'acquifero e in questo caso la geolocalizzazione del punto di prelievo non coincide con quella reale dell'acquifero. Questo problema non esiste per i pozzi, ma si è comunque deciso di utilizzare anche i prelievi all'utenza per avere una popolazione maggiore, supponendo che in questa prima fase l'incertezza sulla posizione dell'acquifero non incida in maniera troppo significativa.

Dalle mappe seguenti si osserva che le aree geografiche dove si concentrano i valori più elevati del rapporto U-234/U-238 sono l'Alessandrino e l'Astigiano (fig. n. 7). Le conoscenze sulla distribuzione delle rocce radiogeniche in Piemonte mostrano come queste aree non siano quelle dove sono concentrate le rocce con i più elevati valori di radionuclidi (Falletti et al., 2016). Tuttavia, in riferimento alla geologia regionale del Piemonte, è riconoscibile una buona correlazione con la

presenza delle rocce del Bacino Terziario Piemontese (BTP). Il BTP è un bacino sedimentario cenozoico formatosi nell'Eocene superiore – Oligocene inferiore all'interno dell'arco alpino occidentale e successivamente coinvolto nell'evoluzione compressiva dell'Appennino settentrionale fino alla strutturazione dell'attuale assetto alla fine del Miocene. Dal punto di vista litologico il BTP è caratterizzato dall'abbondanza di rocce marnose e calcarenitiche con una importante componente di carbonati. Questo elemento potrebbe giustificare le concentrazioni elevate di U-234, poiché lo ione carbonato portato in soluzione tende a formare forti legami con lo ione uranile, in cui l'uranio si trova nel suo stato di ossidazione +6, condizione che si verifica a seguito del processo di decadimento che porta all'U-234 (Koide & Goldberg, 1965). A supporto di questa ipotesi, studi recenti (El-Sharkawy A., 2018) mostrano una forte correlazione del rapporto U-234/U-238 negli acquiferi con la matrice solida degli stessi e conseguentemente con i caratteri geochimici delle acque.

Purtroppo la misura dello ione carbonato non viene effettuata sulle acque potabili e quindi allo stato attuale non è possibile correlare il valore del rapporto isotopico U-234/U-238 con quello dei carbonati nelle acque. I tentativi di correlazione tra il rapporto isotopico e la concentrazione di carbonato di calcio CaCO_3 non hanno dato risultati accettabili, principalmente per la difficoltà di trovare acque in cui siano stati misurati sia la radioattività che il carbonato di calcio. Si è potuto solamente provare a correlare il rapporto isotopico con il contenuto di carbonato di calcio non delle stesse acque ma di acque prelevate nelle stesse zone geografiche, ma i dati sono troppo pochi per affermare con certezza una correlazione.

Le correlazioni trovate sono quindi di carattere qualitativo e dalla mappa riportata in figura 8 si possono fare interessanti osservazioni:

- nell'arco alpino non si evidenziano rapporti isotopici >1 ; questo fatto è in parte dovuto alla mancanza di dati, in quanto sulle acque provenienti da queste zone l'attività alfa totale misurata è stata sempre bassa e quindi non sono state eseguite le analisi di uranio, ma anche a concentrazioni di U-234 e U-238 molto simili tra loro; si osservi che in queste zone però le rocce hanno contenuti medio-alti di radioattività naturale (fig. n. 8);
- i valori più alti di uranio si riscontrano invece in zone con un contenuto di uranio medio-basso, che sono quelle dell'Astigiano e dell'Alessandrino (come già detto sopra). Queste acque sono quelle in cui si misura una conducibilità più elevata.

Figura 7 – Valor medio del rapporto isotopico U-234/U-238 in funzione delle diverse classi di unità radiolitologiche (URGL)

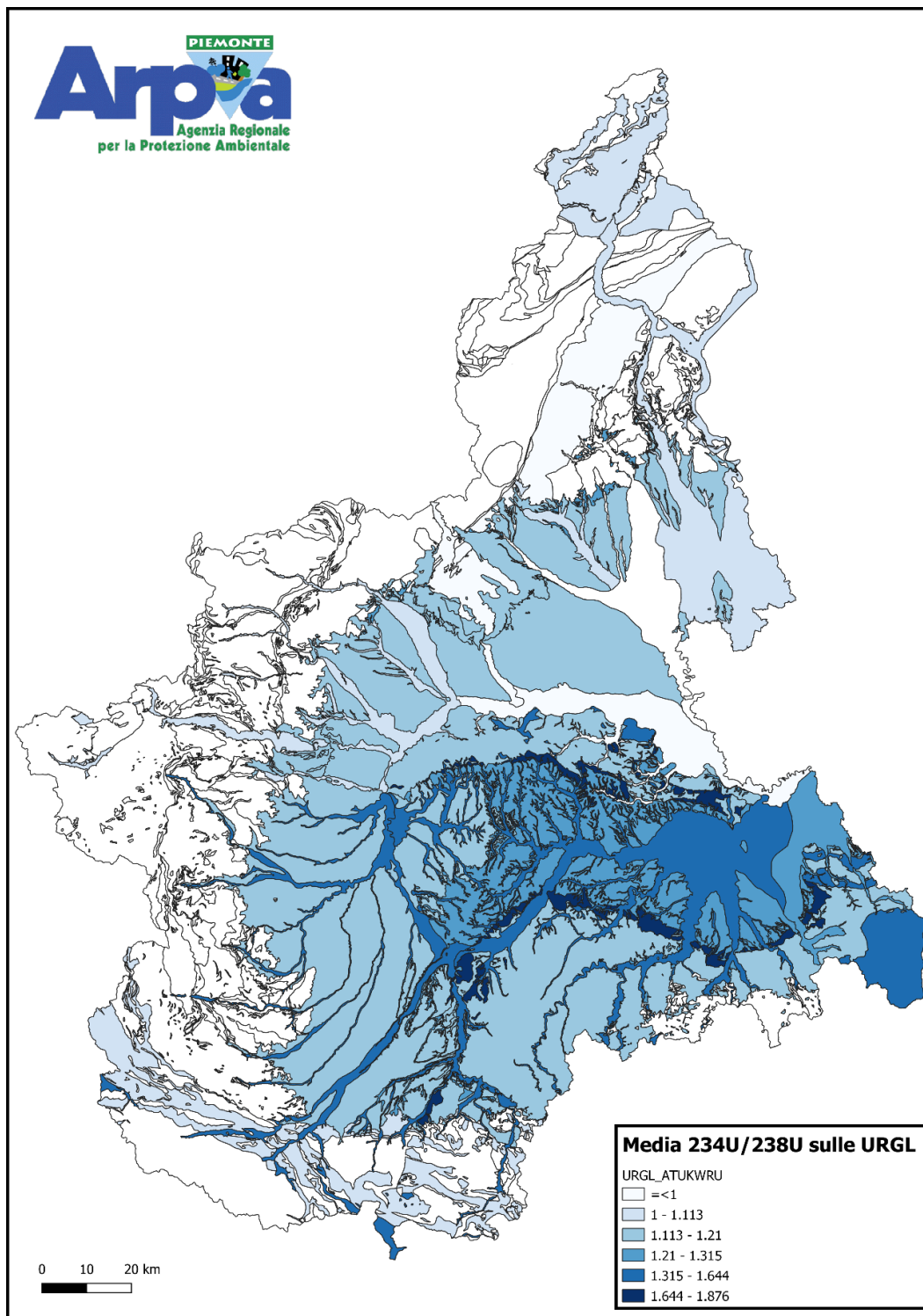
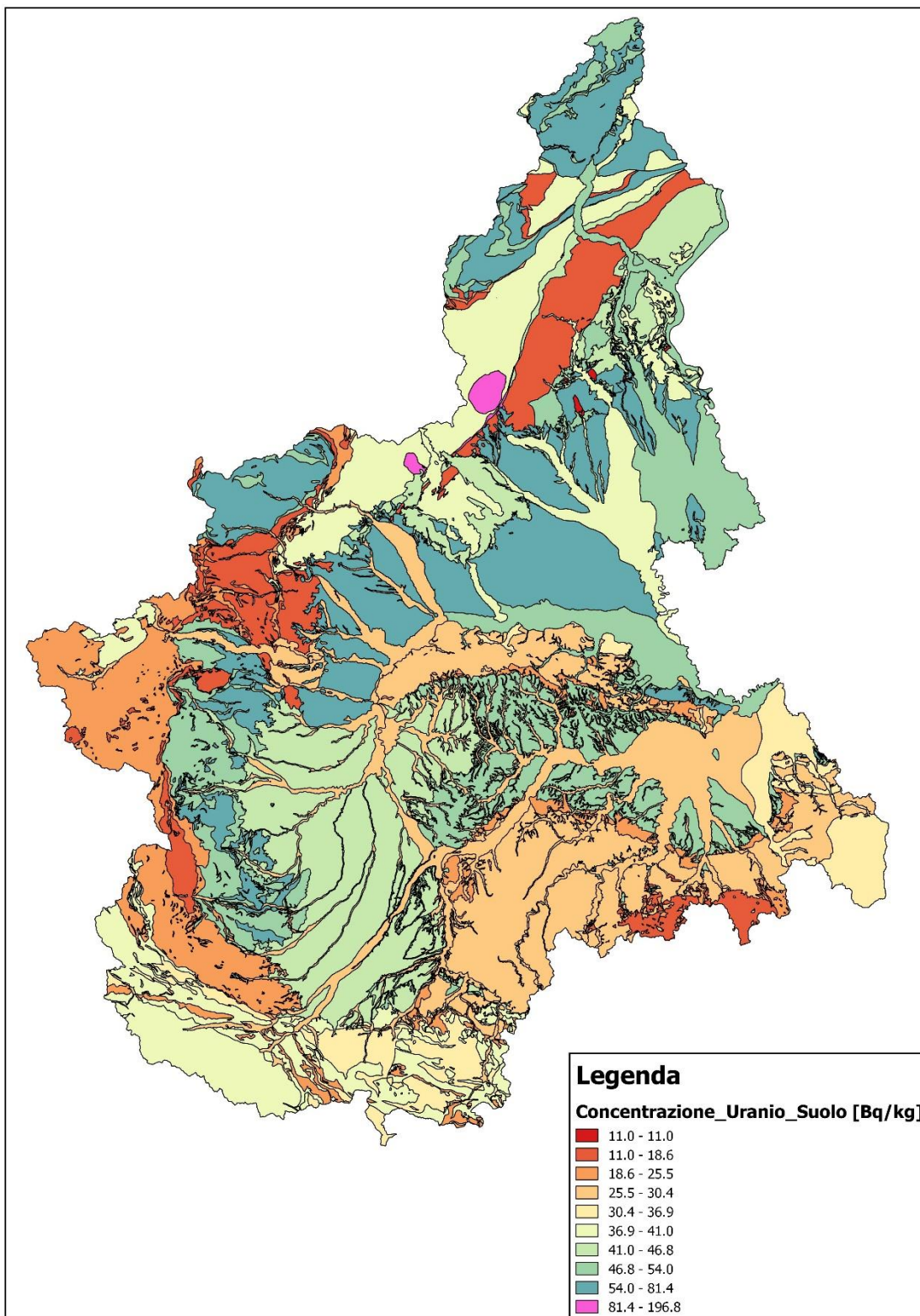


Figura 8 – Contenuto di uranio in funzione delle diverse classi di unità radiogeolitologiche



CONCLUSIONI

Questo studio ha evidenziato come il rapporto isotopico tra U-234 e U-238 nelle acque, sempre maggiore di uno, non dipende dal contenuto di uranio delle rocce componenti gli acquiferi, ma da altri parametri. Dalla letteratura la presenza di ioni carbonato può essere un veicolo alla maggiore presenza di U-234 e questo si riscontra sul territorio piemontese in quanto le rocce delle zone dell'alessandrino e dell'astigiano, sono ricche di carbonati. Possibili e necessari sviluppi del lavoro sono correlare i valori del rapporto con la reale concentrazione di carbonati nelle acque, facendo misure ad hoc sulle acque considerate e ampliare il set di dati, effettuando misure di uranio anche su acque non particolarmente ricche di radioattività naturale, quelle cioè per cui la concentrazione di attività alfa totale è risultata inferiore a 0,1 Bq/l.

Bibliografia

Sgorbati G., Forte M. et al, *Rilevazione delle concentrazioni di uranio 238 e radio 226 in acque destinate al consumo umano in Lombardia*, 1998.

Forte M., Rusconi R., Bellinzona S., Gallini R. et al., *Rapporto di indagine sul contenuto di radioattività naturale nelle acque di falda del distretto di Parabiago*.

Losana M.C., Bellotto B., Chiaberto E., Ghione M., Pesando M.C., Bellina L., Falletti P., Magnoni M., *La radioattività nelle acque potabili del Piemonte: risultati e possibili relazioni con aspetti geo-litologici*, 2021, Atti del Convegno Nazionale Airp, Roma 29 settembre-01 ottobre 2021.

Losana M.C., Magnoni M., Chiaberto E., Righino F., Serena E., Bertino S., Bellotto B., Tripodi R., Ghione M., Bianchi D., Merlano I., *Caratterizzazione dei livelli di radioattività naturale in un'acqua termale: il caso di Lurisia, 2006*, Terzo Convegno Nazionale Controllo ambientale degli Agenti Fisici: dal monitoraggio alle azioni di risanamento e bonifica, Biella 7-9 giugno 2006.

El-Sharkawy A., *$^{234}\text{U}/^{238}\text{U}$ activity ratios in groundwaters from two aquifers in Saudi Arabia, and correlation with water chemistry*, 2018, Journal of Radiation Research and Applied Sciences, Volume 11, Issue 4, October 2018, Pages 368-372.

Falletti P., Chiaberto E., Serena E., Prandstatter A., Tripodi R., Magnoni M., Cucchi A., *Radionuclidi naturali nelle rocce del Piemonte: verso la definizione del potenziale geogenico radon*, 2016, Atti sesto convegno nazionale degli agenti fisici, Alessandria giugno 2016.

Koide M., Goldberg E., *Uranium-234/uranium-238 ratios in sea water*, 1965, Progress in Oceanography, Volume 3, 1965, Pages 173-177.

Valutazione dell'andamento del fondo continuo in uno spettro gamma complesso per la determinazione dei limiti di rivelazione

Elio Tomarchio, Mariarosa Giardina, Pietro Buffa

Università degli Studi di Palermo, Dipartimento di Ingegneria, Viale delle Scienze, Edificio 6, 90128
Palermo (Italy)

elio.tomarchio@unipa.it

Riassunto

Nella valutazione della minima attività rivelabile (MDA, minimum detectable activity) per dato radionuclide in uno spettro gamma complesso, la determinazione dei conteggi di fondo da considerare nelle computazioni viene, a volte, complicata dalla presenza di molti picchi fotoelettrici che rendono l'andamento del fondo continuo estremamente variabile per i molteplici effetti di dispersione e fattori di interferenza. Ne consegue che la valutazione di MDA deve essere effettuata dopo l'analisi complessiva dello spettro gamma, per tenere conto dei contributi di tutte le emissioni gamma dei radionuclidi presenti in un dato campione. Per emissioni gamma di debole intensità, che non sono identificate a causa della sovrapposizione di altre manifestazioni, può verificarsi che il valore di MDA sia significativamente maggiore rispetto a quello determinato considerando il solo fondo dello strumento.

Poiché è comunque utile disporre di una procedura o algoritmo che consenta di determinare, di volta in volta, i valori di conteggio da utilizzare per il computo di MDA, in questo lavoro sono stati esaminati alcuni dei più recenti algoritmi proposti per la sottrazione del fondo, applicando essi in modo inverso, ossia per la valutazione del suo andamento in tutto il range energetico. Tra gli algoritmi esaminati, particolare attenzione è stata posta all'applicazione degli algoritmi SNIP (Statistical sensitive Non linear Iterative Peak clipping algorithm), che si mostrano tra i più semplici da adottare e implementare in una procedura applicativa. I risultati ottenuti nell'analisi di spettri gamma di test sono soddisfacenti e consentono di determinare in modo rapido i valori di MDA con le formulazioni riportate nelle norme ISO-11929.

INTRODUZIONE

L'analisi spettrometrica gamma con impiego di rivelatori a semiconduttori è una tecnica sempre più impiegata per applicazioni di varia natura, dal monitoraggio ambientale alla sorveglianza radioprotezionistica, dalla qualificazione degli alimenti alla caratterizzazione dei materiali, etc. Questo sviluppo è in parte dovuto alle sue caratteristiche intrinseche, alla risoluzione dei rivelatori, ormai disponibili a costi contenuti anche con elevata efficienza, alla disponibilità di codici di analisi automatica che ne rendono semplice l'utilizzo in numerose attività applicative e di ricerca scientifica.

Un parametro importante per l'analisi spettrometrica è la determinazione della Minima Quantità Rivelabile (Minimum Detectable Activity, MDA), ossia la più piccola quantità di un radionuclide che in una misura può essere distinta dal fondo con un certo grado di confidenza. A tale scopo è necessaria la conoscenza dei principali parametri di misura, quali l'andamento della curva di efficienza e la determinazione di un pertinente conteggio di "fondo". Con questo termine si intende la base continua (*baseline*) cui sono sovrapposti i picchi fotoelettrici, dovuta principalmente a interazioni Compton di fotoni gamma di energia più elevata, fotoni diffusi dai materiali presenti, all'incompleta raccolta della carica nel rivelatore e altri fattori esterni, come emissioni da radionuclidi nell'ambiente, raggi cosmici, rumore da componenti elettroniche, etc.

Generalmente la MDA è una grandezza valutabile "a priori" [Currie, 1968; De Geer, 2004], tramite la misura di un "bianco", ossia una matrice avente le stesse dimensioni, composizione e densità del campione in esame in cui non è significativa l'attività del radionuclide di interesse. Tuttavia, il valore di MDA così valutato non sempre può essere adottato per tutte le misure a causa della variabilità delle varie componenti e del fondo stesso. In misure di routine, spesso caratterizzate da modeste quantità di radioattività nel campione, il valore di MDA sostanzialmente non varia in quanto non si modifica significativamente il fondo della misura: viceversa, in misure spettrometriche di campioni variamente composti, il valore di MDA può essere influenzato in

modo rilevante dalle attività radionuclidiche nel campione e delle varie componenti (continue e fotoelettriche) ad esse associate. Per spettri abbastanza complessi si può essere interessati a valutare la MDA anche all'interno di multipletti composti da fotopicchi più o meno sovrapposti. Si ritiene pertanto opportuno e utile disporre di semplici e adatti algoritmi di calcolo che possano fornire l'andamento del fondo atto a valutare il valore di MDA per dato radionuclide in ogni misura spettrometrica.

Negli ultimi decenni sono stati diversi gli algoritmi proposti per la valutazione dell'andamento del fondo gamma, anche se la maggior parte è orientata alla sottrazione del fondo stesso per ottimizzare la procedura di ricerca automatica dei picchi gamma. Una rassegna sintetica ma anche ricca di dettagli sui principali metodi di sottrazione del fondo è data in [Li et al., 2019], distinguendo i diversi algoritmi per la metodica impiegata (uso di curve di fitting di tipo polinomiale, adozione di filtri basati su diverse forme d'onda, ricerca e raccordo dei minimi locali, smoothing dei dati spettrometrici, etc.).

Alcune delle tecniche di valutazione del fondo erano state già analizzate in un precedente lavoro [Tomarchio, 2006b] per verificare l'affidabilità delle procedure. I risultati erano accettabili per spettri relativamente semplici, ossia con picchi isolati e distanziati, mentre, in casi complessi con presenza di multipletti, non erano affidabili. Non essendo identificabile un metodo valido e applicabile a tutte le situazioni, si era assunta come rappresentativa del fondo nell'area di picco la stessa funzione integrale esponenziale adottata per la componente continua nella procedura di fitting dei fotopicchi, rendendo pertanto necessaria una ricerca preventiva per la identificazione dei relativi centri.

Assumendo come obiettivi principali la semplicità di uso e la riduzione del numero dei parametri da introdurre dall'esterno, nonché la implementabilità nei più comuni software di analisi, sono stati considerati altri algoritmi, valutandone vantaggi e svantaggi con riferimento alla complessità degli spettri. Tra quelli esaminati, particolare interesse è stato rivolto alle tecniche SNIP (Sensitive Non linear Iterative Peak-clipping) per la loro facile applicabilità e implementabilità con i software commerciali.

L'algoritmo SNIP, proposto inizialmente in [Ryan et al., 1988], è considerato il metodo più efficiente per la sottrazione del fondo al fine di ottimizzare la ricerca dei centri dei fotopicchi presenti in uno spettro gamma. In questo lavoro viene applicato in modo inverso, ossia per la valutazione dell'andamento del fondo in tutto il range energetico. Il risultato della valutazione dipende sensibilmente dal parametro rappresentativo della larghezza di una regione dello spettro con picchi fotoelettrici e il risultato può essere notevolmente diverso in relazione ai diversi valori assunti [Ryan et al., 1998]. Per tale motivo, sono stati proposti diversi miglioramenti quasi tutti riguardanti la variabilità della larghezza della regione di picco in relazione ai parametri di calibrazione [Morhac et al., 2008, 2009; Shi et al., 2018; Ge et al., 2019].

In questo lavoro, dopo una breve descrizione della tecnica iterativa SNIP, sono presentate alcune applicazioni dell'algoritmo prendendo in considerazione vari spettri gamma realizzati in diverse condizioni. I risultati ottenuti hanno confermato la bontà e l'affidabilità della tecnica che pertanto viene proposta per la valutazione del fondo, utile per il calcolo del valore di MDA per dato radionuclide anche in uno spettro abbastanza complesso.

MATERIALI E METODI

La procedura SNIP consiste in una approssimazione iterativa del contenuto di un canale dello spettro gamma con sostituzione successiva del minimo tra il valore medio dei contenuti dei canali adiacenti e quello del canale di riferimento.

Come la maggior parte degli algoritmi, per diminuire l'influenza delle fluttuazioni statistiche e per tenere conto anche di deboli manifestazioni nello spettro gamma, i dati sperimentali, ossia il canale e il contenuto dello stesso (i, y_i), sono trasformati tramite un operatore LLS (due operatori log più operatore radice quadrata), in un dato (i, z_i) con la relazione

$$z_i = \ln(\ln(\sqrt{y_i + 1} + 1) + 1) \quad (1)$$

Pertanto, oltre al vettore dei dati sperimentali

$\mathbf{Y}(y_1, y_2, y_3, \dots, y_{i-1}, y_i, y_{i+1}, \dots, y_{N-1}, y_N)$ con N numero massimo di canali.

è disponibile un vettore di lavoro

$\mathbf{Z}(z_1, z_2, z_3, \dots, z_{i-1}, z_i, z_{i+1}, \dots, z_{N-1}, z_N)$.

Per tenere conto della variabilità delle zone dello spettro, tra quelle caratterizzate quasi esclusivamente dal fondo e quelle contraddistinte dalla presenza di uno o più fotopicchi (ROI, Region Of Interest), occorre identificare queste ultime cui applicare la procedura iterativa. Diverse metodiche consentono di individuare i canali di inizio e fine di una ROI e, anche in assenza di una curva di calibrazione, di determinare il parametro rappresentativo della larghezza dell'intera regione.

Poiché la larghezza delle ROIs è un parametro, come si vedrà, determinante per la bontà del risultato finale dell'algoritmo SNIP, per la sua determinazione si può usare un adatto filtro "ad area zero" di varia forma (triangolare, gaussiano, rettangolare, etc.). In questo lavoro è utilizzato un filtro rettangolare la cui descrizione matematica può essere formulata come segue [Quintana et al., 1998]

$$F_{d,i} = \sum_{j=i-\frac{3}{2}n}^{j=i+\frac{3}{2}n-1} c_j \cdot y_j \quad \text{con} \quad c_j = \begin{cases} -1, & \text{per } i - \frac{3}{2}n \leq j < i - \frac{n}{2} \\ +2, & \text{per } i - \frac{n}{2} \leq j < i + \frac{n}{2} \\ -1, & \text{per } i + \frac{n}{2} \leq j < i + \frac{3}{2}n \end{cases} \quad (2)$$

con $n = 2 * \text{INT}(FWHM(i) + 1)$, avendo indicato con $FWHM(i)$ la "Full Width at Half Maximum" al canale i . Si è in presenza di una regione con un probabile fotopicco se risulta

$$\frac{F_{d,i}}{\sigma(F_{d,i})} > \delta \quad (3)$$

con δ un adatto valore di soglia (generalmente selezionabile in un intervallo 0÷4) e $\sigma(F_{d,i})$ la standard deviation valutata applicando la propagazione degli errori come

$$\sigma(F_{d,i}) = \sqrt{\sum_{j=i-\frac{3}{2}n}^{j=i+\frac{3}{2}n-1} c_j \cdot c_j \cdot y_j} \quad (4)$$

L'applicazione del filtro in alcuni casi può non essere sufficiente, in particolare in presenza di multipletti complessi. In questi casi la procedura di selezione delle ROIs può essere integrata con quella generalmente utilizzata per la ricerca dei fotopicchi e basata sullo studio della derivata prima. Noto l'andamento della curva di calibrazione in $FWHM(i)$ si possono confrontare, canale per canale, i valori della derivata prima y'_i con un valore di soglia data dal prodotto della radice quadrata di y_i per un fattore f_i

$$y'_i \geq f_i \sqrt{y_i} \quad \text{ove} \quad f_i = s \left[1 - 0,3 \frac{FWHM(0) - FWHM(i)}{FWHM(0)} \right]^{-1} \quad (5)$$

in cui la scelta del valore di s , detto fattore di sensibilità, è importante per il riconoscimento di piccole manifestazioni dello spettro. Verificandosi la relazione (5), si possono individuare i canali i' e $i'+1$ ove si realizzano le condizioni indicative della presenza di un fotopicco

$$y'_{i'} > 0 \quad e \quad y'_{i'+1} < 0 \quad (6)$$

e determinare un valore di un ipotetico centro al canale

$$i_0 = \frac{y'_{i'}}{y'_{i'} - y'_{i'+1}} + i' \quad (7)$$

Completata la ricerca dei centri dei picchi in una zona di interesse, la procedura prevede il raggruppamento in una unica ROI dei centri che distano l'uno dall'altro meno di 5 FWHM(i), in quanto considerati parzialmente sovrapposti. I canali compresi nell'intervallo $\pm 2,5$ FWHM(i) attorno al canale i_0 , rappresentativo del centro di un fotopicco, sono considerati appartenenti a una ROI. I canali estremi dell'intervallo rappresentano i limiti del gruppo e la loro distanza in termini numerici rappresenta la larghezza w_i da considerare unitariamente per tutti i canali della regione. Il risultato finale conduce alla individuazione di alcune ROIs rappresentative con elevata probabilità di una regione con presenza di fotopicchi mentre altre sono rappresentative del solo fondo, informazioni che possono essere codificate in un altro vettore ausiliario

$$\mathbf{R}(0,0,0, \dots, w_1, w_1, w_1, \dots, 0,0, \dots, w_h, w_h, w_h, \dots, w_t, w_t, w_t, \dots, 0,0,0)$$

ove 0 è assegnato a un canale del fondo e w_h la larghezza della h -esima ROI tra quelle individuate. Il parametro rappresentativo della larghezza della regione m , può quindi essere valutata tramite la w_h , larghezza della ROI, come

$$2m + 1 = w_h \quad (8)$$

con $h=1, \dots, q$, se q sono le ROIs individuate. La larghezza della ROI può essere posta in relazione alla FWHM relativa al canale di interesse tramite un opportuno fattore di proporzionalità t [Shi et al., 2018] che assume generalmente valori maggiori di 2 e in questo lavoro – come sopra specificato - è posto pari a 2,5. Stabilito il valore di m per ciascuna ROI, si procede con le iterazioni computando il valore z_i per la p -esima iterazione tramite l'espressione:

$$z_i^{(p)} = \begin{cases} \min \left\{ z_i^{(p-1)}, \left[\frac{z_{i+p}^{(p-1)} + z_{i-p}^{(p-1)}}{2} \right] \right\} & \text{per } p \leq r_i \\ z_i^{(p-1)} & \text{in altri casi} \end{cases} \quad \text{con } p \in [1, m] \quad (9)$$

ove p aumenta in modo iterativo da 1 al valore m (o da m al valore 1) e r_i è l'elemento del vettore \mathbf{R} . Una volta ottenuto il valore z_i' finale, il corrispondente valore b_i è computato con l'antitrasformazione

$$b_i = (\exp(\exp(z_i') - 1) - 1)^2 - 1 \quad (10)$$

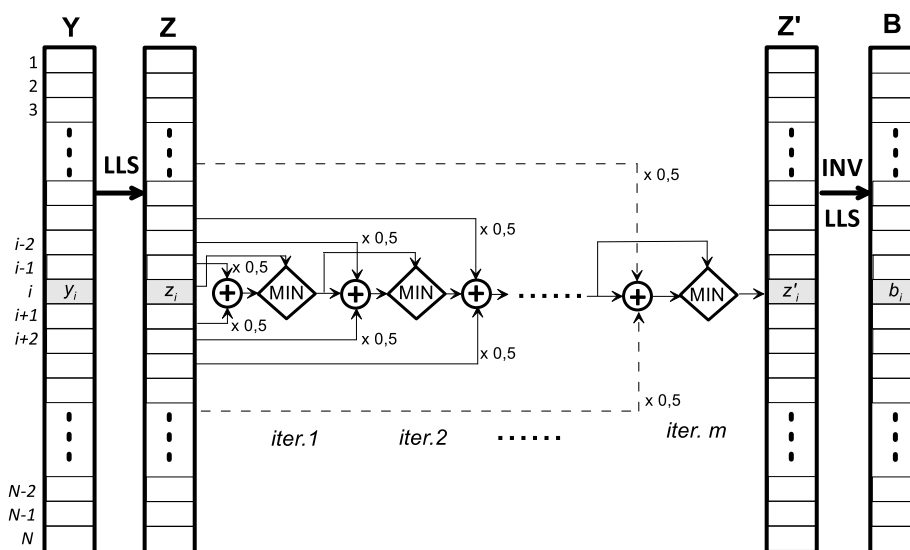
Il cui andamento può essere assunto come rappresentativo del "fondo" (a costituire un quarto vettore di lavoro \mathbf{B}). Se ritenuto utile per una attenuazione delle fluttuazioni statistiche anche dei dati sperimentali, i valori b_i possono essere soggetti a un ulteriore processo di smoothing.

In alcune situazioni può essere utile introdurre un ulteriore test per interrompere il processo iterativo quando il valore di fondo calcolato nella p-esima iterazione rispetto al valore della precedente differisce di un fattore percentuale ε piccolo quanto si vuole [Shi et al., 2018]

$$(B_i^p - B_i^{p-1})/B_i^p \leq \varepsilon\% . \quad (11)$$

In (fig. 1) è riportata una rappresentazione grafica della procedura iterativa SNIP e della sua implementazione con i quattro vettori utilizzati.

Figura 1 – Diagramma funzionale della procedura iterativa.



Rappresentazione schematica della procedura iterativa SNIP e vettori utilizzati per le computazioni.

Per lo studio e applicazione dell' algoritmo SNIP sono stati considerati alcuni spettri gamma realizzati con campioni di diversa natura, condizioni sperimentali differenti e i rivelatori elencati in (tab.1). La varietà dei rivelatori, per le caratteristiche e gli ambiti applicativi, ci sembra possa costituire una base di test sufficientemente valida per la valutazione dell'applicazione della metodica.

Tabella 1 – Rivelatori considerati.

Denominazione	Tipologia	Efficienza relativa (%)	FWHM
ORTEC GEM 50195S	HPGe tipo p	60%	796 eV a 122 keV, ⁵⁷ Co 1,72 keV a 1332 keV, ⁶⁰ Co
ORTEC GEM 18180	HPGe tipo p	18%	825 eV a 122 keV, ⁵⁷ Co 1,8 keV a 1332 keV, ⁶⁰ Co
ORTEC GLP 36445/07-S	HPGe Planare	-	440 eV a 5,9 keV, ⁵⁵ Fe 620eV a 122 keV, ⁵⁷ Co
ORTEC GEM 15P4-70	HPGe tipo p	15%	651 eV a 122 keV, ⁵⁷ Co 1,64 keV a 1332 keV, ⁶⁰ Co

In ultimo, per il calcolo della MDA può essere utilizzata la relazione nella forma elaborata da [Done et al., 2016] con riferimento allo standard ISO-11929, avendo indicato con B l'area di fondo sottesa al picco di interesse e k un valore relativo all'intervallo di confidenza scelto. Considerando

la formulazione “*no-peaked background*”, essendo l’andamento di fondo privo di manifestazioni fotoelettriche, si ha che

$$MDA_{ISO11929} = \omega \frac{k^2 + 2k\sqrt{2B}}{1 - k^2 \text{var}(\omega)} \quad (12)$$

con $\omega = \varepsilon(E) I(E) T_b$, $\varepsilon(E)$ efficienza fotoelettrica (FEPE, Full-Energy-Peak Efficiency), $I(E)$ intensità di emissione per l’energia E del radionuclide per cui si vuole calcolare la MDA, T_b il tempo attivo di conteggio. La varianza di ω si può facilmente calcolare tenendo conto con la propagazione degli errori delle incertezze sui valori della FEPE e dell’intensità di emissione della riga gamma di riferimento, riportata nelle librerie di dati radionuclidici (Bè, 2008). Assumendo $k = 1,645$ (intervallo di confidenza 2σ) si ottiene inoltre la relazione

$$MDA_{ISO11929} = \omega \frac{2,71 + 4,65\sqrt{B}}{1 - 2,71 \text{var}(\omega)} \quad (13)$$

simile a quella proposta da [Currie, 1968] per misurazioni “paired”, ossia effettuate per lo stesso tempo di conteggio per il campione e il “bianco”, fatta eccezione per l’introduzione della varianza del parametro ω . La relazione viene modificata infine accettando il suggerimento di [Brodsky, 1986] di sostituire il valore 2,71 con 3 e calcolando il valore di fondo B in un intervallo canali di 2,5 FWHM ($\pm 1,25$ FWHM) attorno al canale corrispondente all’energia E o nel caso non si disponga di una curva di calibrazione in un intervallo di almeno $2m+1$ canali.

RISULTATI E DISCUSSIONE

L’algoritmo è stato testato scrivendo in VISUAL BASIC alcune routines implementate in un foglio di calcolo EXCEL. Il valore del parametro rappresentativo m è particolarmente critico per i risultati del processo iterativo. Un valore m piuttosto piccolo rispetto alla FWHM fa sì che il fondo venga sopravvalutato e di conseguenza aumenti il valore di MDA, mentre un valore di m troppo grande introduce distorsioni nell’andamento del fondo. Se la curva di calibrazione in FWHM è nota, il valore di m può essere posto pari al valore di circa 1,25 FWHM, fatta eccezione per multipletti, in caso contrario il valore m deve essere valutato dalla larghezza delle ROIs come definite dalla procedura di identificazione delle stesse. In (fig.2) è rappresentata, a titolo di esempio, la variazione dell’andamento del fondo per un picco di calibrazione a 1332 keV del ^{60}Co al variare del valore m . Si nota che i valori di m da 4 fino a 12 sono piccoli per la zona di spettro di interesse e pertanto l’andamento del fondo risulta più o meno non adatto. Se il valore di m viene incrementato, l’algoritmo riesce a definire sempre meglio l’andamento del fondo fino al valore $m=14$ (per $m=16$ non si modifica significativamente) che, anche in relazione al valore di FWHM, è il dato pertinente la regione in esame.

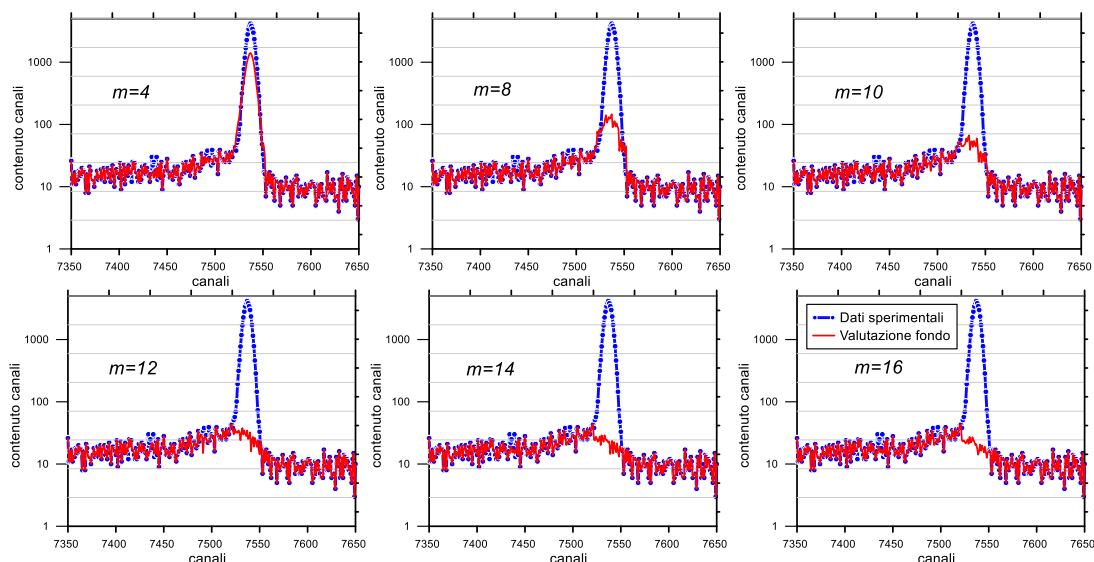
In (fig. 3) è invece rappresentato un multipletto composto in cui la definizione della regione di picco è stata realizzata impiegando sia il filtro digitale che la procedura di ricerca dei centri sopra indicata. Mentre il filtro non riesce ad identificare con accuratezza i limiti della regione, con la seconda procedura sono state identificate più regioni con multipletti più o meno complessi, con valori di $m=18$, $m=24$ o $m=30$ da porre a confronto con il valore per un singolo fotopicco, $m=7$ o $m=8$ per i diversi range energetici considerati.

In (fig.4) è riportato, sempre a titolo di esempio, il confronto tra l’andamento del fondo e quello di uno spettro rilevato su un filtro di particolato atmosferico misurato con il rivelatore planare GLP particolarmente adatto per la misura di fotoni di bassa energia [Cannizzaro et al., 2001]. La presenza di ^7Be nella misura del filtro di particolato modifica la MDA del ^{210}Pb all’energia di 46,5 keV del 38%, confermando l’influenza già evidenziata in [Cannizzaro et al., 1999].

Nella (fig.5) sono riportati in corrispondenza gli andamenti di tre spettri misurati nelle stesse condizioni con un rivelatore ORTEC GEM50195S di tipo “low-background” adottato per la

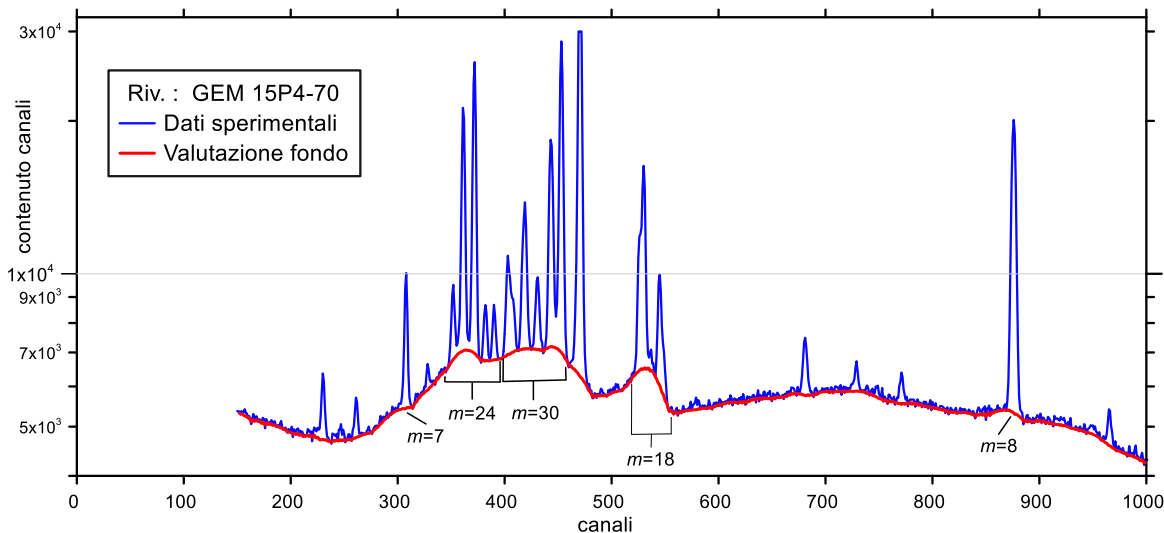
realizzazione di un sistema di misura a bassissimo fondo [Cannizzaro et al., 1997]. Sono riportati tre tra gli spettri impiegati per la caratterizzazione di un sistema per la misura di campioni ambientali a basso fondo [Tomarchio, 2006a]. Il primo spettro è quello del fondo del sistema, il secondo è relativo alla misura di un beaker Marinelli riempito con acqua prelevata da un sistema pubblico di distribuzione e il terzo di un filtro di particolato atmosferico misurato dopo un breve periodo di attesa. Nella stessa figura sono riportati gli andamenti delle valutazioni di fondo, dal cui esame si può valutare un incremento della MDA nella zona del ^{137}Cs del 4% per il beaker Marinelli e dell'8% per il filtro rispetto al solo fondo, e nella zona a bassa energia (con riferimento all'energia 122 keV) le variazioni sono dell'ordine del 4,5% e 12% rispettivamente.

Figura 2 – Variazione del fondo con il valore di m .



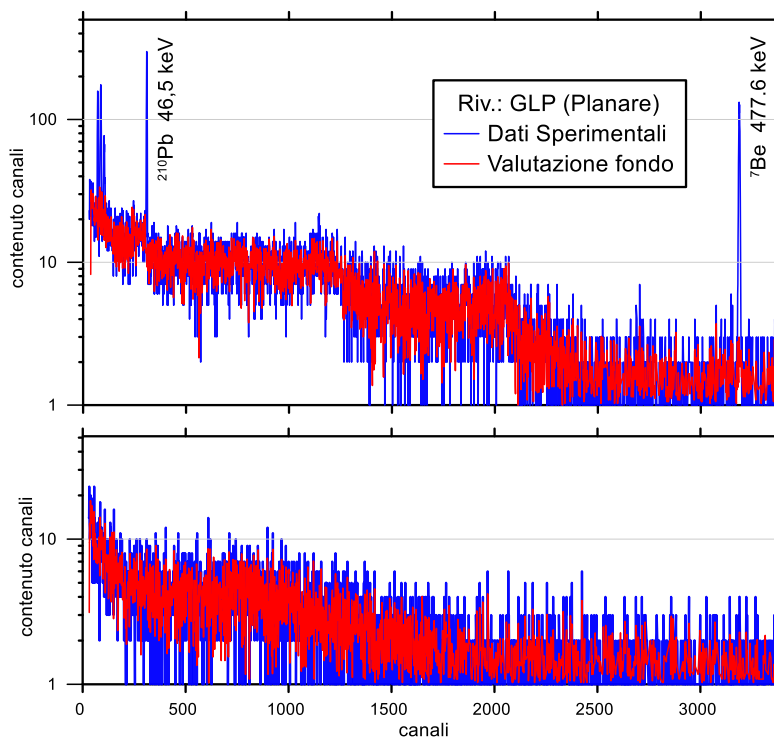
Rappresentazione della variazione dell'andamento del fondo in funzione della variabile m . Fotopicco a 1332 keV del ^{60}Co . Valori dell'andamento del fondo non sottoposti a smoothing.

Figura 3 – Andamento del fondo in uno spettro gamma di un campione con radioattività naturale.



Rappresentazione dell'andamento del fondo gamma in uno spettro di un campione con radioattività naturale. Tempo di conteggio: 3000s attivi.

Figura 4 – Spettro di un filtro di particolato atmosferico a confronto con un “bianco” . .



Confronto tra gli andamenti del fondo per gli spettri rilevati su un filtro di particolato atmosferico e quello dal campione “bianco”. Tempi di conteggio per entrambi gli spettri: 80.000s attivi.

Si deve far notare che nella (fig.5) l’andamento del fondo in corrispondenza del fotopicco di annichilazione a 511 keV, presenta in tutti gli spettri una debole manifestazione di tipo gaussiana dovuta alla maggiore larghezza del picco di annichilazione rispetto al valore di calibrazione in FWHM, e pertanto il valore di m per l’analisi di routine risulta sempre sottostimato.

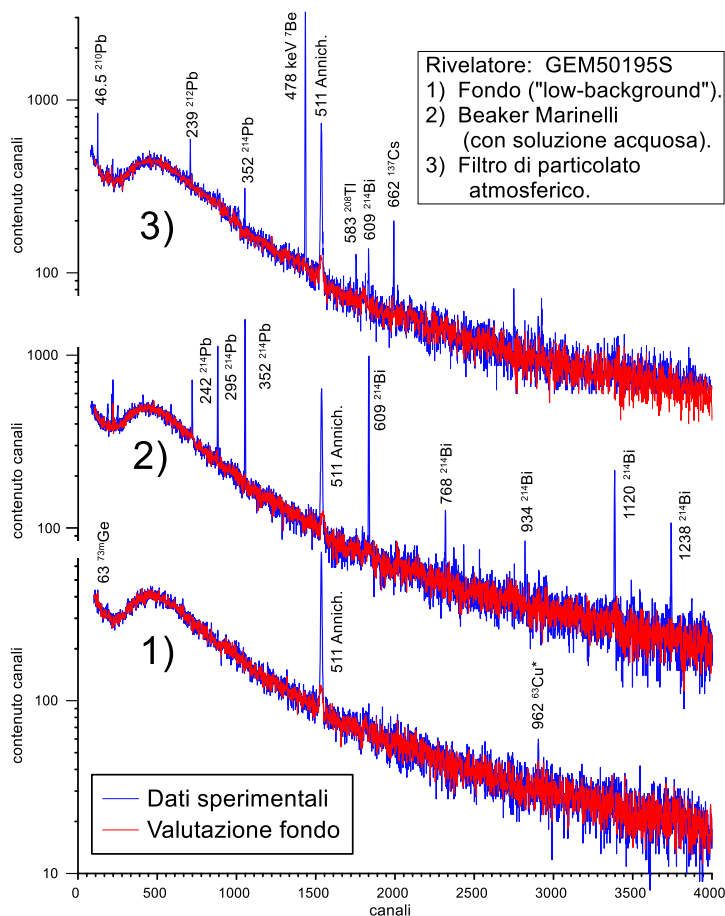
Infine, per un confronto, è stata considerata in (fig.6) la stessa porzione di spettro riportata in [Tomarchio, 2006b], relativa a un filtro di particolato atmosferico prelevato il 3 maggio 1986 e misurato con il rivelatore ORTEC GEM18180 nello stesso mese di maggio 1986, contenente molti fotopicchi relativi ai radionuclidi presenti nella nube radioattiva proveniente da Chernobyl [Cannizzaro et al., 1994]. L’andamento di (fig. 6) è sicuramente più aderente alla realtà sperimentale rispetto alla precedente applicazione della funzione integrale esponenziale con parametri ottenuti tramite complesse operazioni di fitting dei fotopicchi [Tomarchio, 2006b].

CONCLUSIONI

La valutazione dell’andamento del fondo costituisce un passo importante nell’analisi di uno spettro gamma, sia per l’identificazione dei picchi presenti sia per una corretta valutazione della MDA. La procedura iterativa di tipo SNIP si è dimostrata efficace e di facile applicabilità ai dati sperimentali di uno spettro gamma di qualsivoglia complessità oltre a consentire una facile implementazione in un software commerciale quali quelli già disponibili per l’analisi degli spettri gamma.

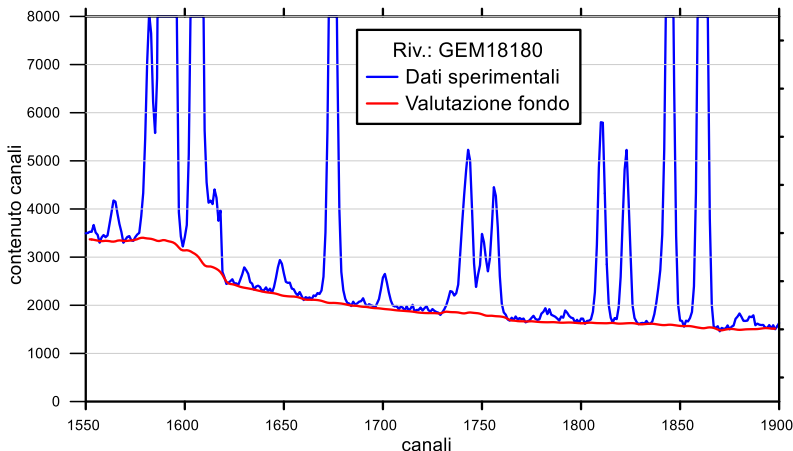
Particolare attenzione deve essere posta ai criteri di selezione del parametro che definisce le diverse finestre operative, correlando la sua variabilità con la curva di calibrazione della FWHM e/o con il numero di componenti un multipletto complesso. La corretta adozione dei parametri di analisi, con le adatte modalità operative di selezione delle regioni di picco e determinazione del parametro m , conducono a risultati affidabili in tutto il range energetico.

Figura 5 – Confronto tra spettri di fondo, beaker Marinelli con acqua e un filtro di particolato atmosferico.



Confronto tra gli andamenti del fondo elaborato per il rivelatore ORTEC GEM 50195S di tipo "low-background", con criostato in configurazione HJ e schermo a basso fondo [Cannizzaro et al, 1997], utilizzato sia per il fondo che per un beaker Marinelli con acqua prelevata del sistema di fornitura pubblico e un filtro di particolato atmosferico misurato con breve periodo di tempo di attesa dall'estrazione. Tempi di conteggio per tutti gli spettri: 500.000s attivi.

Figura 6 – Porzione di spettro di un filtro di particolato raccolto durante l'evento di Chernobyl.



Porzione dello spettro gamma di un campione di particolato atmosferico prelevato a Palermo il 3 maggio 1986 e misurato in data 21 maggio 1986 (per confronto con [Tomarchio, 2006b]). Tempo di conteggio: 7900s attivi.

Pur essendo originariamente orientata alla ottimizzazione della procedura di ricerca dei fotopicchi, sottraendo ai dati sperimentali i valori di fondo così determinati, l'applicazione della stessa procedura per la valutazione della MDA per dato radionuclide, in uno spettro più o meno complesso e per ogni range energetico di interesse, consente di ottenere in breve tempo indicazione sulla sensibilità delle misurazioni spettrometriche con impiego di algoritmi semplici.

Bibliografia

- Bè M.M., Dulieu C., Chisté V., *NUCLÉIDE-LARA - Library for alpha, X and gamma emissions*, Rapport CEA-R-6201 (2008). Disponibilità on-line verificata in data 08 settembre 2022.
- Brodsky A., *Accuracy and Detection Limits for Bioassay Measurements in Radiation Protection Statistical Considerations*, u.s. Nuclear Regulatory Commission, NUREG-1156 (1986).
- Cannizzaro F., Greco G., Raneli M., Spitale M.C., Tomarchio E., *Determination of radionuclide concentrations in the air of Palermo from the Chernobyl accident to December 1992*, Nucl. Geophysics, Vol. 8/4, pp.373-388, (1994).
- Cannizzaro F., Greco G., Raneli M., Spitale M.C., Tomarchio E., *Study of background characteristics of a low-level HPGe spectrometer with passive shielding in various configuration*, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, Vol. A390, pp. 167-174, (1997).
- Cannizzaro F., Greco G., Raneli M., Spitale M.C., Tomarchio E., *Determination of ^{210}Pb concentration in the air at ground-level by gamma-ray spectrometry*, Applied Radiation and Isotopes, Vol.51, N.2, pp. 239-245, (1999).
- Cannizzaro F., Greco G., Raneli M., Spitale M.C., Tomarchio E., *A low-level spectrometer with a planar low-energy HPGe: shielding arrangement tests and system performance for ^{210}Pb determination in air filter samples*”, Applied Radiation and Isotopes, Vol.55/1,pp.129-133, (2001).
- Currie L.A., *Limits for qualitative detection and quantitative determination*, Analytical Chemistry, Vol. 40, p. 586, (1968).
- De Geer L.E., *Currie detection limits in gamma-ray spectroscopy*, Applied Radiation and Isotopes, Vol. 61, pp. 151-160, (2004).
- Done L., Loan R-R., *Minimum Detectable Activity in gamma spectrometry and its use in low level activity measurements*, Applied Radiation and Isotopes 114, pp. 28-32, (2016).
- Li F, Gu Z., Ge L., Li H., Tang X., Lang X., Hu B., *Review of recent gamma spectrum unfolding algorithms and their application*, Results in Physics, 13 (2019) 102211.
- Ge L., Li H., Tang C., Li F., Zhu K., Yang J., *An improved SNIP denoising algorithm applied in EDXRF*, Journal of Physics: Conference Series 1423 (2019) 012052.
- Morhac M., Matousek V., *Peak Clipping Algorithms for Background estimation in spectroscopic data*, Applied Spectroscopy, Vol. 62, N.1, pp. 91-106, (2008).
- Morhac M., *An Algorithm for determination of peak region and baseline elimination in spectroscopic data*, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, Vol. A600, pp. 478-487, (2009).
- Quintana B., Fernandez F., *Continuous component determination in γ -ray spectra*, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, Vol. A411, pp. 475-493, (1998).
- Ryan C.G., Clayton E., Griffin W.L., Sie S.H., Cousens D.R., *SNIP, a statistics-sensitive background treatment for the quantitative analysis of PIXE spectra in geoscience applications*, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, Section B, vol 34/3, pp. 396-402, (1988).
- Shi R., Tuo X., Zheng H., Yao X., Liu Y., Shi F., *Step-approximation SNIP background-elimination algorithms for HPGe gamma spectra*, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, Vol. A885, pp. 60-66, (2018).
- Tomarchio E., *Environmental Sample Measurements With Low-background Gamma-ray Spectrometric Systems*, Proceedings Second European IRPA Congress on Radiation Protection, 15-19 May 2006, Paris, France. <http://www.colloquium.fr/06IRPA/CDROM>. (2006a)
- Tomarchio E., *Determinazione dell'andamento della componente continua in uno spettro gamma per la valutazione della minima quantità rivelabile*, Atti del XXXIII Congresso Nazionale di Radioprotezione, AIRP, Torino, 20 - 23 settembre 2006 ISBN 88-88648-05-4.(2006b).

Misure di radon indoor in due aree della Campania

Addonizio P.¹, Buccheri G.¹

¹ INAIL - Unità Operativa Territoriale di Certificazione, Verifica e Ricerca di Napoli - Via Nuova Poggioreale (angolo S. Lazzaro) - Complesso INAIL, Edificio 11 - 80143 Napoli

g.buccheri@inail.it

ABSTRACT

Il presente lavoro riporta i risultati di alcune misure di concentrazione di radon indoor condotte in due aree della Campania con diverse caratteristiche geologiche. La prima area di indagine è Napoli, dove il substrato è formato da rocce vulcaniche alcaline e dove molti edifici sono costruiti in tufo vulcanico. La seconda area di indagine è situata nel territorio di Montesano sulla Marcellana e dintorni (in provincia di Salerno), dove il substrato geologico è caratterizzato da rocce permeabili calcaree e dolomitiche, con un bacino idrogeologico molto ricco e dove le case sono costruite in cemento o persino nelle stesse rocce.

Questa attività di ricerca e monitoraggio è condotta dall'Unità Operativa Territoriale di Certificazione, Verifica e Ricerca dell'INAIL di Napoli attraverso l'uso di un radonometro portatile Alphaguard, che permette la determinazione in continuo della concentrazione di radon insieme ai parametri atmosferici (temperatura, umidità relativa, pressione). Le misure durano una settimana e vengono effettuate sia in locali sotterranei che al piano terra, dove si presumono concentrazioni di radon più elevate, con l'obiettivo di valutare e gestire il rischio da radon nei luoghi di lavoro.

L'attività di monitoraggio in continuo delle variazioni di concentrazione di radon indoor permette di discriminare come essa vari durante le ore del giorno e della notte, e secondo gli orari di apertura dei negozi: i valori più alti di concentrazione di radon corrispondono generalmente alle prime ore del mattino, probabilmente per via dell'effetto camino. I risultati hanno confermato l'importanza della ventilazione nella riduzione della concentrazione di radon negli ambienti indoor e mostrano un'attesa prevalenza della presenza di radon nell'area urbana di Napoli in confronto all'area di Montesano sulla Marcellana.

Partendo dai risultati di questa indagine, l'INAIL ha anche il compito di informare i lavoratori e i datori di lavoro interessati circa il rischio associato all'esposizione a radon nei luoghi di lavoro da loro frequentati e circa le soluzioni che potrebbero essere adottate per ridurre tale rischio, in accordo con le leggi vigenti.

INTRODUZIONE

Il radon è la fonte più importante di radiazioni ionizzanti legate alla qualità dell'aria negli ambienti indoor, e il suo effetto più importante sulla salute è l'aumento del rischio di cancro ai polmoni. La Direttiva Europea 2013/59/EURATOM sull'esposizione umana alle radiazioni naturali (recepita in Italia con il Decreto Legislativo 101/2020) ha incoraggiato i piani d'azione nazionali al fine di identificare la concentrazione media annua di radon in un numero significativo di edifici, modificando i limiti nazionali e proponendo azioni di bonifica.

È noto che la concentrazione di radon negli ambienti indoor è influenzata sia dalla sorgente (ovvero dalla geologia del territorio su cui sono situati i locali indagati) che dai materiali da costruzione utilizzati. Il radon penetra negli edifici risalendo dal suolo per via dell'effetto camino attraverso le fessure e le giunture che possono trovarsi sulle pareti degli edifici o sui pavimenti, o attraverso le stesse tubazioni. Anche i parametri climatici esterni (temperatura esterna, velocità del vento, ecc.) influenzano la risalita di radon dal suolo. Per tutte queste ragioni, la presenza di

radon in un determinato locale può variare fortemente nell'ambito della stessa giornata (tra giorno e notte) nonché da stagione a stagione (Trevisi et al., 2013).

Da quanto esposto, si evince come i locali sotterranei o al piano terra siano molto interessati da questo fenomeno. Va anche precisato che parte del gas può derivare dai materiali da costruzione, che solitamente rivestono un ruolo secondario rispetto al suolo. Nell'area urbana di Napoli, però, dove molti edifici sono costruiti in tufo, i materiali da costruzione possono rappresentare, specialmente ai piani alti di un edificio, la fonte principale di radon (Trevisi et al., 2013) (Tuccimei et al., 2009). Va inoltre ricordato che, nonostante il radon sia moderatamente solubile in acqua, anche l'acqua domestica potrebbe rappresentare una fonte di radon, anche se di minore rilievo poiché l'acqua fornita dalla rete pubblica, durante i trattamenti di potabilizzazione e durante il trasporto, subisce un rimescolamento tale da favorire l'allontanamento del radon dall'acqua stessa (Trevisi et al., 2013).

MATERIALI E METODI

Nell'ambito dell'attività di tutela della salute e della sicurezza dei lavoratori, l'INAIL-UOT CVR Napoli sta conducendo un'attività di ricerca e monitoraggio con finalità di screening in due aree della Campania che potrebbero mostrare maggiori livelli di concentrazione di radon indoor: Napoli e Montesano sulla Marcellana (Provincia di Salerno).

Nel caso dell'area urbana di Napoli, infatti, oltre ad un substrato caratterizzato dalla presenza di vulcaniti alcaline, si può constatare la presenza di edifici costruiti in tufo che spesso ospitano attività commerciali anche nei locali sotterranei. Le misure hanno finora riguardato edifici situati in diversi quartieri (sia al centro che in periferia, anche per consentire un confronto tra le diverse aree): Chiaiano, Capodimonte, Centro Storico, Quartieri Spagnoli, Riviera di Chiaia, Ponti Rossi. Nel caso di Montesano sulla Marcellana, oltre al carsismo che interessa i rilievi carbonatici del Vallo di Diano, si rileva l'usanza locale di costruire case a contatto con le rocce.

Le misure di screening effettuate nell'ambito del presente studio hanno la durata di una settimana e riguardano locali situati in spazi sotterranei o ai piani terreni, privilegiando gli edifici più a rischio (ovvero con presenza di crepe e fessurazioni, con scarso ricambio d'aria e senza sistemi di ventilazione efficaci), dove sono presumibili maggiori concentrazioni di radon.

Lo strumento utilizzato per questa campagna di misurazione è il radonometro attivo Alphaguard PQ2000 Pro (fig. 1), un dispositivo portatile e compatto per la determinazione continua (in atmosfera, suolo, acqua) della concentrazione di gas radon e di prodotti e parametri correlati: temperatura, umidità relativa e pressione atmosferica. I rivelatori attivi vengono spesso usati per misure di screening giacché permettono anche di verificare l'efficacia di una eventuale misura di mitigazione in itinere. Inoltre, permettono di ottenere delle medie su misure elaborate ogni tot minuti.

La durata di ogni misura è stata stabilita in una settimana (e comprende anche i fine settimana), essendo orientata a rilevare le differenze tra i valori misurati durante il giorno (quando i negozi sono aperti) e quelli misurati durante la notte/fine settimana (quando i negozi sono chiusi).

Il dispositivo Alphaguard PQ2000 Pro (BERTIN) è dotato di un contatore formato da una camera di ionizzazione, associata a uno spettrometro 3D alfa e ad un analizzatore DSP (Digital Signal Processing), al fine di riconoscere la specifica forma degli impulsi dovuti al radon. La presenza di uno spettrometro alfa e di un analizzatore DSP rende questo dispositivo non sensibile ai raggi X, gamma, cosmici, nonché ai gas trizio e nobili (come ^{133}Xe). Per gli stessi motivi, questo dispositivo non è disturbato da vibrazioni e urti, da campi magnetici e da umidità relativa nell'intero intervallo da 0 a 100 %. Questo dispositivo ha una sensibilità di 1 cpm a 20 Bq/m^3 e un background di contaminazione del rivelatore $< 1 \text{ Bq/m}^3$. Il range di misura di Alphaguard PQ2000 Pro varia da 2 a $2.000.000 \text{ Bq/m}^3$ e può funzionare per "diffusione" gassosa naturale o "per flusso", con una pompa a portata variabile e calibrata.

Figura 1 - Alphaguard PQ2000 Pro



Durante una misurazione indoor, sul display LCD sono indicati i valori di concentrazione di radon (Bq/m^3), l'errore statistico, la temperatura, l'umidità relativa e la pressione dell'aria.

Per le misure indoor, il dispositivo è stato messo in funzione in modalità "diffusione", ovvero, il radon entra nella camera di ionizzazione per diffusione naturale attraverso un filtro in fibra di vetro con ampia superficie che consente l'ingresso del solo radon. La modalità "diffusione" è stata designata per il normale monitoraggio del radon, sia outdoor che indoor, perché consente una sorveglianza a lungo termine con un consumo minimo di energia.

Mentre il radonometro lavora in diffusione, è possibile scegliere tra cicli di misurazione di 10 e di 60 minuti. Nel ciclo di 10 minuti, la capacità di memorizzazione delle misure è sufficiente per un periodo di circa 3 settimane. Il ciclo di 60 minuti, scelto per questa campagna di misurazioni, consente registrazioni di serie di misurazioni per una durata complessiva di 4 mesi. Ad ogni ciclo di misurazione, viene analizzato lo spettro alfa per verificare il corretto funzionamento del rivelatore e dell'elettronica.

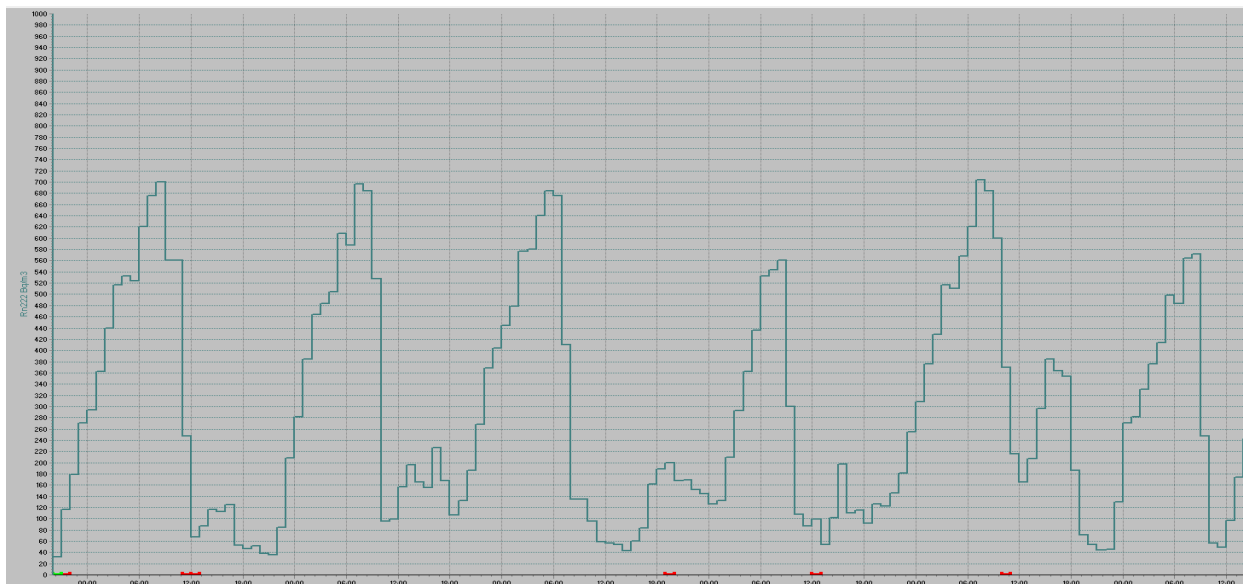
Quando la connessione alle prese elettriche non è possibile, può essere utilizzata una batteria ricaricabile (autonomia: 10 giorni).

Per l'elaborazione grafica di routine, la valutazione, l'archiviazione e la presentazione dei dati misurati, al dispositivo Alphaguard PQ2000 Pro è associato un pacchetto software PC compatibile con WINDOWS, con database integrato (DataExpert).

RISULTATI E DISCUSSIONE

La campagna di misurazione dell'INAIL-UOT CVR Napoli, riguardante il territorio di Napoli (tab. 1) e di Montesano sulla Marcellana (Provincia di Salerno), ha mostrato alcuni interessanti risultati, che evidenziano altresì come i valori di concentrazione massima di radon corrispondano generalmente alle prime ore del mattino, probabilmente per via dell'effetto camino (fig. 2). Dopo un picco massimo, i valori di concentrazione misurati tendono generalmente a diminuire fino alle prime ore del pomeriggio.

Fig. 2 – Grafico ottenuto con il software DataExpert.



I picchi più alti della settimana corrispondono alle prime ore del mattino. La bassa temperatura notturna favorisce infatti un maggiore accumulo di radon e ne ostacola la dispersione. I picchi massimi più bassi, che si frappongono fra i picchi più alti, corrispondono agli orari di chiusura pomeridiana.

I risultati ottenuti mostrano un'attesa prevalenza di radon negli edifici dell'area urbana di Napoli in confronto a quelli indagati a Montesano sulla Marcellana.

Il valore medio più alto nell'area napoletana è stato misurato nella zona della Riviera di Chiaia (352 Bq/m^3). La zona dei Quartieri Spagnoli mostra inoltre il superamento di 300 Bq/m^3 per quanto riguarda il valore medio. Una situazione prossima al limite previsto dalla normativa è stata rilevata nel centro storico della città, dove il valore massimo più alto è stato misurato in locali senza una buona ventilazione. Zone mediamente più sicure sono sembrate finora Capodimonte e Chiaiano, quest'ultima situata in periferia nord. In questa zona, anche i locali sotterranei non pavimentati hanno mostrato valori medi più bassi, nonostante alcuni valori massimi siano risultati elevati (Addonizio P. et al., 2019).

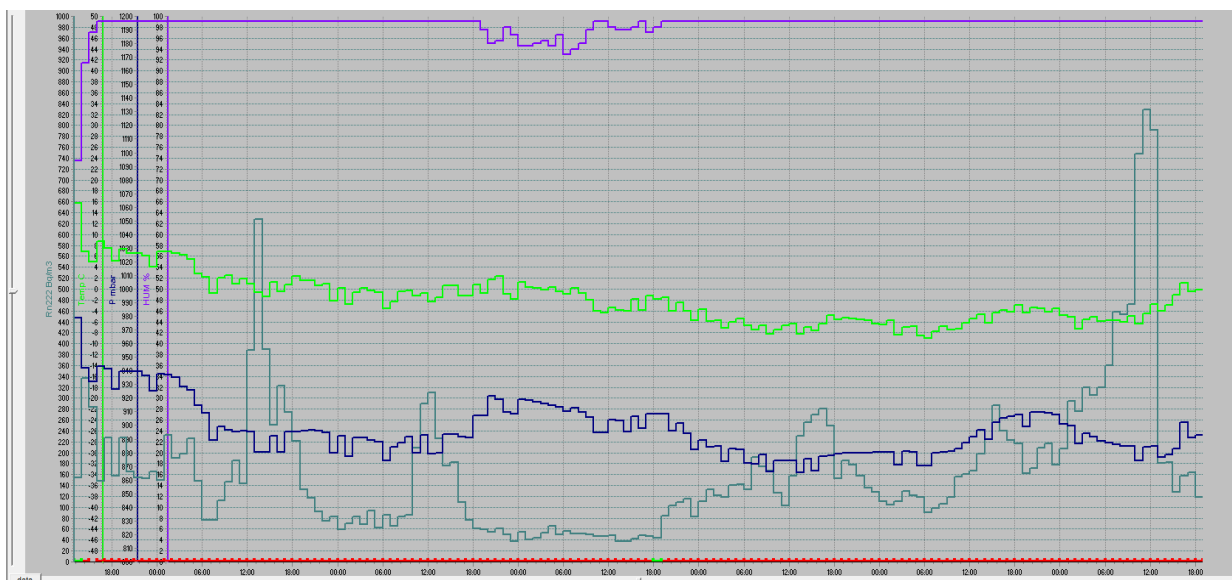
Tabella 1 - Valori di concentrazione di Rn-222 (Bq/m³) misurati nelle diverse aree indagate a Napoli.

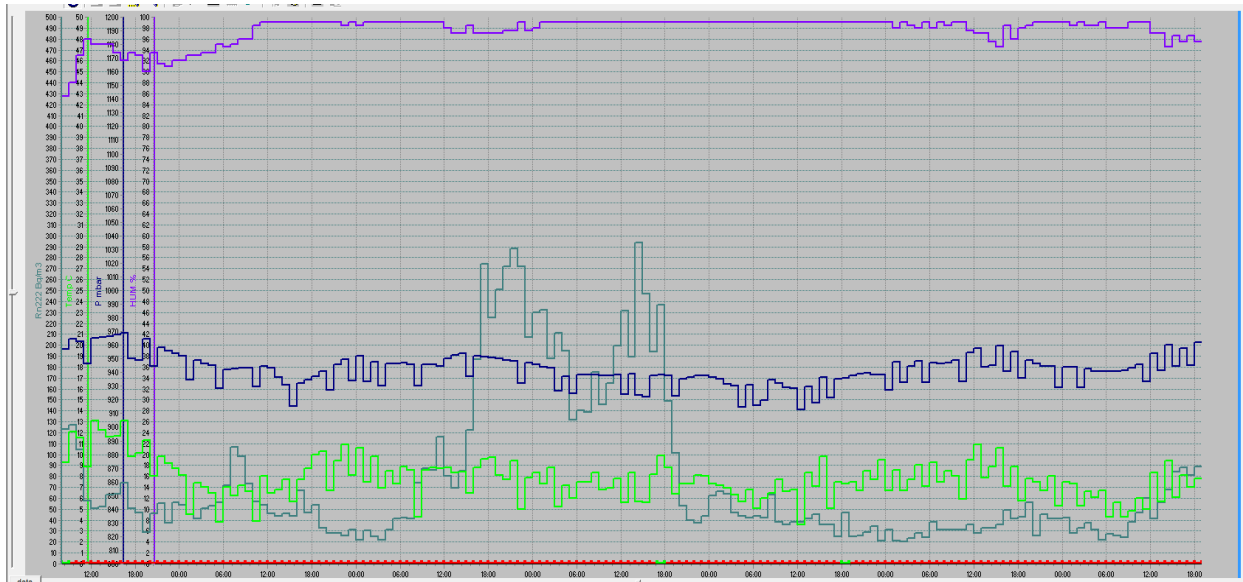
Zona	Substrato geologico	Max	Medio	Min
		(Bq/m ³)		
Chiaiano	TGN, con copertura di depositi piroclastici incoerenti	1068	119	14
Capodimonte	Depositi da flusso piroclastico e surges piroclastici (TGN)	628	97	13
Centro Storico	TGN e depositi incoerenti rimaneggiati piroclastici/alluvionali	1120	287	37
Quartieri Spagnoli	Depositi giallastri, generalmente litificati (TGN)	844	310	32
Riviera di Chiaia	TGN e depositi misti	916	352	13
Ponti Rossi	Depositi sabbiosi e ghiaiosi su rocce alcali-vulcaniche	376	223	30

TGN: Tufo Giallo Napoletano.

Si è osservato che quando nei locali sono presenti finestre, la dispersione del radon accumulato è favorita, dunque il radon può raggiungere alte concentrazioni ma non per lungo tempo, confermando ancora una volta l'importanza della ventilazione (fig. 3 a, b).

Fig. 3 (a, b) - Grafici ottenuti con il software DataExpert per due diversi ambienti di una stessa cantina.





L'andamento della concentrazione di radon indoor durante la settimana di misurazione è rappresentato dalla linea di colore verde scuro, in un angolo non ventilato di una cantina (in alto) e in un più ventilato angolo della stessa cantina (in basso). In alto (fig. 3a), il valore medio della concentrazione di radon indoor è 172 Bq/m³ (valore massimo: 828 Bq/m³), mentre in basso (fig. 3b) il valore medio di concentrazione di radon indoor è 77 Bq/m³ (valore massimo: 294 Bq/m³). La linea viola è l'umidità interna, la linea verde chiaro è la temperatura interna, la linea blu è la pressione atmosferica. Le misurazioni sono state effettuate in inverno.

Riguardo all'area di Montesano sulla Marcellana, le misurazioni effettuate hanno mostrato come il valore di concentrazione misurato sia anche influenzato dai fattori climatici (specialmente dal vento) e dalle condizioni di vita oltre che dalla temperatura. I massimi valori attesi durante la prima mattina, infatti, sono stati qualche volta rilevati durante il giorno. Il valore massimo di concentrazione di radon indoor misurato è stato finora 482 Bq/m³, con valori medi oscillanti fra 16 e 224 Bq/m³.

CONCLUSIONI

Il monitoraggio periodico in continuo delle concentrazioni di radon indoor si è dimostrato molto utile al fine di poter osservare le variazioni di concentrazione tra il giorno e la notte e nel confermare l'importanza della ventilazione nella riduzione della concentrazione di radon in ambienti indoor.

Sulla base dei risultati ottenuti, si è anche provveduto a informare i proprietari dei locali circa i rischi associati all'esposizione a radon indoor rimarcando l'importanza della ventilazione allo scopo di ridurre gli stessi rischi.

Bibliografia

1. Council Directive 2013/59/EURATOM of 5 December 2013 laying down basic safety standards for protection against the dangers arising from exposure to ionizing radiation, and repealing Directives 89/618/EURATOM, 90/641/EURATOM, 96/29/EURATOM, 97/43/EURATOM e 2003/122/EURATOM.
2. Decreto Legislativo 31 luglio 2020, n. 101. Attuazione della direttiva 2013/59/EURATOM, che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti, e che abroga le direttive 89/618/ EURATOM, 90/641/EURATOM, 96/29/EURATOM, 97/43/EURATOM e 2003/122/EURATOM e riordino della normativa di settore in attuazione dell'articolo 20, comma 1, lettera a), della legge 4 ottobre 2019, n. 117. (20G00121) (GU Serie Generale n. 201 del 12-08-2020 - Suppl. Ordinario n. 29).
3. Trevisi Rosabianca, Caricato Anna Paola, De Filippis Giovanni, De Giorgi Antonio. *Una scuola senza radon*. 2013. Pubblicazione realizzata da INAIL Settore Ricerca Dipartimento Igiene del Lavoro Direttore Dott. Sergio Iavicoli.
4. Tuccimei Paola, Castelluccio Mauro, Soligo Michele, Moroni Massimo. *Radon exhalation rates of building materials: experimental, analytical protocol and classification criteria*. In: Building materials: properties, performance and applications – Autori vari Nova Science Publishers – Hauppauge, NY, 2009 – cap. 7.
5. Addonizio Pasquale, Buccheri Giuseppe, Rinaldini Alessio. *Misure in continuo delle variazioni di concentrazione di radon indoor in alcuni esercizi commerciali situati a Napoli. Atti del XXV convegno di igiene industriale*. Corvara (Bz) 27-29/03/2019, 255-266. ISBN 978-88-86293-35-8.

Prova di misura Radon in campo per la valutazione dell'invecchiamento e della stabilità di risposta di rivelatori CR-39

Stefano Coria¹, Antonio Parravicini²

¹ Esperto di Radioprotezione, Mi.am S.r.l. - Via Alessandro Bolzoni, 30 - 29122 Piacenza

² Mi.am S.r.l. - Via Alessandro Bolzoni, 30 - 29122 Piacenza

laboratorio@miam.it

Riassunto

I fenomeni di invecchiamento dei rivelatori CR-39 rappresentano una fonte di criticità per le misure di Radon con dispositivi passivi. È stata predisposta una prova di confronto in campo fra gruppi di dispositivi in diverse condizioni di taratura e invecchiamento per verificare l'efficacia della tecnica analitica di correzione impiegata e la compatibilità delle misure, sia fra dispositivi coevi, sia rispetto ad un gruppo di riferimento di taratura.

INTRODUZIONE

Tra gli aspetti di maggiore criticità delle misure di concentrazione di attività di Radon in aria con dispositivi passivi a integrazione e rilevatori tipo CR-39 vi sono sicuramente i fenomeni di invecchiamento (ageing) del materiale rivelatore che possono determinare un progressivo peggioramento della sensibilità dei dispositivi utilizzati. La stessa norma tecnica di riferimento ISO 11665-4: 2020 indica esplicitamente gli effetti di ageing come una possibile fonte di criticità delle misurazioni di Radon in aria.

I fenomeni di invecchiamento dei rivelatori CR-39 sono noti da decenni così come i loro effetti sulla sensibilità dei rivelatori CR-39, indipendentemente dall'azienda produttrice (Venoso et al., 2019). Diversi studi hanno analizzato gli effetti dell'invecchiamento sulle caratteristiche morfologiche delle tracce nucleari, sviluppando metodologie di correzione e compensazione analitica della perdita di sensibilità (Caresana et al., 2010-2011). È noto che le condizioni di conservazione dei rivelatori CR-39 prima dell'utilizzo (storage), e in particolare la conservazione in freezer, risultano fondamentali per prevenire o quantomeno ritardare gli effetti di ageing. Si è inoltre osservato come l'entità e la rapidità di insorgenza dei fenomeni di invecchiamento siano specifiche non solo delle condizioni di conservazione e del tipo di rivelatori CR-39 (produttore) ma in molti casi anche del singolo lotto (batch) di ciascun produttore.

MATERIALI E METODI

Poiché spesso sono necessari diversi mesi in condizioni di conservazione peraltro non ideali perché detti fenomeni vengano a palesarsi, anche per quei lotti di materiale CR-39 che si rivelano maggiormente soggetti a questa problematica, risulta difficile per i laboratori nella normale routine delle prove di taratura e/o interconfronto valutare l'impatto sui risultati di misura e la performance degli eventuali sistemi di correzione implementati. Viste queste criticità, si è valutato utile condurre una prova di confronto in campo utilizzando sia dispositivi nuovi, sia dispositivi conservati per un lungo periodo in condizioni non note e/o non ideali, di modo da poter valutare l'entità dei fenomeni di invecchiamento, ma soprattutto l'efficacia e la riproducibilità della metodologia di correzione adottata dal laboratorio di Mi.am Srl e implementata nel sistema di analisi Politrack®.

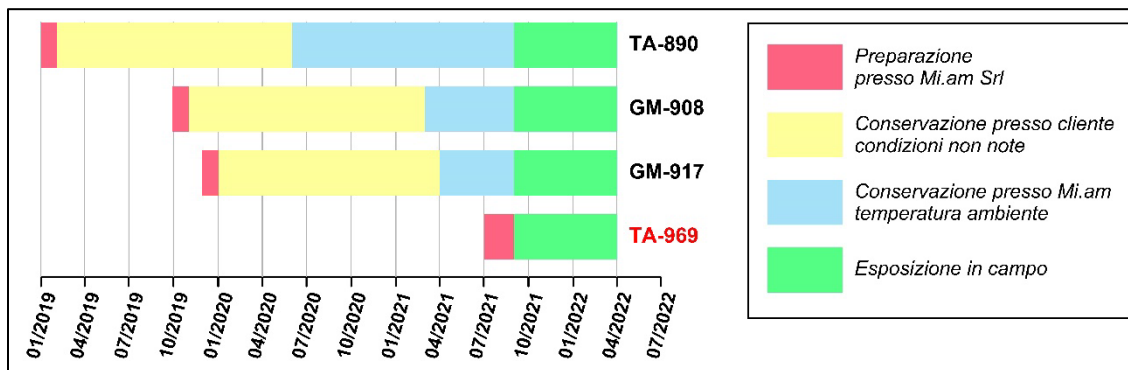
Per la prova sono stati selezionati quattro gruppi di dispositivi di misura con rivelatori CR-39 e camera di accumulazione modello Radout®, diversi per produttore, lotto, data di produzione dei rivelatori CR-39 e specifiche di taratura (tab.1): tre gruppi si riferivano a dispositivi non utilizzati da parte di clienti, restituiti al Laboratorio sigillati in buste Radon-proof e quindi conservati presso Mi.am Srl a temperatura ambiente; al quarto gruppo appartenevano invece rivelatori CR-39 di

una produzione più recente ed è pertanto stato utilizzato come riferimento di taratura della prova (fig.1).

Tabella 1 - Riferimenti di taratura

ID Lotto CR-39	Periodo Taratura	Riferimento Metrologico	Livelli Esposizione [kBq/m ³]
TA-890	Feb-Mar 2019	Politecnico di Milano	797 – 7206
	Mar-Apr 2019	Enea INMRI Casaccia	391 – 1998
GM-908	Nov-Dic 2019	Politecnico di Milano	639 - 2923 - 7933 - 15290
GM-917	Mag-Giu 2020	Politecnico di Milano	985 – 4045
TA-969	Ago-Ott 2021	Enea INMRI Casaccia	1097 - 3192 - 7332 - 14806

Figura 1 - Cronologia



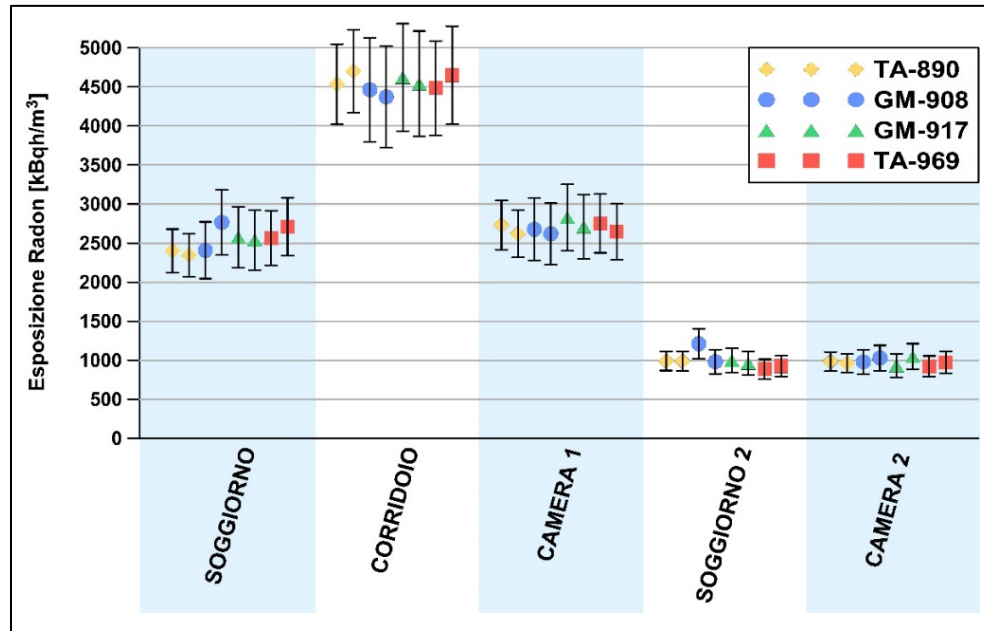
Nel sito di monitoraggio prescelto, il piano terreno di un'abitazione privata, sono state selezionate cinque postazioni di misura, corrispondenti ad altrettanti locali separati: in ogni postazione sono stati collocati due dispositivi di misura per ogni gruppo (batch) in modo da poter valutare, parallelamente all'entità degli effetti di invecchiamento e all'efficacia della correzione utilizzata, anche la riproducibilità fra gruppi diversi e la ripetibilità di misura fra dispositivi coevi (misure in duplicato). I dispositivi sono rimasti in esposizione da settembre 2021 fino ad aprile 2022, quindi sono stati rimossi e i rivelatori CR-39 sono stati sottoposti a trattamento chimico.

In seguito i rivelatori CR-39 sono stati analizzati con il sistema automatico Politrack[®]: per il calcolo dei risultati di misura in Esposizione Radon [kBq/m³] a ciascun gruppo sono stati applicati i pertinenti parametri di taratura e, ove previsto dalle specifiche di analisi, la metodologia di correzione per ageing implementata nel sistema Politrack[®] stesso e basata sulla valutazione della distribuzione dei parametri morfologici delle tracce nucleari (Caresana et al. 2010-2011).

RISULTATI E STATISTICA DEI DUPLICATI

I risultati di misura si sono rivelati in ottimo accordo sia considerando le singole coppie omogenee di dispositivi, sia considerando diversi gruppi nel medesimo punto di misura (fig.2).

Figura 2 - Risultati dei singoli dispositivi

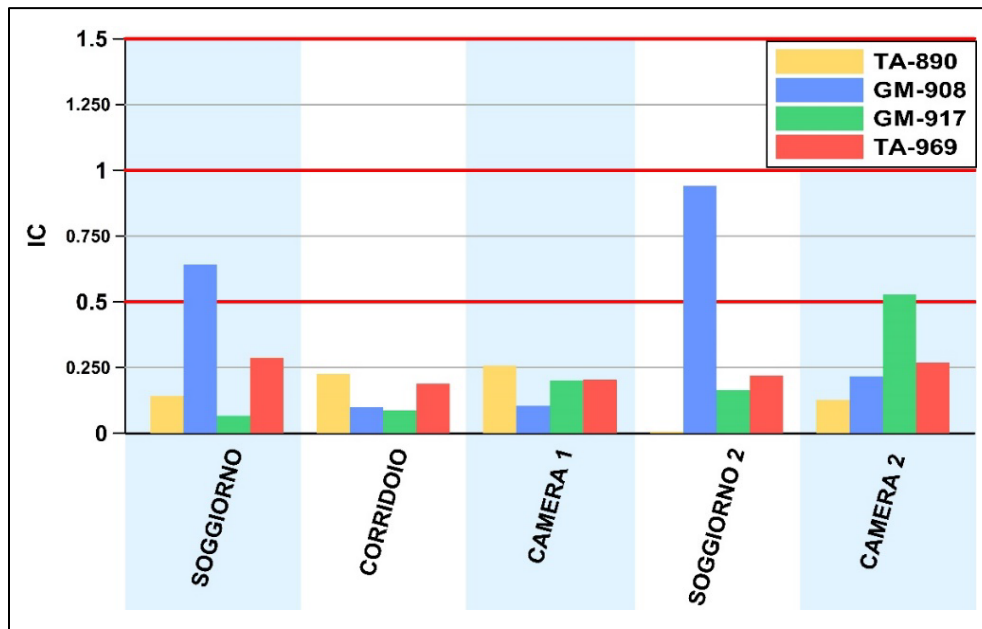


Per ciascuna coppia di dispositivi coevi (misura in duplicato) in corrispondenza di ogni postazione di misura è stata valutata la compatibilità statistica tra i risultati di misura, calcolando l'indice di compatibilità IC come rapporto tra il valore assoluto dello scarto fra i risultati di misura dei due dispositivi della coppia e la somma in quadratura delle rispettive incertezze di misura con fattore di copertura $k=2$ (1).

$$IC = \frac{|X_1 - X_2|}{\sqrt{U(X_1)^2 + U(X_2)^2}} \quad (1)$$

Se IC risulta inferiore a 1 le misure sono compatibili a 2σ , mentre se IC è inferiore a 0,5 sussiste compatibilità anche a 1σ . La compatibilità delle misure in doppio a 2σ è stata osservata per tutte le 20 coppie testate (100%) mentre la compatibilità a 1σ è stata verificata per 17 coppie su 20 (85%): tali risultati sono perfettamente in linea con lo storico dei risultati delle misure in doppio in campo del Laboratorio di Mi.am Srl (fig. 3).

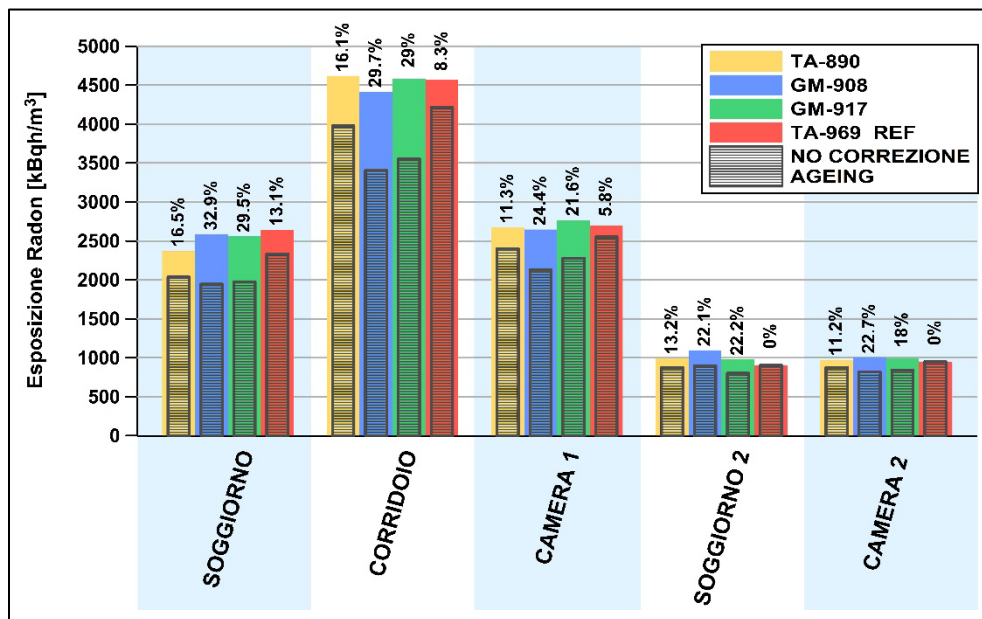
Figura 3 - Compatibilità delle misure in doppio



CORREZIONE PER AGEING E RIFERIBILITÀ

Per ciascun gruppo omogeneo di ciascuna postazione di misura è stata valutata l'entità della correzione per ageing eventualmente applicata dal sistema di analisi Politrack®, confrontando il risultato medio in Esposizione Radon [kBq/h/m³] corretto con il pertinente risultato medio senza applicazione della correzione (fig. 4).

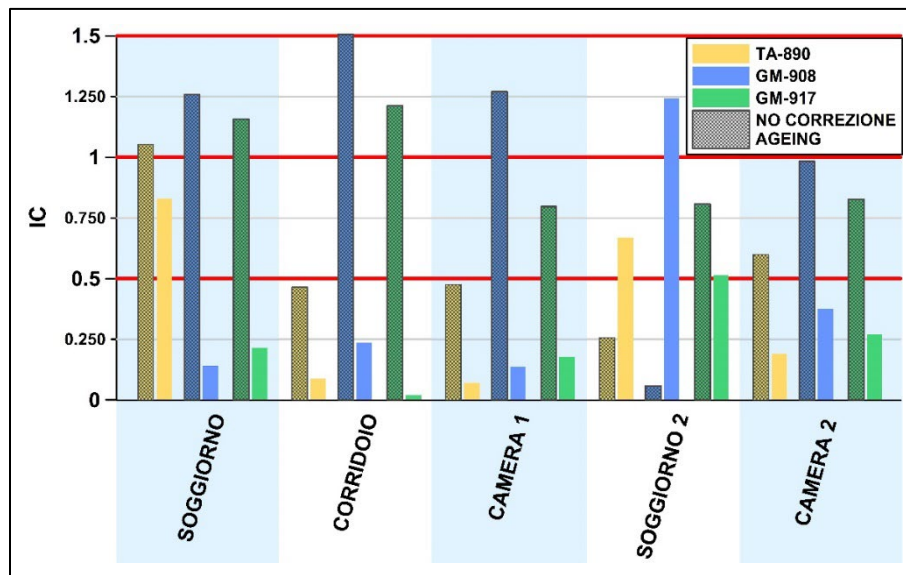
Figura 4 - Risultati medi e correzione per ageing



Pur a fronte di situazioni molto diversificate di invecchiamento e di conseguenti correzioni analitiche di entità variabile tra il 10% e il 30%, si è osservato che l'applicazione della metodologia di compensazione del sistema Politrack® determina un migliore accordo fra le misure dei diversi gruppi e soprattutto un migliore allineamento complessivo dei valori misurati a quelli del gruppo selezionato come riferimento.

Per ogni postazione di misura il risultato medio di ciascuna coppia di dispositivi è stato quindi confrontato con il risultato medio della pertinente coppia appartenente al lotto di riferimento TA-969, calcolando l'indice di compatibilità statistica IC rispetto al valore medio del riferimento. Per la stima dell'incertezza associata ai valori medi è stata applicata la normale metodologia di propagazione degli errori. L'indice di compatibilità IC è stato valutato sia nelle condizioni di utilizzo sia in quelle di non-utilizzo della correzione per ageing implementata nel sistema di lettura (fig. 5).

Figura 5 - Compatibilità rispetto al gruppo di riferimento



Si è osservato che l'applicazione della correzione determina nella maggior parte delle situazioni una migliore compatibilità delle misure rispetto al gruppo di riferimento TA-969 e nella quasi totalità dei casi si è osservata una compatibilità a 2σ . Se al contrario la correzione per ageing non venisse applicata, si riscontrerebbe un generale peggioramento della performance e per molte coppie non sussisterebbe compatibilità né a 1σ né a 2σ rispetto ai gruppi di riferimento, con conseguente perdita di riproducibilità della misura e aumento dell'incertezza.

CONCLUSIONI

Pur considerando la limitatezza della prova effettuata, la correzione analitica dei fenomeni di invecchiamento in uso da parte del Laboratorio Mi.am si è rivelata pienamente efficace e soprattutto riproducibile nel garantire l'omogeneità dei risultati di misura, anche a fronte di condizioni particolarmente critiche di impiego dei dispositivi, che nella routine del Laboratorio sono evitabili grazie all'indicazione di una data di scadenza per l'impiego dei dispositivi. I risultati delle misure in duplicato sono in linea con i livelli di prestazione storici del Laboratorio rispetto alle misure in doppio in campo. L'auspicio per il futuro è di programmare analoghe tipologie di prova, aumentando la numerosità dei campioni e diversificando sia le condizioni sia i tempi di invecchiamento, estendendo la partecipazione a più laboratori.

Bibliografia

Caresana M., Ferrarini M., Garlati L., Parravicini A. *About ageing and fading of Cr-39 PADC track detectors used as air radon concentration measurement devices*. Radiation Measurements 2010;45(2):183-9.

Caresana M., Ferrarini M., Garlati L., Parravicini A. *Further studies on ageing and fading of CR39 PADC track detectors used as air radon concentration measurement devices*. Radiation Measurements 2011;46(10):1160-7.

Venoso G., Ampollini M., Carpentieri C., Di Carlo C., Bochicchio F. *Experimental evaluation of ageing and fading effects over 3, 6, and 12 months for three radon concentration measurement techniques based on nuclear track detectors*. III International Conferenze Radon In The Environment 2019, Krakow, Poland.

Attività di risanamento Radon svolte presso un deposito nucleare del Sito Sogin di Casaccia

M.S. Scognamiglio¹, R. Falcone², M. Straface²,

¹Sogin - Via Marsala 51/c 00185 Roma

²Sogin - Casaccia, Via Anguillarese 00123 Roma

scognamiglio@sogin.it

Riassunto

Un'attività di attuazione di misure correttive intese a ridurre le concentrazioni di gas radon al livello più basso ragionevolmente ottenibile è stata svolta presso i locali interrati del Deposito di rifiuti radioattivi OPEC 2 di Casaccia. La necessità della depressurizzazione, i vincoli sulla ventilazione, la presenza di sotterranei frequentabili per attività lavorative e la posizione geografica nel quadro nazionale dell'esposizione al radon, fanno della suddetta installazione un caso interessante.

Lo scopo del lavoro è quello di presentare l'analisi delle misure correttive attuabili, vista la particolarità del sito, e l'adozione di un protocollo di misurazioni che potesse in qualche modo dare una rapida evidenza dell'efficacia delle misure correttive intraprese, attraverso misurazioni pre e post intervento correttivo.

L'attività, eseguita ai sensi dell'art. 17 c.3 del D.Lgs. 101/2020, ha messo in evidenza, attraverso un'indagine preliminare, la presenza di alcune vie di ingresso del radon, situate in locali di servizio non accessibili, ove sono state misurate concentrazioni di alcune migliaia di Bq/m³.

La particolarità del sito ha imposto come unico intervento attuabile quello della sigillatura delle vie di ingresso, sebbene le concentrazioni rivelate suggerissero altri tipi di azioni. Nella scelta della misura correttiva attuabile hanno influito anche considerazioni quali la prevista limitata presenza di personale nei locali interessati.

Il confronto tra le misurazioni delle concentrazioni di radon eseguite pre e post misure correttive ha permesso di individuare una riduzione fino al 86% del radon inizialmente rivelato.

Infine l'analisi dei vincoli operativi della ventilazione dei locali, in comparazione con i risultati delle misurazioni effettuate, ha evidenziato il dualismo, dal punto di vista della concentrazione di radon, tra il ricambio d'aria e la depressione dei locali, entrambi indotti dal sistema di ventilazione operante presso l'installazione.

INTRODUZIONE

L'ultima campagna di misurazione radon nei locali interrati del Deposito di rifiuti radioattivi OPEC 2, terminata i primi giorni di agosto 2020, ha permesso di individuare dei casi di superamento del nuovo livello di riferimento radon nei luoghi di lavoro, pari a 300 Bq/m³ di concentrazione media annua, introdotto con l'uscita, il 27 agosto 2020, del D.Lgs. 101/2020.

Per tali locali la nuova norma ha previsto l'attuazione di misure correttive intese a ridurre le concentrazioni al livello più basso ragionevolmente ottenibili tenendo conto dello stato delle conoscenze tecniche e dei fattori economici e sociali.

L'attività, svolta avvalendosi di un esperto di risanamento radon ai sensi dell'art. 15 del D.Lgs. 101/2020, ha avuto come obiettivo, attraverso un'indagine preliminare, la definizione delle misure correttive da mettere in atto per mitigare la presenza del radon e il protocollo di misurazione del gas, da adottare prima e dopo l'attuazione delle misure correttive stesse.

E' iniziata nel luglio 2022 la fase di misurazione della concentrazione media annuale al fine verificare l'efficacia delle misure correttive poste in atto, in accordo col comma 3 art. 17 del D.Lgs. 101/2020,

L'attività terminerà nel maggio 2023.

LA PROBLEMATICAZIONE RADON PRESSO I LOCALI INTERRATI DEL DEPOSITO OPEC 2 PREMESSA

L'inquadramento delle attività è partito da uno studio preliminare delle particolarità dell'edificio. All'interno del Centro di Ricerca ENEA di Casaccia, Sogin gestisce dal 2003 l'impianto OPEC

(Operazioni Calde) e l'impianto IPU (Impianto Plutonio).

L'OPEC1 è entrato in esercizio nel 1962 ed è stato il primo impianto in Italia a eseguire attività di ricerca e analisi di post-irraggiamento sugli elementi di combustibile nucleare.

Adiacente all'OPEC 1, OPEC 2 è stato costruito negli anni 1971-1976 per ampliare le attività nucleari di ricerca, controllo e analisi che venivano svolte nell'OPEC 1, ma non è mai entrato in esercizio.

Nell'ambito del miglioramento dei livelli di sicurezza dei rifiuti alfa contaminati provenienti dagli impianti del centro Enea di Casaccia la soluzione che meglio rispondeva al duplice requisito di sicurezza e rapidità di intervento fu individuata nell'adeguamento dei locali di OPEC 2 a deposito per lo stoccaggio dei suddetti rifiuti: in ragione della primaria destinazione d'uso le caratteristiche dell'edificio OPEC 2 garantivano vantaggiose condizioni di partenza per un adeguamento delle strutture finalizzato allo stoccaggio in sicurezza.

EDIFICIO OPEC 2

L'edificio OPEC 2 costituito da un fabbricato che si sviluppa in altezza su due livelli fuori terra ed uno interrato.

Le fondazioni del Deposito sono costituite da un sistema di travi rovesce e da platee controterra. Vista la destinazione d'uso iniziale, l'Edificio OPEC 2 è stato concepito con pareti e solette in calcestruzzo armato anche di elevati spessori.

Per la conversione dell'edificio OPEC 2 a deposito di rifiuti radioattivi è stata presentata un'istanza per il rilascio di nulla osta di categoria A e l'edificio è stato adeguato a deposito di rifiuti radioattivi. I lavori di adeguamento hanno previsto, tra l'altro, il ricoprimento delle pareti e dei pavimenti dei locali con resina epossidica con funzione impermeabilizzante e la realizzazione di un complesso sistema di ventilazione in grado di garantire l'immissione e l'estrazione dell'aria dai locali e i profili di pressione decrescente verso i locali con maggior potenziale di contaminazione.

Il mantenimento dei valori di pressione previsti nei diversi locali è gestito automaticamente dal sistema di controllo e varia a seconda sia prevista o meno la presenza di personale all'interno del Deposito.

L'aria è espulsa in condizioni controllate, previa filtrazione assoluta, attraverso un camino.

I locali interrati del Deposito OPEC 2 hanno una cubatura di circa 2000 m³ e ospitano le linee di distribuzione, campionamento e raccolta dei fluidi potenzialmente contaminati di impianto.

Nei locali interrati attraverso il sistema di ventilazione viene mantenuto un numero di ricambi d'aria di 2 vol.Amb./h, in accordo con la norma ISO 17873 [Rif. 1] che tra le raccomandazioni (punto c par. 8.2.5.5) richiede anche che il numero di ricambi d'aria sia il più basso possibile, tenuto conto delle caratteristiche radiologiche dell'area e del tipo di lavorazioni che vi sono svolte.

Inoltre, negli ambienti del piano interrato il valore di depressione di 40 Pa è mantenuto solo nelle zone in cui si può avere, in caso di incidente, un potenziale rischio di contaminazione.

Gli altri ambienti, costituiti principalmente in locali di transito, sono segregati mediante la costruzione di opportuni setti e quindi assumono le condizioni ambientali circostanti.

CAMPAGNE DI MISURAZIONE RADON PRESSO I LOCALI INTERRATI DI OPEC 2

A seguito del cambio di destinazione d'uso dell'edificio, i locali interrati del Deposito OPEC 2 sono oggetto di una serie di campagne di misurazione di concentrazione media annuale di radon.

Le campagne di misurazione sono iniziate nel 2017 e sono state gestite ai sensi del D.Lgs. 230/95 e s.m.i..

L'ultima campagna di misurazione, terminata i primi giorni di agosto 2020, ha evidenziato il superamento della concentrazione media annuale di 300 Bq/m³ nel 100% dei casi, con picchi dell'ordine del kBq/m³.

GESTIONE DEL CAMBIAMENTO NORMATIVO

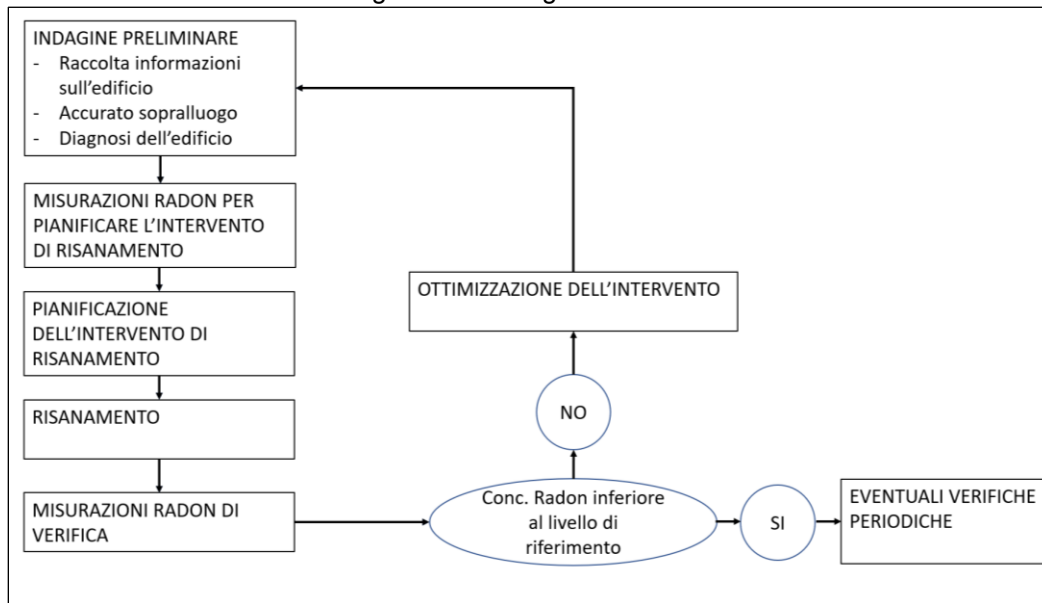
A seguito dell'entrata in vigore del D.Lgs. 101/2020, per locali investigati con la campagna terminata nell'agosto 2020 e caratterizzati dal superamento del nuovo livello di riferimento sono state intraprese le seguenti azioni:

- Confronto dei dati ottenuti nella campagna di misurazione di concentrazione media annuale appena terminata con il livello di riferimento introdotto dalla nuova normativa;
- individuazione dell'esperto di risanamento radon di cui all'articolo 15 del D.Lgs. 101/2020;
- completamento, entro agosto 2022, delle misure correttive individuate;
- coinvolgimento dei datori di lavoro di lavoratori esterni del superamento del livello di riferimento e delle misure correttive adottate.
- verifica, mediante nuova misurazione di concentrazione media annuale, dell'efficacia del risanamento effettuato;
- invio della documentazione riguardante il risanamento e le nuove misure agli organi di competenza;
- ripetizione delle misurazioni con cadenza quadriennale.

ORGANIZZAZIONE DELL'INTERVENTO DI RISANAMENTO

L'organizzazione dell'intervento di risanamento, suddiviso negli step individuati nello schema in figura (fig. n 1), è stata caratterizzata da un costante dialogo e interazione tra l'esperto di interventi di risanamento radon e il servizio di misurazione, permettendo in tal modo di individuare alcune vie di ingresso del radon, situate in locali di servizio non accessibili, ove sono state misurate concentrazioni di alcune migliaia di Bq/m³.

Figura 1 –fasi organizzative dell'attività



SOPRALLUOGO E DIAGNOSI DELL'EDIFICIO

È stato eseguito un sopralluogo tecnico presso i locali interrati del Deposito Opec 2 (aprile 2021). Durante il sopralluogo tecnico, necessario a definire le misure correttive di risanamento da intraprendere, sono state analizzate tutte le principali cause che possono aumentare la probabilità di ingresso del radon in un edificio.

I risultati rilevati della suddetta analisi sono riportati nella seguente tabella (tab. n 1).

Tabella 1: Sintesi delle principali caratteristiche dell'edificio che aumentano la probabilità di ingresso del radon

Ambito	Caratteristica	ESITO
Scavo di fondazione	Presenza di terreni molto permeabili, anche non in aree a rischio	Dallo studio stratigrafico risulta che fino a -10 metri dal p.c. lo stato sottostante è composto da materiale tufaceo debolmente sabbioso ghiaioso. Tra i -10 e i -15 metri è presente lava fratturata. Dai -15 metri presente lava compatta. La falda è a quota -15 metri circa dal p.c.
Attacco a terra	Contatto diretto del solaio e/o di alcune pareti con il terreno	Il pavimento e le pareti perimetrali sono a contatto col terreno circostante (tranne nei locali adiacenti ai vespai come descritto al punto successivo). Pareti e solai sono stati ricoperti con resina epossidica.
	Presenza di vespaio areato	I locali interrati non sono dotati di vespai sottostanti. A quota dei locali interrati vi sono n. 3 locali che costituiscono i vespai dei locali sovrastanti a quota campagna. Di questi il vespaio corrispondente agli uffici è l'unico accessibile e risulta areato con aperture verso l'esterno; un secondo vespaio è areato attraverso una grata verso l'interno del deposito; un terzo vespaio non risulta areato.
Superfici permeabili	Pavimenti naturali in terra battuta, ciottoli	Il locale vespaio sottoservizi uffici Opec2 è costituito da un pavimento in cemento (superficie circa 200 m ²). Per gli altri vespai, non raggiungibili, non si hanno informazioni al riguardo.
Punti di infiltrazione	Fessurazioni in pavimenti/pareti	Non presenti, inoltre la sigillatura con resina epossidica ha contribuito a incrementare l'impermeabilità dei locali alle infiltrazioni.
Condizioni di Fruizione	Ventilazione dei locali interrati	I locali sono in depressione indotta da un sistema di ventilazione per motivi di radioprotezione
	Permanenza in locali interrati o seminterrati	Accessi saltuari per motivi di manutenzione ordinaria, per poche ore mese

Un'analisi di tale sintesi sembra suggerire che le modalità realizzative del Deposito OPEC 2 hanno contribuito a incrementare l'impermeabilità dei locali alle infiltrazioni (sigillatura con resina epossidica) ma hanno generato, attraverso la depressione indotta dall'esercizio del sistema di ventilazione, una possibile forzante all'ingresso di gas radon. Inoltre vista la scarsa fruizione dei locali, un numero di ricambi d'aria non elevato può generare un accumulo nel tempo della concentrazione di radon.

CONSIDERAZIONI SULLE MISURE CORRETTIVE ATTUABILI E INDICAZIONI OPERATIVE DA SEGUIRE NELLE FASI DI REALIZZAZIONE DELL'INTERVENTO

Sebbene la depressurizzazione del suolo risulterebbe essere la tipologia di intervento più indicata visto l'ordine di grandezza delle concentrazioni che interessano i locali, sono risultati diversi i fattori di esclusione legati ai vincoli sull'edificio.

In definitiva la sigillatura, sebbene rappresenti un intervento risolutivo solo per basse concentrazioni [Rif. 2], è risultato l'unico intervento percorribile, in ragione della specificità dell'edificio e del limitato tempo di utilizzo dei locali oggetto di superamento dei limiti.

La misura correttiva della sigillatura consiste nella sistematica e accurata sigillatura di tutte le possibili aperture generate dalle vie di ingresso individuate. Per la sigillatura possono essere impiegati i comuni sigillanti elastici, dotati di buone prestazioni in termini di tenuta e di ottima durata nel tempo.

La sigillatura deve essere effettuata preparando adeguatamente la zona di intervento in modo che il sigillante possa avere una presa salda, senza distaccare parti in muratura e curando l'adesione del sigillante ai bordi.

DEFINIZIONE DI UN PROTOCOLLO DI MISURAZIONI RADON ANTE E POST L'ADOZIONE DELLE MISURE CORRETTIVE

È stato adottato un protocollo per il monitoraggio del radon sia per pianificare l'intervento di risanamento e sia per avere un'indicazione nel breve periodo dell'efficacia delle misure correttive adottate (misure pre- e post- attuazione misure correttive).

Le misurazioni sono state eseguite con dosimetri elettronici con accuracy inferiore al 10% dopo 7 giorni.

Durante le attività monitoraggio finalizzate alla pianificazione degli interventi sono stati individuati dei locali di servizio non accessibili ove sono state misurati un incremento fino a 2 kBq/m³ della concentrazione misurata nelle aree antistanti detti locali.

RIEPILOGO DELLE MISURE CORRETTIVE ATTUATE E DELLE MISURAZIONI RADON DI VERIFICA

La sistematica e accurata sigillatura delle possibili aperture individuate è stata effettuata alla presa d'aria del vespaio limitrofo alla scala di accesso e alle porte di accesso ai locali di servizio non accessibili (fine marzo 2022).

In seguito agli interventi sopradescritti è stata intrapresa la prevista attività di monitoraggio effettuata, con dosimetri elettronici descritti, nei giorni successivi agli interventi correttivi.

Il confronto di alcune misurazioni eseguite negli stessi punti pre e post intervento correttivo sono riportati nella seguente tabella (tab. n2) e mostrano la validità delle misure correttive adottate ($FR_{medio} = 4,3$).

Tabella 2 – Confronto tra le misurazioni effettuate pre e post intervento correttivo negli stessi punti di misura

Punto di misura	Conc. media Bq/m ³ ANTE	Conc. media Bq/m ³ POST	Fattore di Riduzione FR
1	2708	381	7,1
2	2059	322	6,4
3	1606	273	5,9
4	2417	694	3,5
5	1922	817	2,4

CONCLUSIONI

L'attività di attuazione di misure correttive intese a ridurre le concentrazioni di gas radon al livello più basso ragionevolmente ottenibile presso i locali interrati del Deposito di rifiuti radioattivi OPEC 2 di Casaccia è stata svolta attraverso un'accurata indagine iniziale e con l'adozione di un protocollo di misurazioni. In particolare, il protocollo di misurazioni è stato funzionale alla pianificazione dell'intervento di risanamento e per evidenziare l'efficacia delle attività di risanamento, attraverso misurazioni pre e post intervento.

Stanti i numerosi vincoli a cui è sottoposta l'installazione, l'intervento percorso è stato quello dell'accurata sigillatura di alcune vie di ingresso del radon riscontrate.

Il confronto tra le misurazioni eseguite pre e post misure correttive ha permesso un fattore di riduzione medio di circa 4.

Infine l'analisi dei vincoli operativi della ventilazione dei locali, in comparazione con i risultati delle misurazioni effettuate, ha evidenziato il dualismo tra i ricambi d'aria e la depressione indotta nei locali quali elementi fondamentali per la presenza di gas radon nei locali.

Bibliografia

- [1]. ISO 17873:2004 – Criteria for the design and operation of ventilation systems for nuclear installations other than nuclear reactors
- [2]. A BRE Guide to Radon Remedial Measures in Existing Dwellings: Dwellings with Cellars and Basements (BR 343)

Studio del contenuto di radionuclidi dei fanghi utilizzati negli stabilimenti termali euganei

Chiara Cantaluppi¹, Andrea Fasson², Fabio Tateo²

¹Istituto di Chimica della Materia Condensata e di Tecnologie per l'Energia C.N.R. – C. Stati Uniti 4 35127 Padova (Italy)

² Istituto di Geoscienze e Georisorse C.N.R. – Via G. Gradenigo, 6 35131 Padova (Italy)

Chiara.cantaluppi@cnr.it

Abstract

Le manifestazioni geotermali nell'area euganea veneta sono note e sfruttate ai fini terapeutici ed estetici sin dai tempi antichi. Molti studi geochimici sono volti ad individuare l'origine delle proprietà benefiche delle acque e dei fanghi termali. Meno studiata è la composizione in termini di radionuclidi naturali, ed è ancora aperto il dibattito sui loro potenziali effetti dal punto di vista della radioprotezione. In questo lavoro sono studiate la composizione geochimica e in particolare i radionuclidi naturali dei fanghi utilizzati negli stabilimenti termali. A tal fine sono stati prelevati ed analizzati campioni di fango "maturo" provenienti da 28 stabilimenti e confrontati con il fango "vergine" originario proveniente dal lago della Costa nei pressi di Arquà Petrarca (PD). Sono stati determinati quantitativamente tramite spettrometria gamma ad alta risoluzione i radionuclidi delle catene naturali di decadimento del ²³⁸U e del ²³²Th, il ⁴⁰K ed il ¹³⁷Cs. I risultati evidenziano l'arricchimento in ²²⁶Ra che avviene durante il processo di "maturazione" dei fanghi posti a contatto con le acque calde termali. Questi aspetti sono valutati dal punto di vista della radioprotezione del pubblico che si sottopone ai trattamenti di fangoterapia. Inoltre l'analisi della composizione mineralogica, chimica e radiometrica dei fanghi permette di trarre informazioni sui processi che il fango ha subito durante la maturazione.

Introduzione

Ai piedi del versante orientale dei Colli Euganei (Provincia di Padova) sono attivi un centinaio di centri termali distribuiti principalmente nei Comuni di Abano Terme e Montegrotto Terme, qualche stabilimento è situato anche in località limitrofe (Battaglia Terme, Galzignano Terme e Teolo); anche sul versante occidentale dei Colli Euganei ci sono manifestazioni termali, poco sfruttate.

Le manifestazioni termali euganee sono note fin dalla Preistoria, come testimoniato da numerosi ritrovamenti archeologici (resti di luoghi di culto, e successivamente di terme romane). Il loro sfruttamento è progressivamente aumentato fino al punto di oltrepassare la portata delle acque calde che sgorgerebbero spontaneamente con temperature molto alte (oltre 80°C), pertanto già da decenni si ricorre al loro prelievo mediante pozzi e pompe sommerse. Lo sfruttamento dei pozzi termali è soggetto a concessione mineraria; come riportato dall'Amministrazione del Bacino Idrotermale Omogeneo dei Colli Euganei (BIOCE) (sito BIOCE). Complessivamente sono presenti 137 concessioni: 72 ad Abano Terme, 43 a Montegrotto Terme, 9 a Battaglia Terme, 7 a Galzignano Terme, ed altre 6 situate nei Comuni limitrofi. Le acque termali vengono sfruttate sia come tali (piscine calde, terapie inalatorie), che per la preparazione di fanghi ad uso terapeutico, a partire da materiale grezzo di provenienza locale. In generale, il fango grezzo viene estratto principalmente dal Laghetto della Costa, presso Arquà Petrarca; tuttavia tale sito presenta delle limitazioni al quantitativo di materiale estraibile, dovute sia alla esiguità della propria superficie, sia a vincoli di natura archeologica che non permettono l'allargamento dell'area estrattiva. Di conseguenza, c'è la necessità di identificare altri siti per il rifornimento del fango; ad esempio, è stato usato anche materiale dragato dal Laghetto di Lispida (tra Monselice e Battaglia Terme), che però presenta delle caratteristiche leggermente differenti rispetto a quello proveniente dal Laghetto della

Costa. In passato non era infrequente l'uso di fanghi grezzi di origini diverse, come pure di materiali argillosi di provenienza estranea, pertanto non certificabili rispetto ad un'origine euganea.

Ciascun centro termale matura il fango nelle rispettive sedi; il sistema più diffuso è quello definito "tradizionale": il fango grezzo viene estratto dal fondo del Laghetto e portato in vasche di cemento dove è messo a contatto con l'acqua termale la cui temperatura è controllata nel corso della maturazione (BUR, 2015); qui avviene lo sviluppo di una particolare associazione microbiologica termofila/estremofila, tra i cui metaboliti figurano anche molecole con proprietà anti-infiammatorie e anti-ossidanti (Marcolongo et al., 2006; Zampieri et al., 2020). Quando tale popolazione raggiunge il livello di saturazione, il fango è definito "maturo" e può essere applicato ai pazienti; il fango di recupero viene poi riportato nelle vasche di maturazione e, se necessario, "tagliato" con l'aggiunta di altro fresco per compensarne le inevitabili perdite.

Il riutilizzo del fango ne determina una sorta di "evoluzione" in termini di composizione a causa dell'allontanamento delle frazioni granulometriche più fini (perse durante i lavaggi al momento del recupero del fango applicato ai pazienti) e del ripetuto contatto con l'acqua termale. Questi processi causano cambiamenti dal punto di vista mineralogico, chimico e radiochimico per le alterazioni di specie presenti e per l'effetto di accumulo di determinati radioisotopi (in particolare, ^{226}Ra). Va ricordato che, stando ai modelli idrogeologici attuali, le acque termali euganee proverrebbero dalla zona dell'Altopiano dei Sette Comuni (Torresan et al., 2021), scenderebbero in profondità fino a circa 3 Km riscaldandosi per gradiente geotermico, per riaffiorare poi a ridosso dei Colli Euganei; qui possono entrare a contatto anche con apporti locali di acque meteoriche. Durante il tragitto attualmente stimato in diverse migliaia di anni, le acque riscaldate, a contatto con le rocce attraversate, porterebbero in soluzione da queste parecchi elementi, nonché alcuni nuclidi delle serie $4n$ e $4n+2$, che poi vanno ad accumularsi nei fanghi (Cantaluppi et al., 2014).

La "radioattività" dei fanghi termali euganei è nota fin dagli inizi del Novecento; sono seguiti poi studi negli Anni '50 del Novecento (Mameli et al., 1954), e quindi ad inizio anni '90 (Bertolo et al., 1990; Doretti et al., 1992), ma su numeri limitati di campioni. Misure sistematiche su un numero rappresentativo di campioni sono avvenute solo agli inizi del Duemila, con la caratterizzazione chimica e mineralogica dei fanghi provenienti da 27 stabilimenti termali (Turlon, 2002) e in seguito (2003) con misure radiometriche sia su fanghi terapeutici che su acque termali di 25 stabilimenti (Fasson, 2004). Quest'ultima serie di misure ha mostrato una proporzionalità diretta tra le attività di ^{226}Ra nei fanghi maturi e nelle acque termali con le quali questi erano a contatto, e che in linea di massima l'attività aumenta con il numero di riutilizzi dei fanghi stessi; questi campioni di fango sono stati poi rimisurati a distanza di una decina d'anni, (Cantaluppi et al., 2014) dimostrando la presenza di ^{228}Ra non supportato ($t_{1/2}=5,7$ anni). In anni più recenti (2016), è stato effettuato un secondo campionamento su larga scala di soli fanghi, che ha coinvolto complessivamente 28 siti, dei quali 18 ad Abano Terme, 9 a Montegrotto Terme e 1 a Teolo, oltre che 2 distinti prelievi del fango grezzo appena estratto dal Laghetto della Costa.

A livello internazionale la presenza di radionuclidi naturali nelle acque termali è ampiamente studiata dalla comunità scientifica (ad es. Karakaya et al., 2015; Rizo et al., 2013; Torrecilha et al., 2021) e sono note le problematiche di radioprotezione negli stabilimenti termali. L'esposizione deriva principalmente dall'inalazione di gas radon, proveniente dall'acqua termale, che si concentra negli ambienti chiusi di Spa e centri terapeutici ed è rilevante soprattutto per i lavoratori che operano in tali strutture a qualsiasi titolo; in secondo luogo bisogna considerare anche l'esposizione dei pazienti che ha origine dai radionuclidi contenuti in molte acque termali (nei trattamenti di fangoterapia e/o balneoterapia e/o inalazioni).

La presenza di gas radon in aria negli ambienti di lavoro è regolamentata da leggi italiane che hanno recepito direttive comunitarie (prima il D. Lgs. 230/1995 e s.m.i. ed ora il D. Lgs. 101/2020 attualmente in vigore), mentre per le acque e per i fanghi termali non ci sono disposizioni normative specifiche.

La possibile relazione tra il contenuto di radionuclidi nei fanghi originari, nell'acqua di maturazione e nei fanghi che hanno subito un processo di maturazione con acqua è ancora poco studiata a livello internazionale. In Torrecilha et al., 2021 sono studiati i radionuclidi

naturali in due tipi di bentonite e tre diverse tipologie di acque di maturazione del complesso termale di Peruibes (Spagna) e sono osservati in alcuni casi degli arricchimenti; è calcolata la dose derivante da applicazioni topiche. In Karakaya et al., 2015 sono analizzati i radionuclidi naturali nei fanghi di 18 Spa in Turchia e sono riscontrati valori ritenuti paragonabili ad argille cosmetiche; alcuni campioni hanno valori elevati di ^{226}Ra (massimo 383 Bq kg^{-1}) ma gli autori non discutono le cause. In Rizo et al., 2013 sono analizzati i fanghi della baia di San Diego (Cuba) che saranno usati per le terapie; i fanghi dopo maturazione non vengono analizzati, in quanto gli autori presumono che non ci siano differenze nel contenuto di radionuclidi. In Adelikhah et al., 2020 sono riportati lievi aumenti delle concentrazioni di ^{226}Ra e ^{228}Ra nei suoli agricoli irrigati con acqua termale.

Alcuni studiosi attribuiscono proprietà benefiche alla "radioattività" di alcune acque termali, in riferimento alla teoria dell'ormesi sull'esposizione a basse dosi (Yamaoka et al., 2004; Zajac, 2021, sito Terme di Lurisia), ad es. effetti antinfiammatori, analgesici e sulle difese immunitarie.

Nel distretto termale euganeo sono già studiati da tempo i contenuti e la mobilità dei radionuclidi delle due catene di decadimento del ^{238}U e del ^{232}Th nell'acqua termale e nei fanghi terapeutici (Fasson, 2004; Cantaluppi et al., 2012; Cantaluppi et al., 2014; Doretti et al., 1992). In questo lavoro di approfondimento della tematica sono presentati i risultati della caratterizzazione radiometrica del fango vergine originario e dei fanghi utilizzati negli stabilimenti termali euganei e la loro analisi in parallelo con i risultati delle analisi chimiche e mineralogiche. Per la prima volta l'approccio è volto alla comprensione del complesso meccanismo chimico-fisico-biologico che si verifica e che è alla base dell'arricchimento in alcuni radionuclidi.

Materiali e metodi

Prelievo e trattamento dei campioni

I campioni di fango terapeutico (28) sono stati prelevati tra maggio 2016 e maggio 2018, quelli di fango del Laghetto di Arquà a gennaio 2017, tutti conservati in contenitori di polipropilene. I campioni sono stati poi asciugati a temperatura ambiente, e polverizzati a mano; non sono stati necessari ulteriori trattamenti (es. setacciature a 2 mm). Un'aliquota di ciascun campione secco è stata prelevata per le analisi in spettrometria di fluorescenza a raggi X (XRF) e di diffrazione a raggi X (XRD), e una aliquota di circa 20-30 ml è stata impiegata per le misure radiometriche. I risultati delle analisi XRF e XRD sono presentati e discussi in Calderan et al., 2020.

Misure di spettrometria gamma

Le misure di spettrometria gamma sono state eseguite tramite rivelatori al Germanio iperpuro (HPGe) ad alta risoluzione; i rivelatori sono collocati in pozzetti in piombo di 100 mm di spessore per la schermatura del background esterno, con ulteriori fogli interni di Cd e Cu. A causa dei quantitativi limitati di campioni disponibili, la misura di spettrometria gamma è stata condotta in geometria beaker (contenitore di plastica da 100 mL). La calibrazione in efficienza per questa geometria di misura è stata ottenuta con soluzioni standard certificate QCY48 e QCYB40 (Amersham). I tempi di conteggio sono stati diversi da campione a campione, scelti con l'obiettivo di raggiungere un errore statistico minore del 10% nei fotopicchi di interesse. Gli spettri sono stati registrati ed elaborati con il software GENIE-2000 (© AREVA/Canberra). Non sono state applicate correzioni per la perdita di peso a 110°C , perché la variazione di massa (spesso $< 1\%$, come riportato da Calderan et al., 2020), è inferiore all'errore di misura in spettrometria gamma.

Sono state determinate le concentrazioni di attività dei principali radionuclidi naturali gamma emittenti, in particolare per le catene di decadimento di ^{238}U e ^{232}Th , ed il ^{137}Cs . Il ^{226}Ra è stato calcolato tramite la misura di ^{214}Pb e ^{214}Bi all'equilibrio nel campione sigillato dopo oltre 30 giorni.

Risultati

I risultati delle concentrazioni di attività dei principali radionuclidi gamma-emittenti sono riportati in tabella 1. Osserviamo che i due campioni prelevati nel laghetto di Arquà presentano differenti valori dei radionuclidi: questo è spiegabile perché sono stati raccolti per rappresentare la variabilità macroscopica osservabile su un cumulo di escavo estratto dal laghetto.

Tabella 1 - Concentrazione di attività di radionuclidi gamma-emittenti nei campioni di fango provenienti dagli stabilimenti termali (T01-T29) e in campioni provenienti dal laghetto di Arquà.

radionuclide energia (keV)	⁴⁰ K 1460,8	¹³⁷ Cs 661,7	²⁰⁸ Tl 2614,5	²¹⁰ Pb 46,5	²¹² Pb 238,6	²²⁶ Ra via ²¹⁴ Bi e ²¹⁴ Pb	²²⁸ Ac 911,2	²³⁴ Th 63,4
(Bq kg ⁻¹)								
T01	390,6	<1	31,4	114,6	74,2	145,7	67,9	<30
T02	420,7	0,8	28,3	260,3	102,2	303,3	84,0	<30
T03	535,6	<1	16,1	255,3	84,3	230,7	62,1	37,4
T04	418,8	<1	12,2	112,5	48,1	97,9	50,0	41,7
T05	441,0	0,4	14,1	87,8	52,0	95,7	51,8	48,9
T06	410,1	<1	28,4	136,6	102,1	174,9	91,2	91,8
T07	413,7	<1	11,8	105,7	36,6	193,5	34,9	77,1
T08	407,7	<1	10,8	252,8	38,7	399,4	39,7	112,8
T09	413,7	<1	12,0	183,8	48,8	217,9	39,5	65,1
T10	440,8	<1	9,4	327,3	39,0	462,0	37,5	<30
T11	425,6	<1	13,8	134,2	56,2	161,3	44,4	61,8
T12	415,9	1,9	10,9	365,8	36,9	546,7	32,4	<30
T13	423,8	<1	12,2	278,2	59,0	390,4	54,7	99,0
T15	403,3	<1	7,9	273,6	29,6	427,8	26,7	<30
T16	372,8	<1	6,3	285,3	27,8	567,3	25,9	<30
T17	459,6	<1	10,6	436,4	39,5	511,6	41,3	150,7
T18	448,4	<1	9,0	213,0	39,5	300,0	36,9	<30
T19	456,1	0,4	17,7	118,3	31,0	196,2	32,4	27,0
T20	419,4	1,6	17,8	229,5	37,0	576,0	41,4	38,8
T21	439,6	0,7	21,6	98,5	51,0	171,3	51,3	37,6
T22	495,3	1,2	16,5	256,3	31,3	405,6	32,3	32,3
T23	394,6	1,3	8,1	296,0	28,6	567,0	30,4	<30
T24	468,6	0,8	13,9	144,8	30,2	302,4	34,2	32,5
T25	434,1	<1	10,3	249,3	32,5	413,5	36,2	<30
T26	470,3	0,4	15,4	164,4	57,4	245,0	56,9	30,1
T27	531,1	<1	11,6	141,9	43,2	197,4	< 30	49,0
T28	310,7	<1	14,6	507,8	54,2	889,4	49,1	<30
T29	485,3	0,9	31,5	205,5	84,1	312,7	74,2	27,4
media	433,8	0,9	15,2	222,7	49,8	339,4	46,6	58,9
v. minimo	310,7	0,4	6,3	87,8	27,8	95,7	25,9	27,0
v. massimo	535,6	1,9	31,5	507,8	102,2	889,4	91,2	150,7
LAGO1	436,1	<1	10,4	94,0	42,7	77,8	40,3	35,8
LAGO2	396,9	<1	30,0	177,6	145,5	105,0	102,0	37,3
media	416,5		20,2	135,8	94,1	91,4	71,1	36,6
errore di mis. (%) al 95% di conf.	7	10	15	15	10	8	10	15

Nella catena di decadimento del ²³⁸U si osserva un disequilibrio e risulta evidente un "arricchimento" in ²²⁶Ra dei fanghi "maturi" rispetto ai fanghi "vergini": confrontando i valori medi si riscontra un accrescimento nel contenuto di ²²⁶Ra di circa 3,7 volte rispetto al laghetto di Arquà, a conferma di quanto già precedentemente segnalato (Cantaluppi et al., 2012, Cantaluppi et al., 2014). L'arricchimento si osserva anche confrontando nel data-set dei fanghi termali (T01-T29) il valore medio di ²³⁸U (che in questi campioni può essere considerato

all'equilibrio radioattivo con ^{234}Th e quindi $^{234}\text{Th} = ^{238}\text{U}$): 59 Bq/kg ed il valor medio di ^{226}Ra : 339 Bq/kg (figura 1).

Nei fanghi termali si osserva anche un'ampia variabilità della concentrazione di ^{210}Pb ed un accrescimento rispetto ai campioni del lago di Arquà (mediamente quasi il doppio). L'ampia variabilità del ^{210}Pb comprende il contributo atmosferico e potrebbe riflettere la "storia" del fango, in termini di cicli di maturazione.

Nella catena di decadimento del ^{232}Th , il ^{228}Ra è determinato con la misura di ^{228}Ac a 911,1 keV che in questi campioni può essere considerato in equilibrio radioattivo con ^{228}Ra : è stato quindi considerato $^{228}\text{Ra} = ^{228}\text{Ac}$. Confrontando i valori medi non osserviamo un aumento del ^{228}Ra nei fanghi termali rispetto al contenuto nei campioni di fango vergine.

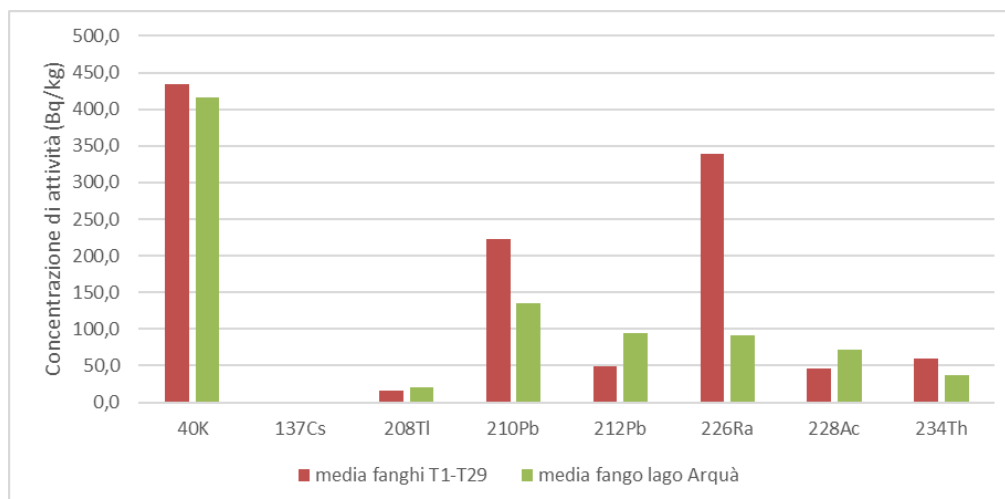
Il ^{40}K sia nei campioni di fango termale, sia nei campioni di fango grezzo presenta concentrazioni di attività del tutto in linea con la composizione mineralogica e non sembra coinvolto in processi di arricchimento durante la maturazione.

Il ^{137}Cs è stato determinato quantitativamente in pochi campioni di fango termale: come noto il ^{137}Cs non è presente naturalmente nei suoli e nei sedimenti, ma può essere rinvenuto a causa del fall-out radioattivo conseguente i tests atomici e l'incidente di Chernobyl. Poiché i fanghi analizzati possono avere subito molti diversi e/o ripetuti trattamenti, la presenza di ^{137}Cs non ci dà particolari informazioni riguardo la "storia" del fango.

La Figura 2 mostra che anche per la campionatura del 2016 si conferma l'arricchimento in ^{226}Ra per i fanghi maturi rispetto ai sedimenti del laghetto di Arquà, già osservato negli ultimi decenni. Anche altri radionuclidi della catena di decadimento del ^{238}U mostrano la stessa tendenza (^{210}Pb e ^{234}Th), mentre non ci sono impoverimenti o arricchimenti per gli altri radionuclidi misurati.

Gli arricchimenti osservati sono attribuiti alla ritenzione nel fango di alcuni nuclidi presenti nelle acque termali usate per la maturazione: infatti l'attività di ^{226}Ra nel fango e nell'acqua termale sono ben correlate (figura 3). L'arricchimento potrebbe essere ulteriormente incrementato dal processo di riciclo del fango. Il susseguirsi di diversi cicli di uso e ri-maturazione determinano una progressiva variazione di alcuni componenti legati alla degradabilità di composti organici (clorofilla a e derivati) e alla perdita delle frazioni più fini del fango, rappresentate da minerali argillosi (illite e caolinite) e identificate con diversi proxy geochimici, come il rapporto Rb/Zr (Calderan et al., 2020). In effetti, la Figura 4 mostra che l'attività di ^{226}Ra è correlata come atteso con i parametri menzionati e che i sedimenti del laghetto di Arquà sono distinti dalla popolazione dei fanghi maturi, trovandosi agli estremi delle distribuzioni dei fanghi e in continuità con questi.

Figura 1 - Confronto dei radionuclidi nei fanghi termali e vergini



Un aspetto ancora non definito riguarda la collocazione del Ra nel fango. Il Ra ha raggio ionico molto simile al Ba, stesso stato di ossidazione (+2) e sono elementi alcalino terrosi. Per questo il Ba viene spesso usato come analogo chimico del Ra (IAEA, 2014), ma nei fanghi analizzati i contenuti di Ba sono coerenti con questo tipo di materiali e non correlati all'attività di ^{226}Ra .

Figura 2 - Rapporti fra attività dei nuclidi nei fanghi terapeutici e nei sedimenti del laghetto di Arquà.

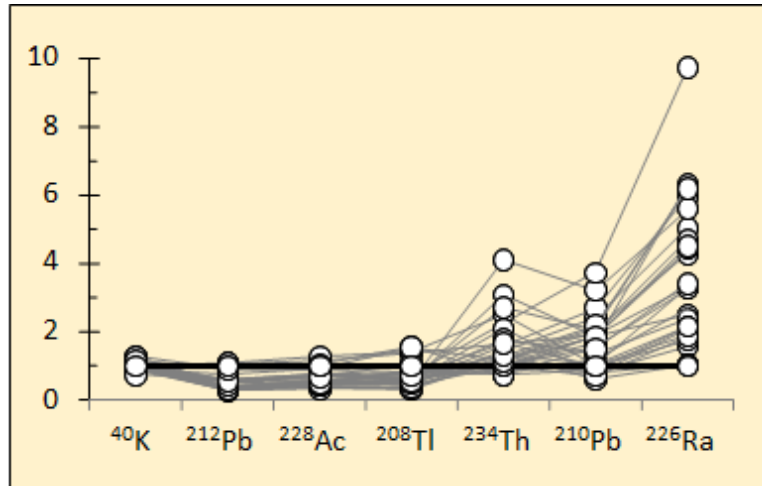


Figura 3 - Relazione tra contenuto di ^{226}Ra in acqua termale e nel rispettivo fango maturo (Cantaluppi et al., 2014).

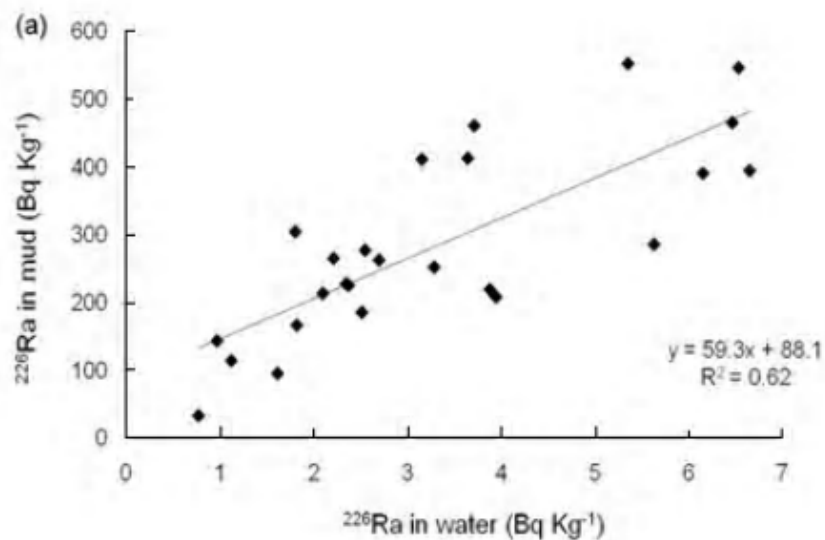
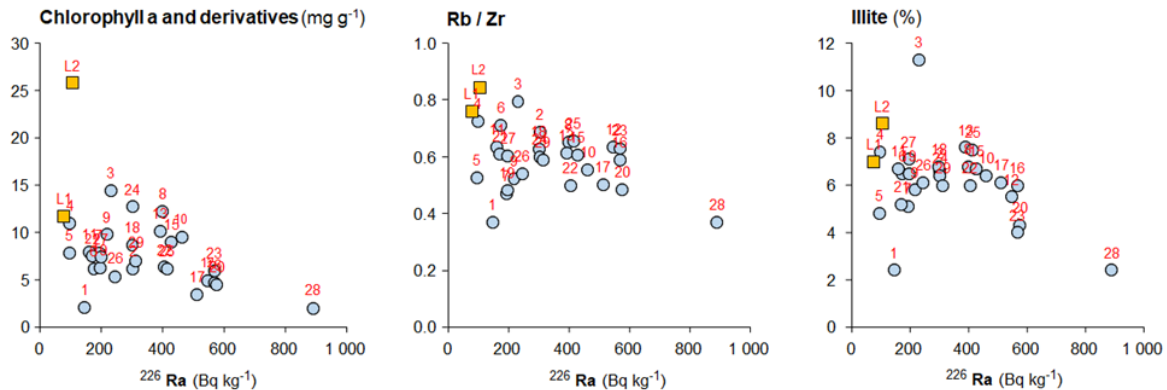


Figura 4. Attività di ^{226}Ra vs. alcuni parametri (da Calderan et al., 2020) indicanti: la concentrazione di sostanze organiche labili (Clorofilla a e derivati), un indicatore geochimico di granulometria (Rb/Zr, Rb tende ad arricchirsi nelle frazioni fini, Zr nella frazioni siltose e sabbiose), un minerale argilloso (illite). Quadrati: sedimenti dal laghetto di Arquà. Con il ripetersi dei cicli di ri-maturazione dei fanghi, la loro composizione tende ad allontanarsi da quella originaria dei sedimenti del laghetto e l'attività di ^{226}Ra aumenta.



Al contrario, correlazioni positive con ^{226}Ra si osservano per calcite e CaO, al limite della significatività, e per S in modo più chiaro ($r=0.672$, 30 campioni). Non si osservano correlazioni con sostanza organica (approssimata dalla perdita in peso fra 60° e 350°C), né con il Mn, i cui ossidi sono ritenuti forti adsorbitori di Ra (IAEA, 2014). In base alle osservazioni di letteratura (IAEA, 2014), i solfati sono le fasi che più efficacemente potrebbero catturare Ra e questa tendenza è in accordo con la correlazione ^{226}Ra -S menzionata, ma al momento non è possibile definire se la fase che cattura il Ra sia gesso (osservato in diffrazione raggi X) o un altro solfato (es. barite). Non si può escludere che il Ra sia associato al reticolo della calcite; tuttavia questo meccanismo è riportato solo per alti tassi di crescita della calcite, cosa possibile, ma non supportata da evidenze dirette. Anche la calcite, come il gesso, tende ad essere più concentrata nei fanghi maturi rispetto ai sedimenti del laghetto. Il calcolo degli indici di saturazione (eseguito con Visual MINTEQ 3.1, Gustafsson, 2020; <https://vminteq.com>) indica maggiore sovrasaturazione di calcite rispetto a gesso (non è possibile considerare la barite per mancanza di dati sul Ba disciolto).

In tabella 2 sono confrontate le concentrazioni di attività di ^{226}Ra e ^{40}K dei fanghi euganei con fanghi termali di diversa provenienza che hanno in generale varia composizione del fango di partenza e delle acque termali. Si osserva un'ampia variabilità dei contenuti di radionuclidi. Il contenuto di ^{40}K è in linea con gli altri risultati riportati e con il valore medio delle peliti (UNSCEAR, 2008), mentre il contenuto di ^{226}Ra è compatibile con quanto misurato nel precedente studio, ma mediamente più alto rispetto ad altri studi.

Il confronto con la precedente campagna di misura dei fanghi termali può essere fatto solo in modo qualitativo, in quanto ci sono pochi punti di prelievo in comune; inoltre, in passato alcuni stabilimenti usavano materiali diversi quale fango vergine da maturare. In ogni caso si conferma un accrescimento di ^{226}Ra di circa 3,7 (campagna 2016) contro 4,7 (campagna 2003).

Dal punto di vista radioprotezionistico ci si pone il problema di valutare l'eventuale dose al paziente e agli operatori degli stabilimenti termali derivante dai trattamenti di fangoterapia ma in letteratura sono pochi i lavori riguardanti la dose efficace ricevuta dai pazienti (Torrecilha et al., 2021, Kapala et al., 2020, Rizo et al., 2013, Karakaya et al., 2015, UNSCEAR 2008).

Tabella 2 - Confronto dei valori medi della concentrazione di attività di radionuclidi gamma-emittenti nei campioni di fango (questo lavoro) con fanghi terapeutici di altre provenienze

	^{226}Ra (Bq kg ⁻¹)	^{40}K (Bq kg ⁻¹)
Questo lavoro	339	434
Fanghi termali euganei (Cantaluppi et al., 2014) (rif. a 110 °C)	286 ± 138	427 ± 48
Fanghi termali Polonia (Kapala et al., 2020)	53	24
Peliti Turchia (Karakaya et al., 2015)	55 ÷ 425	65 ÷ 1699
Bentoniti Brasile (Torrecilha et al., 2021)	9 ÷ 161	162 ÷ 1070
Fanghi baia S. Diego Cuba (Rizo et al., 2013)	2 ÷ 26	208 ÷ 433
Argille (smectiti, caolini) per farmacologia (Silva et al., 2011)	27 ÷ 51	76 ÷ 1146
Suolo utilizzato in fangoterapia (Manic et al, 2006)	259 ± 6	219 ± 4
Peliti media mondiale (UNSCEAR 2008)	37	400

Come su detto, il D. Lgs. 101/2020 regola l'esposizione al Rn negli stabilimenti termali quali luogo di lavoro, ma non regola in modo esplicito le attività lavorative che comportano l'uso e la manipolazione di fanghi termali, né l'eventuale esposizione di chi si sottopone ai trattamenti di fangoterapia. In relazione all'impiego di materiali contenenti radionuclidi di origine naturale, in tabella II-2 dell'Allegato II del suddetto decreto sono riportati i livelli di esenzione in termini di concentrazione di attività, che sono 1000 Bq/kg per i radionuclidi delle serie ^{232}Th e ^{238}U e di 10000 Bq/kg per il ^{40}K , valori che non sono superati nei fanghi termali analizzati in questo lavoro.

Considerando per un trattamento fangoterapico uno strato di fango uniforme spesso 3 mm, la concentrazione di attività di ^{226}Ra di 500 Bq kg⁻¹ e durata di 30 minuti, la dose da emissione gamma del ^{226}Ra si può stimare utilizzando un coefficiente di dose da contaminazione superficiale di 4,8 * 10⁻² mSv/h per un deposito uniforme di 1 kBq cm⁻² (Delacroix et al., 2002), ne deriva la stima di 3,5 nSv per applicazione.

Ripetendo la stessa valutazione per il contenuto di ^{40}K nei fanghi termali, ipotizzando una concentrazione di attività di ^{40}K di 500 Bq kg⁻¹, una distribuzione uniforme di uno strato di fango sulla pelle di 3 mm, un coefficiente di dose da contaminazione superficiale 1,65 mSv/h per un deposito uniforme di 1 kBq cm⁻² (Delacroix et al., 2002), un'applicazione di 30 minuti: ne deriva la stima di 0,13 µSv per applicazione – circa 37 volte maggiore di quanto calcolato per il ^{226}Ra : si tratta di valori trascurabili se si considera come riferimento per il confronto il limite di dose efficace per anno solare per la popolazione di 1 mSv e di dose equivalente alla pelle di 50 mSv.

Alcuni autori utilizzano altri indici di calcolo della dose: in generale quasi tutti concordano nel concludere che allo stato attuale delle conoscenze l'utilizzo dei fanghi non comporta un evidente incremento della dose assorbita (Torrecilha et al., 2021 Kapala et al., 2020 Rizo et al., 2013, Karakaya et al., 2015, UNSCEAR 2008).

Conclusioni

I risultati presentati in questo lavoro confermano che la reiterazione dei cicli di maturazione del fango termale euganeo comporta un aumento dell'attività del ^{226}Ra nel fango stesso. Le concentrazioni di ^{226}Ra misurate sono in media 290 Bq/kg, comprese tra 96 e 890 Bq/kg. Le analisi mineralogiche indicano che la collocazione più probabile per ^{226}Ra è nei solfati che pure aumentano ad ogni ciclo di maturazione.

Le valutazioni di dose assorbita negli scenari più cautelativi confermano che comunque la dose assorbita dal paziente nei trattamenti di fangoterapia può essere considerata trascurabile.

Bibliografia

- Adelikhak M., Shahrokhi A., Chalupnik S., Toth.Bodrogi E., Kovacs T. *High level of natural ionizing radiation at a thermal bath in Dehloran, Iran*. 2020, Heliyon 6, eD4297
- Bacino Idrominerario Omogeneo dei Colli Euganei, Gestione Unica del - (BIOCE), <https://gestioneunica.it/>; ultimo accesso: 09 set. 2022
- Bertolo, A., Manduchi, C. *Radionuclidi nelle acque e nei fanghi del bacino termale euganeo*. 1990, Ambiente Risorse Salute, 106, 27-30
- BUR, 2015. Regolamento d'uso del Marchio collettivo d'origine Fango D.O.C. – Thermae-Abano Montegrotto. 2015, Regione Veneto, Bollettino Ufficiale Regione del Veneto, Venezia, venerdì 27 marzo 2015. Anno XLVI - N. 30, 33–81.
- Calderan, A., Carraro, A., Honisch C., Lalli, A., Ruzza, P., Tateo, F. *Euganean therapeutic mud (NE Italy): Chlorophyll a variations over two years and relationships with mineralogy and geochemistry*. 2020, Applied Clay Science, Volume 185, 105361, ISSN 0169-1317, <https://doi.org/10.1016/j.clay.2019.105361>.
- Cantaluppi, C., Fasson, A., Ceccotto, F., Cianchi, A., Degetto, S. *Radiochemical analysis of waters and mud of Euganean spas (Padua)*. 2012, EPJ Web of Conferences DOI: 10.1051/C Owned by the authors, published by EDP Sciences, epjconf 20122/24 03001 (2012) 403001- SIF
- Cantaluppi, C., Fasson, A., Ceccotto, F., Cianchi, A., Degetto, S. *Abstract "Radionuclides concentration in waters and mud of Euganean Thermal District"*. 2013, FIST GEOITALIA 2013 – IX Forum di Scienze della Terra, Pisa 16-18 settembre 2013
- Cantaluppi, C., Fasson, A., Ceccotto, F., Cianchi, A., Degetto, S. *Radionuclides concentration in waters and mud of Euganean Thermal District*. 2014, International Journal of Environmental Research, 8(1):237-248, Winter 2014
- D. Lgs. 230/1995. Decreto Legislativo 17 marzo 1995, n. 230; *Attuazione delle direttive 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 2006/117/Euratom in materia di radiazioni ionizzanti, 2009/71/Euratom in materia di sicurezza nucleare degli impianti nucleari e 2011/70/Euratom in materia di gestione sicura del combustibile esaurito e dei rifiuti radioattivi derivanti da attività civili*. 1995, Gazzetta Ufficiale n.136 del 13-06-1995 - Suppl. Ordinario n. 74 e successive modifiche ed integrazioni
- D. Lgs. 241/2000. Decreto Legislativo 26 maggio 2000, n. 241; *Attuazione della direttiva 96/29/EURATOM in materia di protezione sanitaria della popolazione e dei lavoratori contro i rischi derivanti dalle radiazioni ionizzanti*. 2000, Gazzetta Ufficiale n.203 del 31-08-2000 - Suppl. Ordinario n. 140 e successive modifiche ed integrazioni
- D. Lgs. 101/2020. Decreto Legislativo 31 luglio 2020, n. 101; *Attuazione della direttiva 2013/59/Euratom, che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti, e che abroga le direttive 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom e 2003/122/Euratom e riordina della normativa di settore in attuazione dell'articolo 20, comma 1, lettera a), della legge 4 ottobre 2019, n. 117. (20G00121)*. 2020, Gazzetta Ufficiale n.201 del 12-08-2020 - Suppl. Ordinario n. 29 e successive modifiche ed integrazioni
- Delacroix, D., Guerre, J.P., Leblanc, P., Hickman, C. *Radionuclide And Radiation Protection Data Handbook 2002*. 2002, Radiation Protection Dosimetry, Vol. 98 No 1. ISBN 1 870965 87 6. Published by Nuclear Technology Publishing
- Doretti, L., Ferrara, D., Barison, G., Gerbasì, R., Battiston, G. *Natural radionuclides in the muds and waters used in thermal therapy in Abano Terme, Italy*. 1992, Radiation Protection Dosimetry, 45 (1/4), 175-178
- Fasson, A. *Radioattività naturale delle acque minerali calde e dei fanghi utilizzati negli stabilimenti termali di Abano e Montegrotto*. 2004, tesi di laurea, inedita; Dip. Chimica Inorganica, Metallorganica e Analitica, Università di Padova (2004)
- Gustafsson, J.P. *Visual MINTEQ 3.1 - A freeware chemical equilibrium model for the calculation of metal speciation*. 2020, <https://vminteq.com>; ultimo accesso: 18 set. 2022.
- IAEA. *The Environmental Behaviour of Radium: Revised Edition*. 2014, International Atomic Energy Agency, Vienna; TECHNICAL REPORTS Series No. 476, ISBN 978-92-0-143310-7, ISSN 0074-1914
- Kapala, J., Karpinska, M., Mnich, S. *Effective doses of ionizing radiation during therapeutic peat mud treatment from a deposit in the Knyszyn forest (Northeastern Poland)*. 2020, International Journal of Environmental Research and Public Health, 17, 6819
- Karakaya M.C., Drogu M., Karakaya N., Vural H.C., Kuluozturk F., Bal S.S. *Radioactivity concentrations and dose assessments of therapeutic peloids from some Turkish spas*. 2015, Clay Minerals, 50, 221-232.
- Mameli E., Carretta U., *Due secoli di indagini fisiche e chimiche sulle acque minerali ipertermali, sui*

- fanghi e sui gas euganei*. 1954, Memorie dell'Accademia Patavina di Scienze ed Arti, vol. 66, parte II, pagg. 1-146
- Manic, G., Petrovic, S., Vesna, M., Popovic, D., Todorovic, D. *Radon concentrations in a spa in Serbia*. 2006, Environ Int., 2006 May;32(4):533-7. doi: 10.1016/j.envint.2005.12.002. Epub 2006 Feb 17. PMID: 16483654
- Marcolongo, G., De Appolonia, F., Venzo, A., Berrie, C.P., Carofiglio, T., Ceschi Berrini, C. *Diacylglycerolipids isolated from a thermophile cyanobacterium from the Euganean hot springs*. 2006, Nat. Prod. Res. 20, 766–774. <https://doi.org/10.1080/14786410500176393>
- Mayer, A., Pola, M., Fabbri, P., Piccinini, L., Zampieri, D. *Radium - Radon - Actinium systematic in geothermal groundwater: constraints for groundwater upwelling-time in the Euganean geothermal field (Italy)*. 2015, Poster; Contribution ID: 367. International Symposium on Isotope Hydrology: Revisiting Foundations and Exploring Frontiers - CN225, IAEA – Water Resources programme, Vienna 11-15 maggio 2015.
- MINWAT 2020. *3rd International Multidisciplinary Conference on Mineral and Thermal Waters*. 2022, Caserta, Italy; June 26-30, 2022 <https://minwatitaly2020.org/> ; ultimo accesso: 18 set. 2022.
- Papadopoulou, A., Giouri, K., Tzamos, E., Filippidis, A., Stoulos, S. (2014). *Natural radioactivity and trace element composition of natural clays used as cosmetic products in the Greek market*. 2014, Clay Minerals, 49(1), 53-62. doi:10.1180/claymin.2014.049.1.05
- Rizo O.D., Rudnikas A.G., Lopez J.O.A., Rodriguez K.D., Hernandez P.G., Castillo J.R.F., Padilla D.B. *Radioactivity levels and radiation hazard of healing mud from San Diego River, Cuba*. 2013, J Radioanal Nucl Chem, 213 1293-1297.
- Silva, P.S.C., Oliveira, S.M.B., Farias, L., Fávoro, D.I.T., Mazzilli, B.P. *Chemical and radiological characterization of clay minerals used in pharmaceuticals and cosmetics*. 2011, Applied Clay Science, Volume 52, Issues 1–2, 2011, Pages 145-149, ISSN 169-1317, <https://doi.org/10.1016/j.clay.2011.02.013>. (<https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0169131711000780>)
- Terre di Lurisia, <https://termedilurisia.it/home/acqua-in-cui-immersersi/>; ultimo accesso: 09 set. 2022.
- Torrecilha, J.K.; Marrichi, J.M.O.; Souza, E.A.P.; Gouvea, P.F.M.; Alves, I.C.; Santos, A.; Silva, P.S.C. *Radiological characterization of peloids obtained by maturation with Águas de Lindóia, Poços de Caldas and Peruíbe waters*. 2021, Brazilian Journal of Radiation Sciences, v. 9, n. 1A, p. 1-14. DOI: 10.15392/bjrs.v9i1A.1385. Disponibile su: <http://repositorio.ipen.br/handle/123456789/32107> ; ultimo accesso: 09 set. 2022.
- Torresan, F., Piccinini, L., Cacace, M., Pola, M., Zampieri, D., Fabbri, P. *Numerical modeling as a tool for evaluating the renewability of geothermal resources: the case study of the Euganean Geothermal System (NE Italy)*. 2022, Environ. Geochem. Health 44, 2135–2162. <https://doi.org/10.1007/s10653-021-01028-4>
- Turlon, M. *Definizione chimica e mineralogica dei fanghi termali utilizzati in ventisette stabilimenti del bacino euganeo*. 2002, tesi di laurea, inedita; Dip. Mineralogia e Petrografia, Università di Padova
- UNSCEAR, *UNSCEAR 2008 Report Volume I*. 2008, United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, ISBN: 978-92-1-142274-0
- Yamaoka, K., Mitsunobu, F., Hanamoto, K., Mori, S., Tanizaki, Y., Sugita, K. *Study on biologic effects of radon and thermal therapy on osteoarthritis*. 2004, The Journal of Pain. 2004; Volume 5, Issue 1, p.20-25. <https://doi.org/10.1016/j.jpain.2003.09.005>
- Zajac, D. *Inhalations with thermal waters in respiratory diseases*. 2021, Journal of Ethnopharmacology, Volume 281, 114505, ISSN 0378-8741. doi: 10.1016/j.jep.2021.114505
- Zampieri, R.M., Adessi, A., Caldara, F., Codato, A., Furlan, M., Rampazzo, C., De Philippis, R., La Rocca, N., Valle, L.D. *Anti-inflammatory activity of exopolysaccharides from Phormidium sp. ETS05, the most abundant cyanobacterium of the therapeutic euganean thermal muds, using the zebrafish model*. 2020, Biomolecules 10. <https://doi.org/10.3390/biom10040582>



Sessione 7 NORM

La radioprotezione applicata alle industrie NORM: sviluppo di un sistema di strumenti metodologici, conoscitivi e formativi a sostegno degli *stakeholders*. Stato dell'arte del progetto di INAIL

R. Trevisi¹, A. Bogi², S. Bucci³, E. Caldognetto⁴, G. La Verde⁵, L. Luzzi⁶, F. Leonardi¹, C. Nuccetelli⁷, I. Peroni³, F. Picciolo², G. Pratesi³, F. Trotti⁴, R. Ugolini⁴, G. Venoso¹, M. Pugliese⁵

¹Istituto nazionale per l'assicurazione contro gli infortuni sul lavoro (INAIL) - Settore Ricerca - DiMEILA

²Servizio Sanitario della Toscana, Unità Sanitaria Toscana Sud-Est, Siena, Italia

³Agenzia Regionale per la Protezione Ambientale della Toscana (ARPAT), Firenze

⁴Agenzia regionale per la Prevenzione e Protezione Ambientale del Veneto (ARPAV), Verona

⁵Dipartimento di Fisica "E. Pancini" Università degli Studi di Napoli Federico II

⁶Università di Roma "Sapienza"

⁷Centro Nazionale per la Protezione dalle Radiazioni e Fisica Computazionale, Istituto Superiore di Sanità
Roma

r.trevisi@inail.it

Riassunto

Con il recepimento della Direttiva Europea 59/2013 EURATOM, la normativa italiana di radioprotezione ha introdotto nuovi obblighi per gli esercenti di diversi settori industriali "NORM". Per sostenere l'assolvimento di tali obblighi che garantiscono la protezione di lavoratori e popolazione, dal 2019 è in corso un progetto di ricerca, nell'ambito del quale sono state realizzate diverse attività. Alcune di esse hanno avuto sviluppi anche in ambito internazionale, a testimonianza di quanto questa tematica sia di grande interesse.

Lo scopo del presente lavoro è presentare i nuovi risultati del progetto, dall'aggiornamento del censimento dei settori NORM attualmente attivi in Italia, all'applicazione e declinazione dell'approccio graduale per l'individuazione di situazioni di particolare interesse dal punto di vista della radioprotezione, fino allo sviluppo di metodologie operative e di calcolo applicate ad alcuni settori.

INTRODUZIONE

Il recepimento della Direttiva Europea 59/2013 EURATOM (Direttiva 2013/59/EURATOM 2013) con il D.Lgs. 101/2020 (Decreto legislativo 31 luglio 2020 n.101 2020) ha determinato molteplici e profondi cambiamenti nel sistema di radioprotezione che, fino ad allora, aveva come riferimento normativo il D.lgs. 230/1995 e s.m.i. (Decreto Legislativo del Governo 17 marzo 1995 n.230 1995). Tra i diversi campi di applicazione oggetto di attenzione della nuova norma, vi sono le pratiche che comportano l'impiego di materiali contenenti radionuclidi di origine naturale, indicate anche come "*industrie con presenza di NORM*", ove l'acronimo NORM sta per *Naturally Occurring Radioactive Materials*.

Nella norma vigente, le "*industrie con presenza di NORM*" sono classificate come pratiche, ovvero come "situazioni per le quali la radioprotezione può essere pianificata in anticipo, prima che le esposizioni abbiano luogo, e per le quali l'entità delle esposizioni può essere ragionevolmente prevista" introducendo i livelli di esenzione/allontanamento quali strumenti operativi di radioprotezione. In particolare, analizzando l'Allegato II del D.Lgs. 101/2020, si osserva che il legislatore ha introdotto due diversi livelli di esenzione/allontanamento: il primo è definito in termini

di concentrazione di attività e si applica alle matrici solide, quali le materie prime, prodotti intermedi e residui (ai quali si applica la definizione n.120 del suddetto decreto). Il secondo livello di esenzione/allontanamento è posto invece in termini di dose per i lavoratori e per l'individuo rappresentativo.

Una pratica è considerata “esente” dalla notifica e da altri obblighi quando le dosi per i lavoratori e per l'individuo rappresentativo non superano rispettivamente 1 mSv/anno e 0.3 mSv/anno.

I settori industriali con presenza di NORM, descritti nella Tabella II-1 dell'Allegato II, sono numerosi e comprendono realtà industriali che non erano considerate dalla normativa precedente, pertanto risulta necessario sviluppare degli standard metodologici in grado di migliorare la comprensione e l'applicazione degli adempimenti normativi da parte dei diversi *stakeholder*, categoria che include gli esercenti, gli esperti di radioprotezione, le figure tecniche coinvolte nelle fasi di controllo, ecc.

Analizzando il decreto, emergono diverse difficoltà nella interpretazione e applicazione di alcune parti di esso soprattutto dal punto di vista scientifico/metodologico. Si avverte la necessità di indicazioni sulle modalità di individuazione delle matrici di interesse, sui metodi di misura, sulle tecniche di campionamento, sui modelli di dose e sulle modalità per l'individuazione degli scenari espositivi più significativi e di tutto ciò ancora necessario, per garantire una corretta gestione della radioprotezione.

In questo contesto, il progetto INAIL ha come obiettivo generale elaborare strumenti tecnico scientifici utili all'attuazione del D.Lgs. 101/2020 da parte degli esercenti di settori industriali con presenza di NORM di particolare interesse: maggiori dettagli sull'impostazione del progetto, sugli obiettivi specifici, ecc. sono stati descritti in (Luzzi L 2021).

Di seguito si riportano i principali risultati delle attività del progetto.

CENSIMENTO INDUSTRIE NORM IN ITALIA: AGGIORNAMENTO E NOVITA'

La prima attività di questo progetto è stata la ricerca delle industrie con presenza di NORM sul territorio italiano, tenuto conto dei settori industriali riportati nella tabella II-1 dell'allegato II del D. Lgs. 101/2020. Questa attività aggiorna il censimento compiuto da ISPRA nel 2014 (Cappai M. 2014). Molto importante per tale attività è stato il contributo di alcuni *stakeholders* (come ENI S.p.A), nonché di associazioni di categoria (come AITEC/Federbeton); ulteriori informazioni sono state ricavate dalla consultazione di siti web delle singole aziende.

Dal 2014 ad oggi il numero delle diverse attività industriali presenti sul territorio è cambiata: come riportato in tabella 1, alcuni settori hanno registrato un decremento, mentre altri sono rimasti invariati nella loro numerosità. I settori che hanno registrato una maggiore diminuzione nel numero di impianti sono la produzione di cemento (-33%) e le centrali a carbone (-54%). Anche il settore delle acciaierie ha subito una contrazione: in particolare le acciaierie con forni elettrici sono diminuite del 7% dal 2014 mentre le acciaierie a ciclo integrale ad oggi sono rappresentate da un solo impianto. Riguardo il settore dell'estrazione di petrolio e gas si registra una riduzione del 4% di pozzi, e risultano attualmente attivi 25 Impianti di estrazione del petrolio, 10 Raffinerie e 193 Impianti di estrazione del gas. Sono rimasti, invece, invariati il numero di impianti di produzione del biossido di titanio, della lavorazione della bauxite e di impianti geotermici.

Di contro, il settore dello zirconio e dello zirconio, che coinvolge la produzione di piastrelle e refrattari, ha registrato un aumento del 60% relativamente alla produzione di piastrelle e una riduzione del 16% nel campo dei refrattari; nel medesimo settore si aggiunge anche il censimento delle aziende produttrici di ceramica sanitaria (in numero pari a 30) e di smalti e coloranti per ceramica (15).

Infine, si segnala che, rispetto all'elenco di settori industriali riportato nella tabella II-1, ad oggi non risultano attive in Italia aziende che si occupano di:

- Estrazione delle terre rare da monazite

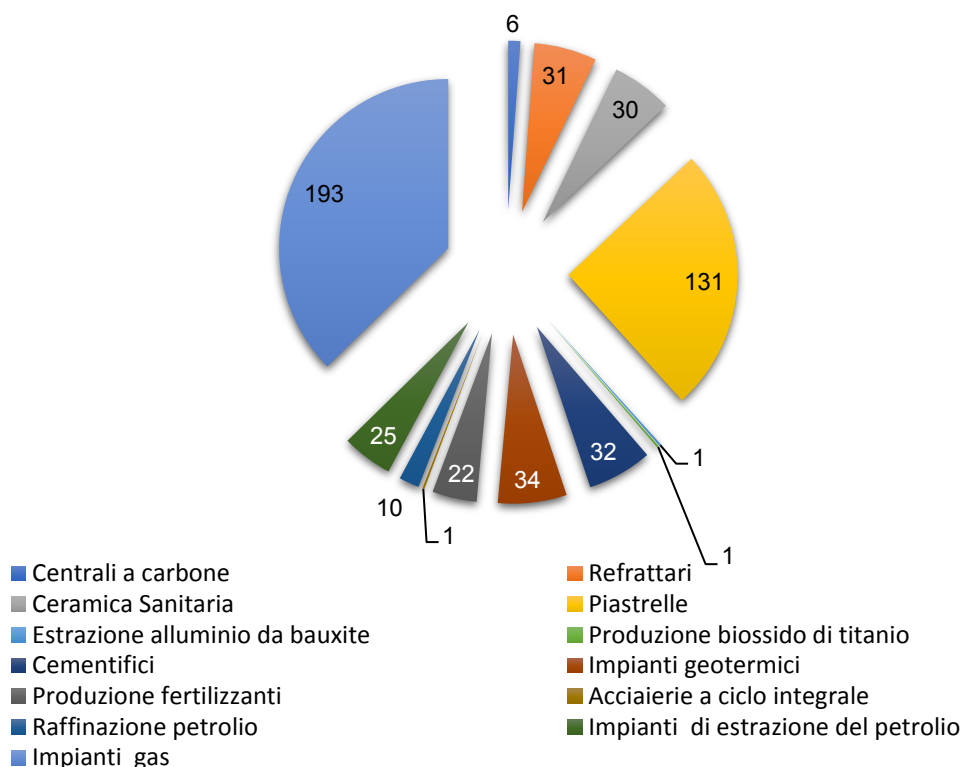
- Estrazione di stagno, piombo e rame
- Estrazione di ferro-niobio da pirocloro
- Lavorazione della niobite/tantalite

Tabella 1 Confronto censimento attività NORM 2022: confronto con il censimento ISPRA del 2014 (Cappai M. 2014)

Settore industriale	N. Impianti 2014	N. Impianti 2022	Informazioni sul processo
Produzione di cemento	81	54	Ciclo integrale (32) Macinazione (22)
Impianti geotermici	34	34	Alta e media entalpia
Sabbie zirconifere	82 37	131 31 30 15	Piastrelle Refrattari Sanitari Smalti e coloranti per ceramica
Centrali a carbone	13	6	Estrazione Combustione manutenzione caldaie
Produzione del biossido di titanio	1	1	Gestione e manutenzione dell'impianto
Acciaierie	2 40	1 37	Ciclo integrale Forni elettrici
Petrolio & gas	1642 (pozzi)	1581 (pozzi) in 25 Impianti per il petrolio 193 Impianti di gas 10 Raffinerie	Estrazione e lavorazione
Lavorazione della bauxite (estrazione dell'allumina da bauxite)	1	1	Fanghi rossi

Il grafico in figura 1 riassume il numero di impianti industriali NORM attivi in Italia in base ai risultati del nuovo censimento.

Figura 1 Numerosità degli impianti di settori NORM aggiornati al 2022



Anche sulla base dei risultati del nuovo censimento, ai fini dell'attività svolta nell'ambito del progetto, sono stati selezionati alcuni settori industriali da investigare secondo la metodologia elaborata e di seguito descritta. Essi sono:

- produzione di cemento
- industria dello zirconio e dello zirconio
- produzione di energia geotermica
- produzione del pigmento TiO₂

Le informazioni che si stanno collezionando sono in linea con la raccolta di dati relativi alle industrie con presenza di NORM in Unione Europea, attualmente nell'ambito WP2 del progetto europeo "RadoNorm", finanziato dall'Unione Europea nel programma EURATOM Horizon 2020 (<https://www.radonorm.eu/workpackages/wp2-tasks/>).

SVILUPPO DI UN APPROCCIO METODOLOGICO ALL'APPLICAZIONE DEL TITOLO IV D.LGS.101/2020 PER SETTORI INDUSTRIALI NORM

Il D.lgs.101/2020, così come la Direttiva Europea 2013/59/Euratom (Direttiva 2013/59/EURATOM 2013), nel Titolo IV prevede che l'esercente delle industrie NORM assolvere agli obblighi, descritti nell'articolo 22.

Per assolvere a tali obblighi, è stato sviluppato un approccio metodologico che integra studi del passato con nuovi approfondimenti, nuove analisi, visite in industrie NORM e interazioni con gli *stakeholders*.

La metodologia elaborata ha affrontato alcuni aspetti radioprotezionistici, in particolare:

- Identificazione delle matrici di interesse da sottoporre ad analisi di laboratorio e dei radionuclidi da misurare;
- Individuazione dei metodi di analisi da utilizzare;
- Messa a punto di metodi semplificati per la stima della dose efficace per lavoratori e per l'individuo rappresentativo della popolazione.

La metodologia elaborata, rappresentata nella figura 2, consiste in una sequenza di valutazioni, che, mediante un approccio graduale, portano l'esercente ad individuare le situazioni di esposizione più critiche dal punto di vista radioprotezionistico e a verificarne l'impatto rispetto ai livelli di esenzione.

La metodologia si compone, pertanto di due fasi entrambe articolate in "step" successivi secondo un "graded approach":

- La fase 1 parte dalla identificazione della pratica oggetto di attenzione ovvero, - laddove la norma indichi soltanto l'intero processo industriale – dall' identificare le situazioni espositive più critiche all'interno di esso.
In relazione alla pratica, si procede quindi alla identificazione delle matrici solide di interesse ed ai radionuclidi da misurare. I valori di concentrazione di attività di tali radionuclidi presenti nelle suddette matrici vanno confrontati con i livelli di esenzione in termini di concentrazione di attività della tabella II-2 dell'allegato II del D.Lgs.101/2020. Nel caso in cui i risultati delle misure di concentrazioni di attività dei nuclidi presenti nelle matrici solide siano non inferiori ai livelli di esenzione, si procede all'applicazione della fase 2, che prevede la verifica dei livelli di esenzione in termini di dose.
- La fase 2, al fine della verifica dei livelli di esenzione in termini di dose, delinea un percorso che conduce alla identificazione degli scenari espositivi più significativi. Per ciascuno di essi, a seconda che si intenda procedere alla stima delle dosi efficaci derivanti dalla pratica per i lavoratori e/o per l'individuo di riferimento, vengono identificate le matrici di interesse e le conseguenti modalità di esposizione.
In fig. 3, in relazione ad una generica pratica/settore industriale con presenza di NORM, per la stima dell'esposizione dei lavoratori sono schematizzate le matrici da considerare e, per ciascuna di esse, gli scenari espositivi più significativi; analogamente, è schematizzato quanto concerne la valutazione dell'esposizione della popolazione.

Per favorire l'applicazione dell'approccio generale, ed in particolare a supporto delle fasi 1 e 2, sono stati sviluppati degli schemi riassuntivi in forma di tabella. Ad esempio, nella tabella 2 si propone uno schema di supporto per l'individuazione delle matrici solide (materie prime e residui di lavorazione), i radionuclidi di interesse e le tecniche di analisi per la caratterizzazione radiologica, secondo quanto previsto nella fase 1. Analogamente, le tabelle 3 e 4 presentano due schemi di supporto rispettivamente alla stima della dose per i lavoratori e per l'individuo rappresentativo, oggetto della fase 2, descrivendo per ciascuno scenario specifico la matrice di interesse e la modalità di esposizione da considerare.

Quanto sinteticamente descritto è un metodo generale, che ha il vantaggio di poter essere applicato ai diversi settori industriali utilizzando opportuni adattamenti.

Si evidenzia che nella elaborazione della metodologia generale, molta attenzione è stata posta alla identificazione delle matrici di interesse, tenuto conto della definizione riportata nell'art. 7 del D. Lgs.101/2020, ove si definisce "matrice" "qualsiasi sostanza o materiale che può essere contaminato da materie radioattive; sono ricomprese in tale definizione le matrici ambientali (ivi compresa aria, acqua e suolo) e gli alimenti". Partendo da questa definizione, nel caso delle industrie con presenza di NORM, si considerano *matrici* le materie prime, i residui, gli effluenti liquidi e gassosi e i prodotti finiti (fig. 4).

Figura 2 Art.22 del D.lgs.101/2020: Le due fasi del “graded approach”

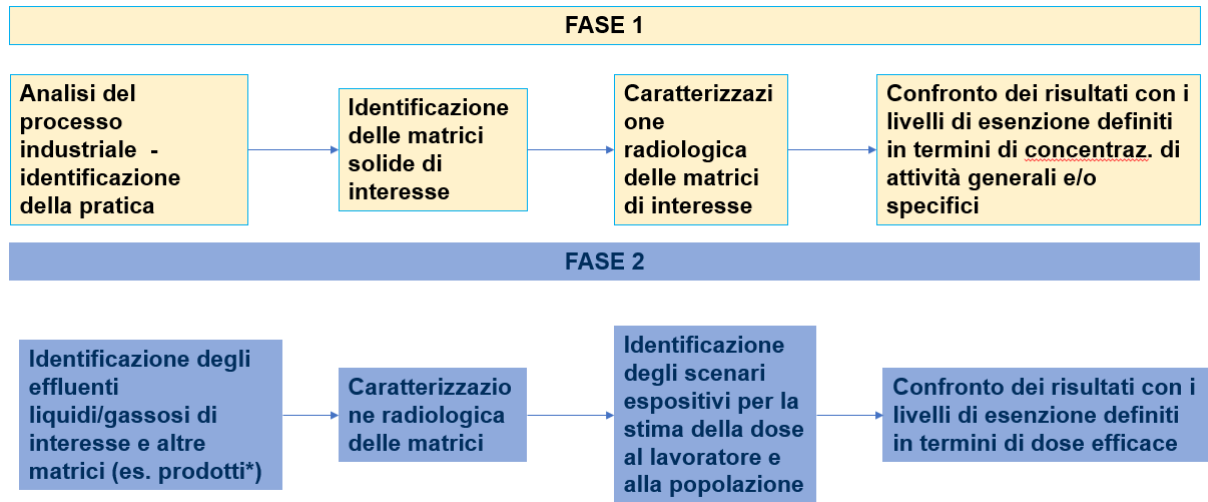


Figura 3 schematizzazione della metodologia per l'individuazione delle fonti di esposizione



Tabella 2 –schema di supporto alla fase 1

Matrice (materiali solidi)		Tecnica di analisi	Radionuclidi
Materie prime	Materia prima di origine naturale	Spettrometria gamma	K-40, catene U-238 e Th-232
	Materia prima, derivante processi precedenti	Spettrometria gamma	K-40, segmenti di catena U-238 e Th-232
Residui	Residuo secco 1	Spettrometria gamma Spettrometria alfa	K-40, segmenti di catena U-238 e Th-232, Po-210
	Residuo secco 2	Spettrometria gamma	K-40, segmenti di catena U-238 e Th-232
	Residuo umido (fango)	Spettrometria gamma	K-40, segmenti di catena U-238 e Th-232

Figura 4 Schematizzazione della metodologia per l'individuazione delle matrici da analizzare

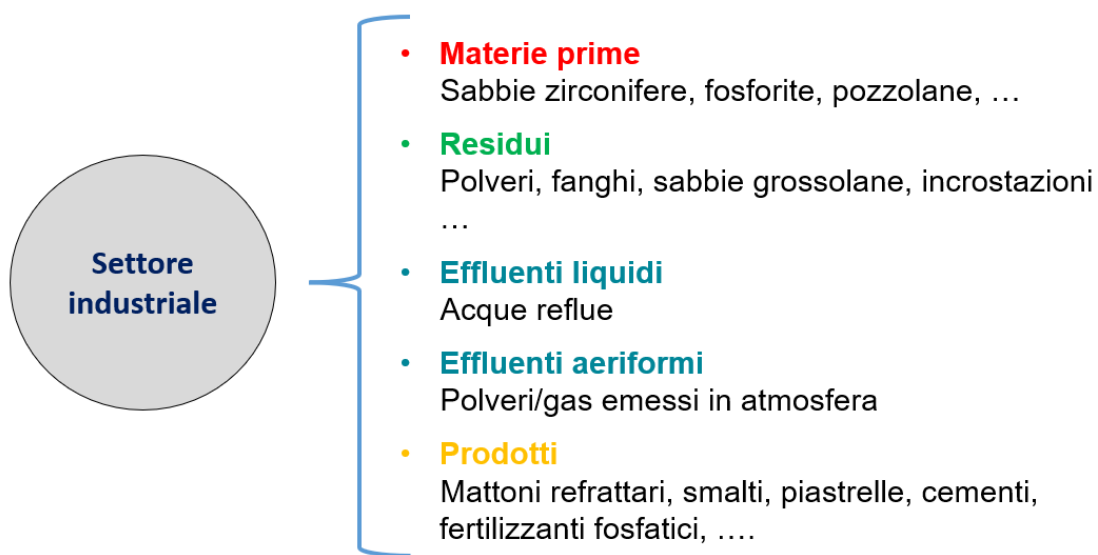


Tabella 3 – Schema di supporto alla fase 2 – stima della dose per i lavoratori

Scenari specifici	Matrice	Vie di esposizione
Esposizione a cumuli Trasporto, ecc.	Materia prima di origine naturale	Irraggiamento, inalazione, radon
	Materia prima, derivante processi precedenti	Irraggiamento, inalazione, radon
Gestione residui (raccolta, carico e scarico...) Trasporto	Residuo 1	Irraggiamento, inalazione, radon
	Residuo 2	Irraggiamento, inalazione, radon
	Fango	Irraggiamento, radon
Finitura del prodotto Trasporto	Prodotto finale	Irraggiamento, radon

Tabella 4 Schema di supporto alla fase 2 – stima della dose per l'individuo rappresentativo

Scenari specifici	Matrice	Vie di esposizione
Trasporto	Materie prime	Irraggiamento, inalazione, radon
Rilascio dal camino	Effluente aeriforme	Irraggiamento, inalazione, ingestione tramite catena alimentare
Rilascio in corpo idrico o in fognatura	Effluente liquido (acqua reflua)	Irraggiamento, inalazione, catena alimentare
Esposizione ai residui con c.a. > livelli di allontanamento, nel caso di allontanamento	Fango, scarto di macinazione, polvere abbattimento macinazione, ecc.	Irraggiamento, inalazione, radon

Da quanto rappresentato nella tabella 4 è evidente che nella stima della dose all'individuo rappresentativo, sono da considerarsi anche gli scenari espositivi legati alla presenza di effluenti liquidi e/o gassosi, che non erano stati oggetto di campionamento e misurazione nella Fase 1. Questo significa che la figura chiamata a fare le valutazioni di dose, l'esperto di radioprotezione, potrebbe non trovare, nella documentazione elaborata nella Fase 1, tutte le informazioni necessarie per una corretta ed accurata stima della dose ed avere quindi la necessità di richiedere

una integrazione delle caratterizzazioni radiometriche effettuate che includa anche le matrici non solide.

La verifica con i livelli di esenzione in termini di dose efficace si può realizzare una volta che tutte le matrici coinvolte sono state caratterizzate, che sono stati individuati gli scenari espositivi, e che per ciascuno scenario sono stati valutati i contributi derivanti dalle diverse modalità di esposizione (irraggiamento esterno, inalazione, ingestione).

Come già detto, la metodologia generale appena descritta è stata adattata ad alcuni settori industriali con presenza di NORM. I dettagli relativi alle applicazioni sono trattati nell'articolo dal titolo "*Sviluppo di protocolli di campionamento e valutazione della dose per settori industriali NORM*", pubblicato in questo volume (Ugolini R. 2022). Analogamente, dettagli inerenti alle problematiche connesse al campionamento e alla misurazione sono discusse nel lavoro dal titolo "*Verifica delle condizioni di applicabilità della norma UNI EN ISO 11665:2017 a campioni derivanti da pratiche NORM diverse*" (Peroni I. 2022).

TRASFERIBILITÀ DEI PRODOTTI DEL PROGETTO

Al fine di garantire ricadute applicative, in conformità all'obiettivo stesso del progetto, è necessario che tutti i risultati siano fruibili da una platea di *stakeholders* più ampia possibile. Per questo motivo, gli elaborati redatti nell'ambito del progetto saranno resi disponibili nei siti istituzionali degli Enti centrali, delle Regioni partner del progetto e delle istituzioni di settore.

L'attività di disseminazione oltre a seguire i tradizionali canali di trasferimento (convegni nazionali e internazionali, manifestazioni scientifiche, pubblicazioni su riviste nazionali e internazionali peer-reviewed, report sui siti web,) prevede la realizzazione di moduli formativi indirizzati alle figure professionali, il primo dei quali è stato realizzato nel 2022, e infine, strumenti informativi per i diversi *stakeholders*. Uno strumento molto efficace ai fini della trasferibilità, è il Portale Agenti Fisici (www.portaleagentifisici.it), nel quale oltre ai prodotti del progetto, è prevista la realizzazione di una banca dati consultabile online, che raccoglierà dalla letteratura nazionale ed internazionale, i dati radiologici (contenuto di U-238, Th-232, K-40 e altri radionuclidi di particolare rilevanza radiologica) delle materie prime, dei residui e dei prodotti delle industrie NORM. La piattaforma offrirà inoltre la possibilità di utilizzare un *tool* dedicato per stimare le dosi al lavoratore e agli individui della popolazione a partire dai contenuti medi dei radionuclidi di interesse per ciascuna matrice NORM, nell'ambito di alcuni scenari espositivi.

CONCLUSIONI

Nel presente lavoro sono stati discussi i nuovi risultati di un progetto di ricerca sulle industrie con presenza di NORM. In particolare sono descritti gli esiti del censimento aggiornato degli insediamenti industriali con presenza di NORM attualmente attivi in Italia e della elaborazione di una metodologia per l'individuazione di situazioni di particolare interesse dal punto di vista della radioprotezione, che fornisce metodologie operative e di calcolo.

Bibliografia

Cappai M., Gaidolfi L., Vitucci L., Pantalone C. *Task 03.01.01 Censimento attività/siti con NORM e raccolta delle analisi di rischio*. Report elaborato nell'ambito della Convenzione del 29.12.2014 MATTM-ISPRA, 2014.

«Decreto legislativo 31 luglio 2020 n.101.» *Attuazione della direttiva 2013/59/Euratom, che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti, e che abroga le direttive 89/618/Euratom, 90/641/Euratom,...* Roma: Suppl.ordinario alla "Gazzetta ufficiale" n.201 del 12 agosto 2020, 31 luglio 2020.

«Decreto Legislativo del Governo 17 marzo 1995 n.230.» *Attuazione delle direttive 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 92/3/Euratom e 96/29/Euratom in materia di radiazioni ionizzanti.* Gazzetta Ufficiale, 17 marzo 1995.

«Direttiva 2013/59/EURATOM .» *Direttiva 2013/59/EURATOM del Consiglio del 5 dicembre 2013 che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti, e che abroga le direttive 89/618/Euratom,...* Gazzetta ufficiale dell'Unione Europea, 5 dicembre 2013.

Luzzi L, Leonardi F., Bucci S., Caldognetto E., La Verde G., Nuccetelli C., Peroni I., Picciolo F., Pratesi G., Pugliese M., Trotti F., Ugolini R., Venoso G., Trevisi R. «*Nuovo censimento attività NORM in Italia: primi dati.*» Atti del Convegno Nazionale Airp di Radioprotezione. La radioprotezione: novità e sfide tra innovazione normativa e tecnologica. Roma, 2021.

Peroni I., Caldognetto E., De Stena A., Leonardi F., Nuccetelli C., Pugliese M., Trotti F., Ugolini R., Venoso G., Bucci S. «*Verifica delle condizioni di applicabilità della norma UNI EN ISO 11665:2017 a campioni derivanti da pratiche NORM diverse.*» XXXVIII Congresso Nazionale AIRP di Radioprotezione. Milano, 2022.

Ugolini R., Trotti F., Caldognetto E., Bucci S., Peroni I., De Stena A., Pratesi G., Nuccetelli C., Venoso G., Bogi A., Picciolo F., Leonardi F., Luzzi L., La Verde G., Trevisi R., Pugliese M. «*Sviluppo di protocolli di campionamento e valutazione della dose per settori industriali NORM.*» XXXVIII Congresso Nazionale AIRP di Radioprotezione. Milano, 2022.

Sviluppo di una metodologia a livello europeo per la valutazione della dose dei lavoratori agricoli a seguito dell'utilizzo di fanghi NORM in agricoltura.

C. Nuccetelli¹, G. Venoso¹, C. Di Carlo¹, F. Trotti², R. Ugolini², R. Trevisi³, F. Leonardi³, L. Urso⁴

¹*Istituto Superiore di Sanità - Centro Nazionale per la Protezione dalle Radiazioni e Fisica Computazionale – Roma*

²*Agenzia regionale per la Prevenzione e Protezione Ambientale del Veneto (ARPAV), Verona*

³*Istituto nazionale per l'assicurazione contro gli infortuni sul lavoro (INAIL) - Settore Ricerca - DiMEILA*

⁴*BfS – Istituto Federale di Radioprotezione, Unità di Radioecologia - Germania*

cristina.nuccetelli@iss.it

Riassunto

A livello europeo la generale richiesta di riciclo di rifiuti e materiali di risulta spinge, o potrebbe farlo in futuro, a un maggiore riutilizzo dei residui NORM. Ciò include anche il riutilizzo in agricoltura dei fanghi prodotti dagli impianti di filtrazione delle acque sotterranee e dagli impianti di trattamento delle acque reflue che ricevono le acque di controlavaggio dagli impianti di filtrazione. Il potenziale impatto radiologico di questi tipi di fanghi dipende, ad esempio, dalle dimensioni dell'acquedotto e dalla ripartizione dei radionuclidi tra la componente liquida e quella solida del fango. Nell'ambito del progetto europeo RadoNorm è stata avviata un'attività di ricerca volta a sviluppare una metodologia per la valutazione della dose dei lavoratori agricoli, a seguito dell'uso di fanghi NORM nei terreni agricoli, e di altri membri del pubblico che vivono nelle vicinanze. Sono stati identificati scenari d'esposizione, relativi ai lavoratori agricoli, che sono stati simulati con il software RESRAD-ONSITE. L'obiettivo del lavoro è sviluppare un modello generico, ottenere coefficienti di dose tabulati per 1 kBq kg^{-1} di radionuclidi naturali nei fanghi e determinare dei livelli operativi di concentrazione di attività dei fanghi corrispondenti al criterio di dose di 1 mSv all'anno . Nel lavoro verranno discussi i principali risultati della simulazione e le considerazioni sul possibile utilizzo di questa metodologia a supporto di decisori e non esperti nel campo della radioprotezione.

INTRODUZIONE

L'approccio della Direttiva del Consiglio 2013/59/EURATOM (Direttiva 2013/59/EURATOM, 2014) (EU-BSS) considera le attività che coinvolgono i NORM (*Naturally Occurring Radioactive Material*) come situazioni di esposizione pianificata. Questo rende necessaria l'elaborazione di linee guida e strumenti, condivisi dalla comunità scientifica e approvati dall'UE, per la valutazione della dose ai lavoratori ed alla popolazione allo scopo di rispettare requisiti di legge più stringenti che in passato. Inoltre, a livello europeo, la transizione verso l'*Economia Circolare* sta portando a un maggiore riutilizzo dei residui NORM. Ciò include il riutilizzo in agricoltura dei fanghi prodotti dagli impianti di filtrazione delle acque sotterranee e dagli impianti di trattamento delle acque reflue che ricevono le acque di controlavaggio dagli impianti di filtrazione.

L'attuale Direttiva del Consiglio Europeo (Direttiva 86/278/CEE, 1986), che regola l'uso dei fanghi di depurazione in agricoltura, non contiene prescrizioni in merito ai contaminanti radioattivi e al loro possibile contributo all'esposizione dei lavoratori e della popolazione. Anche il documento *Radiation Protection 122 Part 2 (RP 122/2)* (European Commission, 2002) non fornisce una metodologia per valutare la dose derivante dall'utilizzo dei fanghi solidi in agricoltura. Tuttavia, l'elenco dei settori industriali che coinvolgono i NORM, riportati nell'allegato VI delle EU-BSS, include anche gli impianti di filtrazione delle acque sotterranee, per i quali l'impatto radiologico dei residui di fango potrebbe avere una rilevanza radioprotezionistica (Kunte, 2012).

Nell'ambito del progetto europeo RadoNorm (<https://www.radonorm.eu/>) è in corso una attività incentrata sulla valutazione della dose per lo scenario lavorativo degli agricoltori che lavorano su un terreno agricolo in cui i fanghi vengono utilizzati come fertilizzante per molti anni. L'obiettivo è sviluppare un modello generico, ottenere coefficienti di dose tabulati (CD) per 1 kBq kg⁻¹ di radionuclidi naturali nei fanghi, e determinare i livelli operativi di concentrazione di attività dei fanghi corrispondenti al criterio di dose di 1 mSv all'anno.

Di seguito si riportano i principali risultati delle attività svolte.

MATERIALI E METODI

Per simulare gli scenari di esposizione dell'agricoltore è stato utilizzato RESRAD-ONSITE-7.2 (*Argonne National Laboratory*), tra i software più usati (e validati) per la valutazione dell'esposizione all'individuo nei pressi di suoli contaminati. Tale software considera, tra l'altro, tutte le vie di esposizione caratteristiche delle attività agricole, ed è ampiamente accettato come standard per le valutazioni conservative della dose.

APPROCCIO UTILIZZATO PER LA STIMA DELLE DOSI E DEI LIVELLI OPERATIVI

Per questa attività è stato adottato un approccio simile a quello riportato in RP 122 Parte 2 (European Commission, 2002). In particolare, sono state effettuate stime di dose per i diversi segmenti delle catene di decadimento delle serie dell'²³⁸U e del ²³²Th, considerando che i radionuclidi naturali presenti nei fanghi prelevati dagli acquedotti non sono in equilibrio secolare a causa dei processi industriali. Inoltre, nei calcoli vengono presi in considerazione solo i segmenti che abbiano un impatto radiologico in base al comportamento chimico e al tempo di decadimento (cfr. Tabella 1).

Tabella 1. Segmenti delle catene di decadimento utilizzati per la valutazione della dose

Segmento di catena	Nuclidi considerati in equilibrio secolare
U _{nat}	U-238, U-234, U-235 (4.6%) ed i loro prodotti di decadimento a vita media breve
Th-230	Th-230
Ra-226+	Ra-226, Rn-222, Po-218, Pb-214, Bi-214, Po-214
Pb-210+	Pb-210, Bi-210
Po-210	Po-210
Th-232 & Th-228	Torio separato chimicamente dalla catena del Th-232
Ra-228+	Ra-228, Ac-228
Th-228+	Th-228, Ra-224, Rn-220, Po-216, Pb-212, Bi-212, Po-212, Tl-208
K-40	K-40

Per ciascuno dei segmenti di catena riportati in Tabella 1, si considera una concentrazione di attività nei fanghi di 1 kBq kg⁻¹ per calcolare la dose annua per unità di concentrazione di attività, quindi i coefficienti di dose tabulati (CD). I livelli operativi sono stati stimati utilizzando un criterio di dose di 1 mSv y⁻¹.

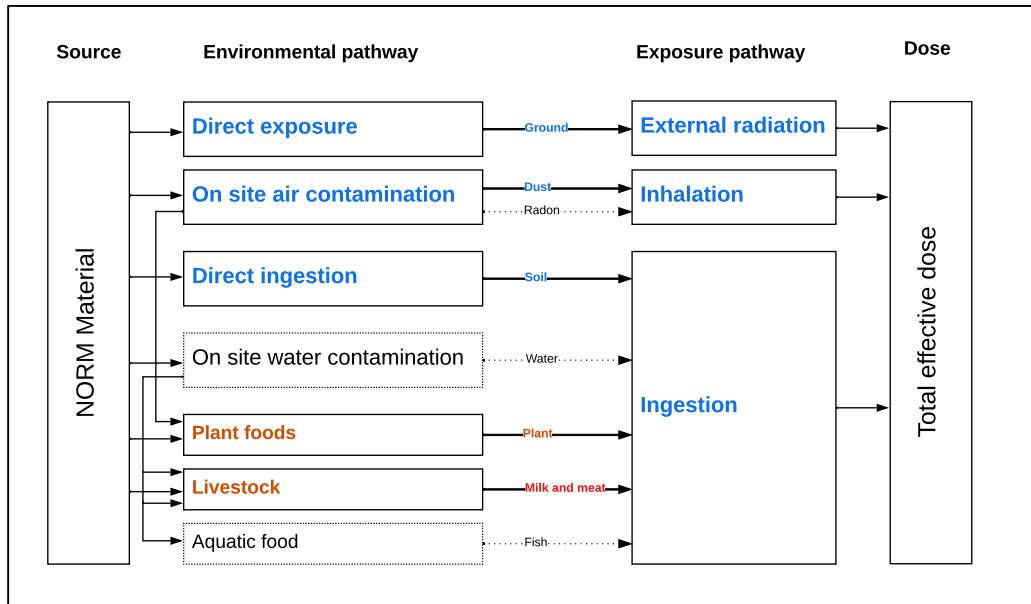
SCENARI D'ESPOSIZIONE CONSIDERATI PER LA VALUTAZIONE RADIOLOGICA

Nella simulazione con RESRAD-ONSITE sono stati considerati due scenari di esposizione:

- agricoltore, ovvero uno scenario per un agricoltore che lavora sui terreni agricoli ma non ci abita;
- agricoltore residente, cioè uno scenario per un agricoltore che lavora e vive sui terreni agricoli.

Le vie di esposizione considerate in questi scenari sono riportati in Figura 1.

Figura 1. Passaggi tipici per calcolare la dose efficace totale partendo da una sorgente NORM e utilizzando RESRAD-ONSITE



I *pathways* per lo scenario dell'agricoltore sono evidenziati in blu. Per lo scenario dell'agricoltore residente, i percorsi aggiuntivi sono evidenziati in rosso (indipendenti dall'acqua). I percorsi individuati dai riquadri (e dalle frecce) tratteggiati non sono rilevanti per gli scenari considerati.

Di seguito si riporta una descrizione dettagliata degli scenari simulati.

SCENARIO 1: AGRICOLTORE

In questo scenario, un contadino lavora su un terreno per 35 anni, ma vive altrove. Si considerano quindi due sotto-scenari in funzione dell'uso dei fanghi utilizzati come fertilizzanti:

- Scenario 1a: lo spargimento dei fanghi inizia quando l'agricoltore inizia a lavorare il terreno, quindi l'agricoltore inizia a lavorare in un terreno incontaminato. I fanghi continuano ad essere sparsi annualmente per 35 anni;
- Scenario 1b: l'agricoltore inizia a lavorare in un terreno contaminato da 35 anni di spargimento dei fanghi e per altri 35 anni lavora sul terreno, ove annualmente i fanghi continuano ad essere sparsi per altri 35 anni.

Le vie di esposizione rilevanti sono l'irraggiamento esterno, l'inalazione del suolo risospeso e l'ingestione accidentale del suolo (si veda il testo in blu di Fig. 1).

SCENARIO 2: AGRICOLTORE RESIDENTE

In questo scenario, si presume che un agricoltore lavori e viva su un terreno per 70 anni. Per questo scenario si considerano due sotto-scenari in funzione dell'uso dei fanghi utilizzati come fertilizzanti:

- Scenario 2a: lo spargimento dei fanghi inizia quando l'agricoltore inizia a vivere sul terreno, quindi l'agricoltore inizia a vivere in un terreno incontaminato. I fanghi vengono sparsi annualmente per 70 anni;
- Scenario 2b: l'agricoltore inizia a vivere in un terreno contaminato dopo uno spargimento di fanghi per 30 anni e lavora e vive sul terreno per 70 anni durante i quali si continua annualmente lo spargimento dei fanghi.

Le vie di esposizione che giocano un ruolo importante sono le stesse dello scenario 1, inoltre va considerata l'ingestione di alimenti contaminati, ma non di acqua potabile e di cibi dipendenti direttamente dall'acqua, come i pesci (si veda il testo in blu e rosso di Figura 1). La contaminazione indipendente dall'acqua include l'assorbimento di acque meteorica e da innaffiamento dalle radici delle piante, e la deposizione di particolato sui vegetali. È interessante notare che l'esposizione al radon non viene presa in considerazione poiché la maggior parte del suolo non è contaminata, dato che i fanghi si trovano entro poche decine di centimetri dalla superficie del suolo.

ATTIVITÀ SPECIFICA NEL SUOLO A SEGUITO DELL'APPLICAZIONE DEI FANGHI

Poiché un parametro di input di RESRAD-ONSITE è la concentrazione di attività nel suolo (A_{suolo}), questa viene ricavata a partire dall'attività nei fanghi (A_{fanghi}) con la seguente formula:

$$A_{\text{suolo}} (\text{kBq kg}^{-1}) = \frac{A_{\text{fanghi}} \cdot S}{d \cdot r} \quad (\text{eq. 1})$$

dove:

- A_{fanghi} è la concentrazione di attività nei fanghi (kBq kg^{-1})
- S è il rateo annuale di applicazione di fanghi secchi per m^2 (in kg m^{-2});
- d è la profondità di aratura o lo spessore di mescolamento del terreno (in metri);
- r è la densità del suolo (in kg m^{-3}).

In Tabella 2 sono riportati i valori utilizzati nella simulazione con RESRAD.

Tabella 2. Valori dei parametri usati per il calcolo della concentrazione di attività del suolo

Parametro	Unità di misura	Valore usato
Rateo annuale di spargimento di fanghi (S)	$\text{kg m}^{-2} \text{y}^{-1}$	0.5
Profondità di aratura (d)	m	0.3
Densità del suolo (r)	kg m^{-3}	1300

Il valore di S uguale a $0.5 \text{ kg m}^{-2} \text{y}^{-1}$ è stato scelto seguendo la normativa italiana vigente in materia di utilizzo dei fanghi in agricoltura (Decreto Legislativo 99, 1992), in cui è prescritto che un massimo di 15 tonnellate di fanghi per ettaro di suolo (ovvero 1.5 kg m^{-2}) può essere sparso nell'arco di tre anni. Per confronto, il valore di S indicato dalla normativa tedesca (*German Federal Ministry for the Environment*, 2017) è al massimo di 5 tonnellate per ettaro per un periodo di tre anni. I valori utilizzati per la profondità di lavorazione e la densità del suolo rientrano nell'intervallo dei valori utilizzati in altri studi simili (ISCORS, 2003; Ugolini et al., 2020).

Utilizzando i valori della Tabella 2, e partendo da 1 kBq kg^{-1} di concentrazione di attività nei fanghi, la concentrazione di attività nel suolo (A_{suolo}) risulta uguale a $0.00128 \text{ kBq kg}^{-1}$.

APPLICAZIONE DEI FANGHI PER PIÙ DI UN ANNO

Tutti gli scenari considerati nel lavoro prevedono lo spargimento annuale dei fanghi per molti anni. Questo determina che il termine di sorgente cambia nel tempo. In RESRAD-ONSITE è possibile usare solo un termine di sorgente costante. Per ovviare a questo problema, abbiamo tenuto conto dell'accumulo dei radionuclidi negli anni di spargimento dei fanghi sui terreni agricoli, adottando lo stesso approccio utilizzato in (Ugolini et al., 2020).

RISULTATI

Per ogni scenario descritto nelle apposite sezioni, i coefficienti di dose (CD), ovvero le dosi annue per unità di concentrazione di attività, sono calcolati e riportati nella Tabella 3 per

ciascun segmento della catena di decadimento. Sono riportate anche le dosi massime per lo scenario più conservativo (scenario 2b), per il quale lo spargimento dei fanghi avviene annualmente per 100 anni consecutivi, e durante i quali per 70 anni un agricoltore vive e lavora nei terreni agricoli. I livelli operativi per ciascun segmento o radionuclide sono calcolati utilizzando i valori di dose massima per kBq kg^{-1} (riportati in grassetto nella Tabella 3) ottenuti mediante modellizzazione con RESRAD-ONSITE rispetto al criterio di dose di 1 mSv y^{-1} .

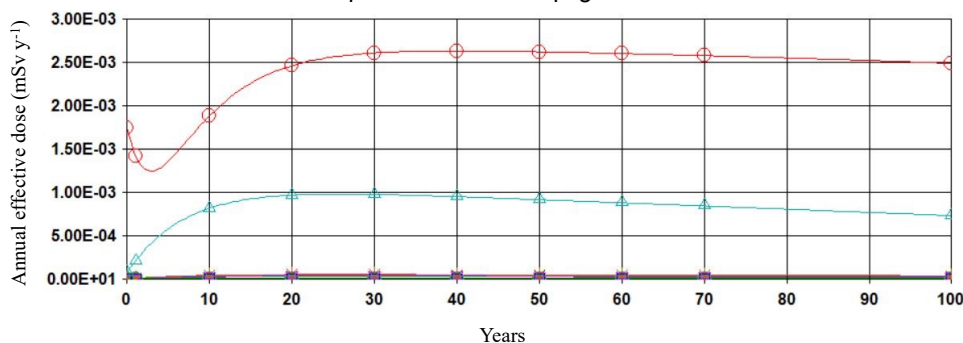
Tabella 3. Coefficienti di dose (CD) e livelli operativi per gli scenari considerati in questo lavoro

Segmento di catena	Dose per kBq kg^{-1} di fango (mSv y^{-1} per kBq kg^{-1})				Livello operativo (kBq kg^{-1})
	Scenario 1a	Scenario 2a	Scenario 1b	Scenario 2b	
U_{nat}	1.4E-03	2.0E-03	2.0E-03	2.2E-03	458
Th-230	5.5E-04	1.4E-03	3.9E-03	6.1E-03	164
Ra-226+	4.8E-02	7.6E-02	1.2E-01	1.4E-01	7
Pb-210+	7.4E-04	8.9E-04	1.5E-02	1.5E-02	66
Po-210	9.6E-06	9.6E-06	1.5E-04	1.5E-04	6485
Th-232&Th-228	4.2E-02	9.3E-02	2.3E-01	3.3E-01	3
Ra-228+	1.1E-02	1.2E-02	3.1E-02	3.1E-02	33
Th-228+	2.7E-03	2.7E-03	6.0E-03	6.0E-03	166
K-40	5.4E-04	5.4E-04	4.1E-03	6.2E-03	160

Per i segmenti Ra-226+ e Th-232&Th-228, i livelli operativi risultano essere dell'ordine di pochi kBq kg^{-1} : questi sono valori possibili nei fanghi provenienti dagli acquedotti (European Commission, 2012; Trotti et al. 2013). I calcoli dei livelli operativi per tutti gli altri radionuclidi, singoli o raggruppati in segmenti, forniscono valori più elevati (da 1 a 3 ordini di grandezza superiori).

La via di esposizione più importante per questi radionuclidi è l'irraggiamento esterno, seguita dall'ingestione delle piante, come mostrato, ad esempio, per il segmento Th-232&Th-228 nell'arco di 100 anni (Fig. 2).

Figura. 2. Risultati dose efficace annuale per ciascuna via di esposizione attribuibile ad un unico spargimento annuale di fanghi con concentrazione di attività del suolo (del segmento Th-232&Th-228) pari a $0.00128 \text{ kBq kg}^{-1}$.



Legenda: Irraggiamento esterno: linea rossa; Ingestione di piante: linea verde;

Si sottolinea che finora non è stata eseguita alcuna analisi di sensibilità sui parametri RESRAD-ONSITE, per cui sono necessarie ulteriori indagini per valutare l'impatto, sui risultati del modello, delle ipotesi fatte per gli scenari scelti.

CONCLUSIONI E PROSPETTIVE

L'utilizzo di RESRAD-ONSITE consente di simulare, in modo conservativo, tutte le vie di esposizione relative all'utilizzo dei fanghi di acquedotto nei terreni agricoli. Con questo software sono stati quindi calcolati i coefficienti di dose normalizzati e i livelli operativi per un adulto. Questi valori possono essere utilizzati da un'autorità o un operatore, anche non esperti nel campo della radioprotezione, come strumenti di screening.

Nel caso di fanghi prelevati direttamente dagli impianti di trattamento delle acque, i risultati della simulazione con RESRAD-ONSITE indicano possibili situazioni critiche relative al segmento di catena Ra-226+ e al gruppo di radionuclidi Th-232&Th-228. Per tutti gli altri radionuclidi i livelli operativi calcolati sono così elevati che l'impatto radiologico atteso da questo tipo di residui NORM è molto inferiore a 1 mSv y^{-1} .

In futuro, nell'ambito del progetto europeo RadoNorm, verranno presi in considerazione altri aspetti rilevanti, in particolare:

- un'analisi di sensibilità per studiare in dettaglio il ruolo dei diversi parametri di input, ad esempio lo spessore e la densità della zona contaminata, nella determinazione delle dosi;
- il calcolo dei coefficienti di dose per tutte le categorie di età;
- la valutazione dell'impatto delle diverse diete; nel lavoro i risultati sono stati elaborati utilizzando la dieta tedesca, molto diversa rispetto alle diete di altri paesi (es. paesi mediterranei);
- la valutazione della dose per i lattanti alimentati con latte materno o vaccino, tenendo conto della possibile contaminazione interna da consumo di piante delle madri e delle mucche.

Un altro aspetto da considerare è l'impatto della tecnologia di trattamento delle acque e della tecnologia di purificazione delle acque sotterranee sulle caratteristiche dei fanghi. Ad esempio, la quantità di sostanza secca nel fango è diversa a seconda della tecnologia utilizzata. La rimozione del manganese/ferro produce, per esempio, un tipo di fango fertilizzante ottimale per terreni sabbiosi con ridotta capacità di ritenzione idrica. Questo tipo di informazioni influisce sulla quantità di fanghi che viene utilizzata nella pratica.

Sulla base dei risultati di questo ulteriore lavoro, è prevista una rivalutazione dei livelli di scarico relativi agli scenari della linea guida RP 135 (European Commission, 2003), per contribuire all'eventuale aggiornamento dei valori dei livelli di allontanamento inclusi nella RP 135.

Infine, è in programma la valutazione di dose per uno scenario in cui le acque di controllo-vaggio dell'acquedotto non sono trattate localmente, ma inviate all'impianto di trattamento delle acque reflue, in analogia a quanto fatto in (European Commission, 2012) e da NRPB (NRPB, 2002). In questo caso RESRAD-ONSITE può anche calcolare le dosi per l'agricoltore, lavoratore e/o residente, ma altri parametri giocano un ruolo importante. La dose, infatti, può essere espressa in funzione dell'attività annua scaricata in fogna dall'acquedotto, dei fattori di ritenzione dei radionuclidi nei fanghi durante il trattamento e della capacità dell'impianto di depurazione. Quest'ultimo parametro influenza fortemente la concentrazione di attività dei fanghi finali da utilizzare come fertilizzante su un terreno agricolo.

BIBLIOGRAFIA

Direttiva 2013/59/EURATOM (2014). *Direttiva 2013/59/EURATOM del Consiglio del 5 dicembre 2013 che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti, e che abroga le direttive 89/618/Euratom,...* Gazzetta ufficiale dell'Unione Europea.

Direttiva 86/278/CEE (1986). *Direttiva 86/278/CEE del Consiglio del 12 giugno 1986 concernente la protezione dell'ambiente, in particolare del suolo, nell'utilizzazione dei fanghi di depurazione in agricoltura.* Gazzetta ufficiale dell'Unione Europea L 181 del 4.7.1986, pagg. 6–12

European Commission (2002), *Radiation Protection 122: Practical use of the concepts of clearance and exemption - Part II, Application of the concepts of exemption and clearance to natural radiation sources* (2002).

Kunte, A. *Naturally occurring radioactivity in residues of drinking water treatment EU-NORM 1st International Symposium* (Proc. Int. Conf. Tallinn, Estonia, 2012).

Argonne National Laboratory (USA), RESRAD-ONSITE. <https://resrad.evs.anl.gov/codes/resrad-onsite/>.

Decreto Legislativo 27 gennaio 1992, n. 99 *Attuazione della direttiva n. 86/278/CEE concernente la protezione dell'ambiente, in particolare del suolo, nell'utilizzazione dei fanghi di depurazione in agricoltura*. GU Serie Generale n.38 del 15-02-1992 - Suppl. Ordinario n. 28

German Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation, Nuclear Safety and Consumer Protection,. *Sewage Sludge Ordinance* (2017). <https://www.bmu.de/en/law/sewage-sludge-ordinance>.

ISCORS (2003) Interagency Steering Committee on Radiation Standards (ISCORS-United States) *Assessment of Radioactivity in Sewage Sludge: Modeling to Assess Radiation Doses*, 2003

Ugolini, R., Caldognetto, E., Trotti, F. (2020). *Use of Fertilizers in Agriculture: Individual Effective Dose Estimate*, *Environments* 7 7 (2020).

European Commission (2012), *Estimation of concentrations of radionuclides in Estonian ground waters and related health risks*, Twinning Light Contract No. EE06-IB-TWP-ESC-03.

Trotti, F., et al. (2013) *Estonian waterworks treatment plants: clearance of residues, discharge of effluents and efficiency of removal of radium from drinking water*, *J Radiol Prot* 33 4 (2013) 809-22.

European Commission (2003), *Radiation Protection 135: Effluent and dose control from European Union NORM industries Assessment of current situation and proposal for a harmonised Community approach*-Volume 1: Main Report

NRPB - National Radiological Protection Board (2002), *Generalised Derived Constraints for Radioisotopes of Polonium, Lead, Radium and Uranium*, Documents of the NRPB 13 2 2002.

Il reimpiego degli scarti fosfatici contenente TENORM in una fortezza di età medioevale: il Castello Carlo V di Crotone. Stime dosimetriche e valutazioni radioprotezionistiche. Economia circolare o smaltimento improprio di rifiuti.

Procopio S.¹, Casaburi F.¹, Marchese R.² Aloisio F.³

¹ArpaCal, Laboratorio Fisico E.Majorana, via Lungomare snc, Catanzaro (Cz), Italia, s.procopio@arpacal.it

²ArpaB, Laboratorio Fisico, via della Fisica 18 C/D, Potenza (PZ), Italia, rocco.marchese@arpab.it

³ArpaCal, Osservatorio Norm Dipartimento di Crotone (Kr), via E.-Fermi snc., Italia, r.aloisio@arpacal.it

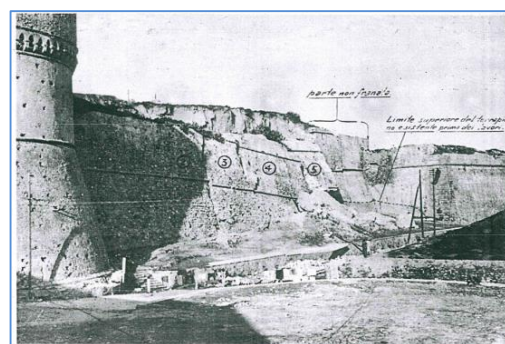
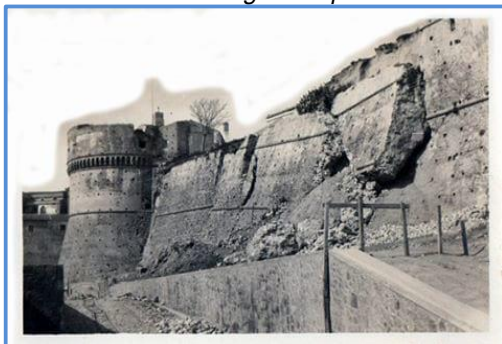
Riassunto

Nel XX secolo il territorio crotonese è stato interessato da una imponente attività produttiva, basata su cicli fosfatici per la produzione di fertilizzanti. Gli scarti di lavorazione contenenti TENORM^[1], hanno conosciuto anche la via del reimpiego in opere civili e di prestigio storico architettonico. L'esempio più significativo e forse più funzionale al dibattito sul reimpiego degli scarti di lavorazione delle industrie nel territorio ma anche in ambito internazionale, è rappresentato dalla fortezza medioevale del Castello di Carlo V. Una massa considerevole di metasilicati fosforici è stata impiegata come materiale inerte, in un massiccio intervento di consolidamento e restauro. Lo studio proposto, sulla base delle caratterizzazioni e dei procedimenti amministrativi in atto, dopo aver effettuato delle valutazioni radioprotezionistiche e delle stime dosimetriche supportate da osservazioni dirette e in laboratorio, approda ad una soluzione gestionale del sito e più in generale dei materiali contenenti TENORM, nel nuovo assetto giuridico del decreto legislativo n.101/2020, in materia di radioattività anche naturale. Quasi inconsapevolmente, i risultati dello studio offrono elementi di controversia sull'uso ragionevole degli scarti di lavorazione industriale, in una epoca in cui l'approvvigionamento di materie prime non può trascurare i principi dell'economia circolare^[2] ed è competitivo alla questione energetica.

INTRODUZIONE

Il Castello di Carlo V, costruito nella città di Pitagora nel IX sec., è una fortezza con una superficie di circa 13560 m² e 640 metri di mura perimetrali e ospita, elementi fondanti dell'architettura militare medioevale e rinascimentali come torri e bastioni. Nasce, quasi certamente, per difendere le comunità locali dalle incursioni saracene e i regnanti che hanno imperato sono intervenuti talvolta con azioni di restauro e consolidamento, altre volte con interventi di trasformazione. Tra i tanti, quello più poderoso^[3] del 1968, che ha stimolato questa analisi, realizzato dal Genio Civile di Catanzaro, con la demolizione di un tratto di muro perimetrale (fig.1), interessato da fenomeni di percolazione di acque meteoriche e il riempimento dei terrazzamenti funzionali con *scarti fosfatici* (TENORM) provenienti dall'area industriale.

Figura 1- area di intervento - V. Fabiani, Gruppo Archeologico Krotoniate –Italia Nostra - Segretariato Regionale per la Calabria Ministero per i Beni e le attività Culturali



Le attività di monitoraggio svolte dall'ArpaCal (fig.2), congiuntamente all'azione di altre istituzioni, Prefettura e Provincia di Crotona, hanno reso noto che gli scarti delle lavorazioni industriali locali, contenenti radioattività naturale, sono stati in parte, smaltiti in una discarica per "inerti" e altri, riutilizzati. Si stima che, una frazione più imponente, viste le buone proprietà meccaniche è stata largamente adoperata come materiale di riempimento per strade, porti, scuole e vespai di edilizia pubblica e privata. La fortezza medioevale rappresenta una dell'applicazioni più complesse della consuetudine crotoniata, quella di riusare i meta silicati fosforici contenenti TENORM, sia per la caratteristica del sito e anche per la quantità di massa utilizzata – circa 15kt. Tuttavia, l'azione perpetrata in questo territorio, di conferire una seconda vita agli scarti che diventano materia prima seconda e garantendo una "diversa funzionalità", è un comportamento almeno in linea di principio meritevole di qualche riflessione, in uno "spazio delle fasi" i cui vincoli sono imposti dai principi della radioprotezione, della economia circolare e della transizione ecologica.

Figura 2:archivio storico ARPACAL - Foce Esaro, Piazzale Ex Ciapi



L'impiego, il deposito e la produzione di materiali e/o di residui contenenti NORM^[iv] e TENORM possono determinare un aumento dell'esposizione radiologica dei lavoratori e della popolazione e sono, disciplinate dalla normativa italiana sulle radiazioni ionizzanti^[v]. Inoltre, la stessa norma suggerisce che, in presenza di materiali o di scarti contenenti NORM e TENORM, sono necessari controlli e valutazioni dell'esposizione alle radiazioni ionizzanti, sia per i lavoratori che per la popolazione. Il campo di radioattività naturale in ambienti outdoor, in cui noi tutti, siamo immersi, si compone di due elementi con origine diversa: quella terrestre, funzione della geologia del territorio e, una cosmica. Questa ultima, diventa importante ad un'altezza superiore a 1000 metri sopra il livello del mare. Una relazione semplice con cui è possibile stimare il flusso di ioni radiativi che possono investire un soggetto presente sulla Terra nell'unità di tempo e per unità di massa è data dall'equazione [1]:

$$\Psi_{Naturale} \left(h; \frac{\text{Bq}}{\text{kg}}; t \right) = \Psi_{Cosmica} \left(h; \frac{\text{Bq}}{\text{kg}}; t \right) + \Psi_{Terrestre} \left(h; \frac{\text{Bq}}{\text{kg}}; t \right) \quad [1]$$

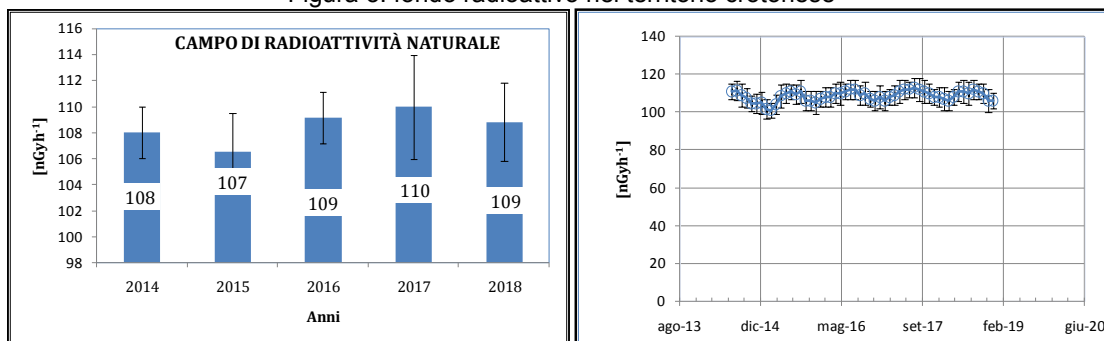
Nella città di Crotona l'intensità del campo di radioattività naturale è legata alla sola componente generata dal suolo. Se ci si trova in ambienti confinati è indispensabile considerare anche il contributo dei materiali da costruzione, soprattutto se di origine vulcanica come graniti o tufo. Si stima che la popolazione mondiale in media per effetto della radioattività naturale (terrestre e cosmica) può essere esposta ad una dose media efficace annua per via esterna pari a 0,9 mSv. La radiazione naturale provoca anche un'esposizione interna quando alcuni radionuclidi naturali entrano nel corpo umano per inalazione e/o ingestione. Quella generata dal radon (²²²Rn) in particolare, si stima possa essere pari a 1,2 mSv all'anno. Da qui, la media mondiale per la dose annua effettiva sia da esposizione esterna ed interna generata dal fondo radioattivo naturale in un anno è pari a 2,4 mSv^[vi]. Ci sono popolazioni della Terra, esposte a fondi naturali che generano una dose annua circa 20-30 volte maggiore il valore di quella stimata per la popolazione mondiale. Recenti studi epidemiologici, su popolazioni esposte a fondi di radioattività naturale elevati tra i 70

e 260 mSv/anno, soprattutto in alcune aree della Cina, Iran e India, non evidenziano correlazioni con patologie tumorali. Nel caso per esempio degli abitanti di Ramsar^[vii,viii] in Iran, che discendono da generazioni esposte ad altissimi fondi radioattivi naturali, le analisi citogenetiche mostrano differenze cromosomiche tra gli abitanti dell'area rispetto a quella parte di popolazione esposta a fondi radioattivi più bassi e meno interessanti. In nessun caso però, si registra un aumento dei tumori per la popolazione come se il fondo ambientale più radioattivo, esercitasse una "protezione" delle cellule viventi. Non vi è differenza alcuna tra i sistemi immunitari comparati e non ci sono alterazioni ematologiche tra i gruppi di persone studiati. Si è portati a supporre che, ci sia stata nel corso dei secoli, una risposta adattativa del sistema immunitario delle popolazioni esposte a fondi ambientali radioattivi più importanti. Nel territorio crotonese, interessato da anomalia radiometrica generata dalla presenza di scarti di lavorazione, derivanti dalla industria chimica e contenenti radioattività naturale, in alcune aree del perimetro comunale si arriva a 6-7 volte il fondo naturale; trattandosi di radioattività naturale derivante da attività antropiche, l'interazione con l'organismo umano potrebbe avere risposte assai diverse e non facilmente codificate, rispetto ai dati di letteratura. Questa è la ragione per cui si può considerare oltre la radioattività naturale intrinseca propria del territorio, una componente della radioattività naturale impropria, cioè non tipica del luogo, ma introdotta da attività umane dedite alle trasformazioni di materie prime, ricche di uranio (²³⁸U) e torio (²³²Th). Pertanto, si potrebbe e solamente per il territorio crotonese ridefinire la relazione [1], in un [1a], come combinazione lineare di un campo proprio e uno improprio di radioattività naturale:

$$\Psi_{Naturale} \left(h; \frac{\text{Bq}}{\text{kg}}; t \right) = \Psi_{Cosmica} \left(h; \frac{\text{Bq}}{\text{kg}}; t \right) + \Psi_{Terrestre} \left(h; \frac{\text{Bq}}{\text{kg}}; t \right) + \Psi_{Impropria} \left(h; \frac{\text{Bq}}{\text{kg}}; t \right) \quad [1a]$$

Il campo di radioattività naturale nel territorio crotonese può essere rappresentato da un valore medio del rateo di dose ambientale in aria, calcolato su una popolazione di dati robusta e pari a $109 \pm 3 \text{ nGyh}^{-1}$ (Fig. 3), in linea con quello in cui è immersa la popolazione calabrese^[ix] e ricadente in un intervallo di $[96, 126] \text{ nGyh}^{-1}$.

Figura 3: fondo radioattivo nel territorio crotonese



Gli scarti provenienti dalle produzioni industriali e che possono incrementare i livelli di radioattività ambientale nella città pitagorica, hanno avuto due modalità di impiego accertate:

- il *sandwich freddo*^[x]: riempimento dei fondi scavo o terrazzamenti (fig.4). Dal profilo verticale di una carota stradale dove è stato impiegato, il meta silicato si presenta con uno strato di bitume o porfido, uno spessore variabile tra i 50-80 cm di scarto contenente TENORM e infine uno strato di argilla compatta. Per la forza in esame, questa applicazione è stata largamente usata^[xi].

- il *sandwich caldo* per il riempimento dei vespai degli ambienti confinati di edilizia pubblica e privata, con un conseguente aumento della concentrazione di attività volumetrica di radon indoor: abitazioni private, strutture industriali, scuole, palazzi pubblici o privati^[X].

Figura 4: profilo verticale di una carota della città di Crotona



All'inizio del 2018, in un'attività di osservazioni fisiche, l'Arpacal ha individuato e classificato delle aree interne al Castello, contaminate da TENORM. Furono individuate delle porzioni di superficie con delle anomalie radiometriche, generate dalla presenza di metasilicati fosforici, prodotti dalle storiche e complesse produzioni industriali di tipo chimico, ed usati nell'intervento di consolidamento del 1968. Le prescrizioni imposte hanno sollecitato il MIBAC - Ministero dei Beni e delle Attività Culturali, Segretariato Regionale della Calabria, a realizzare un progetto di contenimento del rischio radiologico, articolato su più fasi, valutato ed autorizzato dalla Prefettura di Crotona:

1. caratterizzazione di tutta l'area con un'attività di carotaggio assai articolata;
2. la messa in sicurezza delle aree contaminate da TENORM e suscettibili all'aumento della dose efficace per i lavoratori e la popolazione, dovuta all'esposizione a radioattività naturale;
3. attività di bonifica, intesa come rimozione dei materiali responsabili del rischio potenziale generato dalle porzioni di meta silicati rimovibili, con operazioni di scotico e trasferimento dei materiali, giustificabile dal punto di vista radioprotezionistico.

Le fasi 1 e 2 sono già state completate, la terza risulta in cantierizzazione.

Nello studio proposto, sono state:

- ✓ stimate le dosi per la popolazione e i lavoratori nelle fasi di caratterizzazione ed eventuale rimozione di una parte dei materiali rinvenuti, nel nuovo quadro giuridico di specie (d.lgs.n.101/2020);
- ✓ eseguite delle valutazioni gestionali di un sito che ospita una massa considerevole di materiali contenenti TENORM, in origine scarti di lavorazione industriali previsti dall'allegato II del decreto legislativo n.101/2020, ma che in principio erano state considerate materia prima seconda inerte, da riutilizzare comunque ed indipendentemente dal contenuto di radioattività.

MATERIALE E METODI

Il sito come già richiamato è stato sottoposto ad una caratterizzazione puntuale, finalizzata al dimensionamento della contaminazione, attraverso indagini campali e da laboratorio su campioni rappresentativi. Per gli obiettivi dello studio e solo dopo aver confrontato le risultanze relative alla fortezza crotoniata con altri dati acquisiti sul territorio, è stato definito il perimetro del calcolo per la stima della dose alla popolazione e ai lavoratori che entro un tempo presunto (1500 ore) si è ipotizzato, potessero effettuare delle operazioni di rimozione ed allontanamento di una parte, circa 2 kt, dei materiali presenti e contenenti radionuclidi naturali. In particolare è stata costruita:

- una matrice di riferimento rappresentativa dei radionuclidi osservati [tab.1], con le concentrazioni di attività massica medie, determinate con diverse catene strumentali spettrometria gamma, con una efficienza del 36% - UNI 11665:2017; fluorescenza^[xi] a raggi X, con XRF in atmosfera di elio; ICP – massa con la torcia al plasma^[xii];
- una stima delle dosi efficaci considerando le vie di esposizione classiche della radioattività: l'irraggiamento esterno, l'inalazione e l'ingestione. Sono state escluse dal calcolo ICRP 122^[xiii], i radionuclidi appartenenti alla catena dell'²³⁵U, valutati con rilevanza radiologica trascurabile e per la dose inalata generata dal potassio ⁴⁰K. Inoltre, è stato ipotizzato che il polonio 210 (²¹⁰Po) abbia la stessa concentrazione di attività per unità di massa pari a quella del piombo 210 (²¹⁰Pb).

I test di laboratorio hanno dimostrato che l'equilibrio secolare tra il capostipite e la progenie è mantenuto.

Tabella 1 - Matrice di riferimento Concentrazione di attività

Radionuclide	Attività per unità di massa	σ_A
	Bqkg-1	Bqkg-1
²³⁸ U	1235	280
²³⁰ Th	280	80
²²⁶ Ra	1212	215
²¹⁰ Po	105	35
²¹⁰ Pb	105	35
⁴⁰ K	317	35
²³² Th	47	15
²²⁸ Ra	50	15
²²⁸ Th	52	16

La stima della dose efficace totale^[xiv], dovuta all'esposizione delle sorgenti censite è stata calcolata come combinazione lineare della dose efficace ricevuta per irraggiamento esterno e di quella impegnata per inalazione e ingestione di polveri di materiale ri - sospeso e radon esalato [2].

$$E_{tot} = E_{irr} + \sum_{i=1}^9 [E_{ing} + E_{in}]_i + E_{Rn} \quad [2]$$

Le componenti della relazione (2) vengono così intese:

E_{tot} , dose efficace individuale (Sv/anno);

$E_{irr,i}$, dose efficace individuale per irradiazione esterna dovuta all'i-esimo radionuclide (Sv/anno);

$E_{ing,i}$, dose efficace individuale per ingestione dovuta all'i-esimo radionuclide (Sv/anno);

$E_{in,i}$, dose efficace individuale per inalazione dovuta all'i-esimo radionuclide (Sv/anno);

E_{Rn} , dose efficace individuale per inalazione di ²²²Rn (Sv/anno);

La relazione [2], considera il contributo di tutti i radionuclidi in termini di concentrazione massica richiamati nella tabella 2, definita come la matrice di riferimento.

La dose efficace individuale da inalazione per la popolazione è stata ricavata per ogni singolo radioisotopo con la relazione [3]:

$$E_{in,i} = C_{m,i} \cdot t_e \cdot C_{dust} \cdot B_r \cdot D_{in,i} \quad [3]$$

$E_{in,i}$, dose efficace individuale annua da inalazione per l'i-esimo radionuclide (Sv/anno);

$C_{m,i}$, concentrazione di attività dell'i-esimo radionuclide tab.2 (Bq/kg);

t_e , tempo esposizione (h/anno);

C_{dust} , fattore di ri-sospensione^[xv] (kg/m^3) (pari a $1 \cdot 10^{-6}$);

B_r , rateo di inalazione (m^3/h), pari a 1.2;

$D_{in,i}$, coefficiente di dose per inalazione per l'i-esimo radionuclide (Sv/Bq).

La relazione [3] si applica anche per la componente ingerita, che in genere risulta almeno due ordini di grandezza inferiore.

Per il calcolo della dose efficace generata dal radon è stata impiegata la relazione [4]:

$$E_{Rn} = D_{Rn} \cdot F \cdot t_e \cdot C_{Rn} \quad [4]$$

E_{Rn} , dose efficace per inalazione da gas radon (^{222}Rn) in Sv/anno ;

D_{Rn} , coefficiente di dose efficace per inalazione da gas radon (^{222}Rn) in [$\text{Sv}/(\text{Bq} \cdot \text{h}/\text{m}^3)$], pari a $6.7 \cdot 10^{-9}$ [ICRP 137]; F, fattore di equilibrio tra il radon e figli a vita breve;

t_e , tempo esposizione (h/anno);

C_{Rn} , concentrazione di attività di gas radon (^{222}Rn) in aria (Bq/m^3).

Nel calcolo della dose impegnata per la contaminazione interna da inalazione sono stati utilizzati i coefficienti di dose per un assorbimento polmonare di tipo M, f_1 pari a 0,1 e un diametro medio delle particelle inalate (AMAD - Activity Median Aerodynamic Diameter) di $5\mu\text{m}$ riportati nella pubblicazione ICRP 119^[xvi]. È stato ipotizzato: un rateo di respirazione pari a $1,2 \text{ m}^3/\text{h}$ e una concentrazione volumetrica di particolato pari a $2 \text{ mg}/\text{m}^3$. Per l'individuo rappresentativo (art.7, comma 74 del decreto legislativo n.101/2020) è stata considerata una persona del pubblico che riceve una dose rappresentativa. La matrice di riferimento dei radionuclidi, tipica delle sorgenti identificate è stata usata anche per valutare la componente della dose da irradiazione esterna. Infatti, oltre ad essere stato direttamente osservato il rateo di dose in aria è stato stimato utilizzando la relazione [5], in cui la sorgente viene assimilata ad una superficie piana e nella quale i radionuclidi sono uniformemente distribuiti^[xvii].

$$\dot{D}(\text{nGyh}^{-1}) = 0,462(\text{nGyh}^{-1} \cdot \text{Bqkg}^{-1})x^{238}\text{U}(\text{Bqkg}^{-1}) + 0,604(\text{nGyh}^{-1} \cdot \text{Bqkg}^{-1})x^{232}\text{Th}(\text{Bqkg}^{-1}) + 0,0417(\text{nGyh}^{-1} \cdot \text{Bqkg}^{-1})x^{40}\text{K}(\text{Bqkg}^{-1}) \quad [5]$$

L'attività radiometrica in campo (fig.5,6) si è svolta effettuando misure a contatto e ad un metro di altezza dal suolo e registrando i ratei equivalenti di dose e il conteggio con la sonda beta/gamma con l'utilizzo della seguente strumentazione:

- un contaminometro superficiale LB 124 Scint;
- un scintillatore plastico di 3"x3"Automess;
- un spettrometro da campo, con sonda al bromuro di lantanio, Verifender.

Completata la messa in sicurezza provvisoria, con la posa di barriere schermanti mobili (tessuto non tessuto), sono stati controllati i livelli di radioattività ambientale eseguendo misure del rateo di dose ambientale e di contaminazione superficiale con l'intento di:

- stimare il fondo di radioattività ambientale all'interno del castello sia in ambiente indoor che outdoor;
- accertare la presenza (eventuale) di hot spot attraverso la registrazione di anomalie radiometriche;
- verificare l'efficienza delle barriere schermanti poste nelle parti contaminate e già classificate.

Il campo di radioattività naturale tipico dell'area che ospita il sito, registrato nelle giornate di attività, in condizioni di temperatura, umidità e pressione atmosferica ideali, è stimabile con un valore medio pari a $96 \pm 7 \text{ nGyh}^{-1}$ e con un fondo beta in aria di $10 \pm 2 \text{ cps}$. L'area osservata è stata indagata in tutte le superfici fruibili e sono stati registrati valori soltanto in 11 punti più rappresentativi, a contatto con il suolo e ad un metro di altezza dallo stesso, così come suggerito dai protocolli di misura (UNI EN ISO 18589 -1: 2021).

Figura 5: aree del Castello osservate



Figura 6: zone calde e messe in sicurezza (misura 4 della tabella 3)



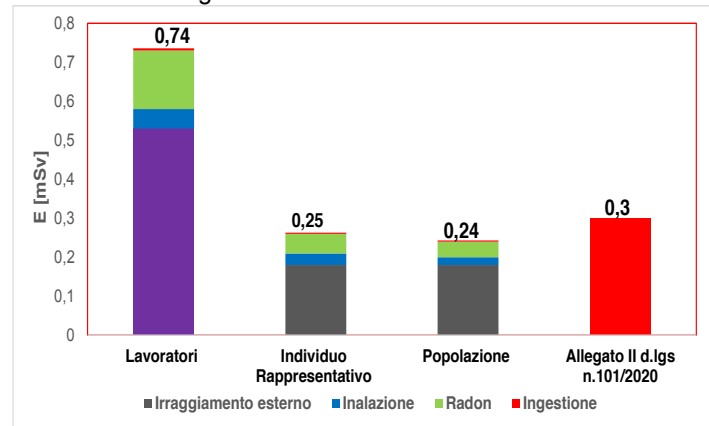
Infine, visti i dettami dell'allegato II del decreto legislativo n.101/2020 sono stati verificati i criteri di classificazione e allontanamento dei residui, al fine di considerare la possibilità di una gestione controllata dei materiali, posati in epoche diverse e senza alcuna valutazione del rischio radiologico.

RISULTATI

Con l'applicazione della relazione [5] e le concentrazioni di attività massica riportate nella tab.1, matrice di riferimento che caratterizza la natura radiologica del sito, impiegando un fattore di conversione $0.7 \text{ [Sv/Gy]}^{[xiii]}$ è stata calcolata la dose efficace per irradiazione esterna, pari a $361 \pm 55 \text{ [nSv/h]}$ in accordo, con il rateo equivalente di dose ottenuto partendo dal valore medio delle misure di rateo di dose ambientale, $324 \pm 40 \text{ [nSv/h]}^{[xviii]}$. Questa componente della dose efficace (irraggiamento) è stata poi pesata su intervalli temporali relativi al bersaglio: a) lavoratori impegnati nella messa in sicurezza provvisoria, intenti nell'asportazione e allontanamento di una parte del materiale presente (2kt) e nella posa di barriere schermanti (65 giorni); b) individuo rappresentativo, persona che dà conto della dose degli individui maggiormente esposti e che

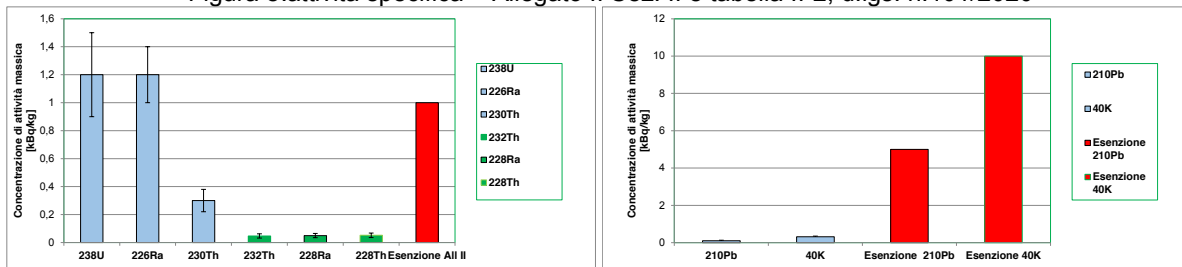
durante le fasi di lavorazione è presente per un periodo stimato di 40 giorni in prossimità del sito; c) membri della popolazione presenti intorno al sito nel periodo di attività programmata per 20 giorni. Con il set up descritto (ICRP119) sono state calcolate le altre componenti della dose efficace. La figura 7 riporta un resoconto delle stime ottenute. Per i lavoratori impegnati nella attività diretta, è stata calcolata una dose efficace inferiore ai limiti di dose prevista dall'art.146 del d.lgs. n.101/2020, $E=0.74$ mSv/anno; il limite di esposizione di 1 mSv/anno, previsto per gli individui della popolazione non viene superato.

Figura 7: stima della dose efficace



Pur consapevoli che il caso analizzato, per le modalità di impiego dei materiali contenenti TENORM in epoca passata, non è di immediata applicazione, sotto opportune condizioni è possibile considerare nella fortezza, la presenza di una sorgente di radiazioni e gestirla come una situazione di esposizione pianificata. E dunque, se si guarda alla sezione II dell'allegato II del testo unico sulle radiazioni ionizzanti (2020) è possibile proporre delle riflessioni.

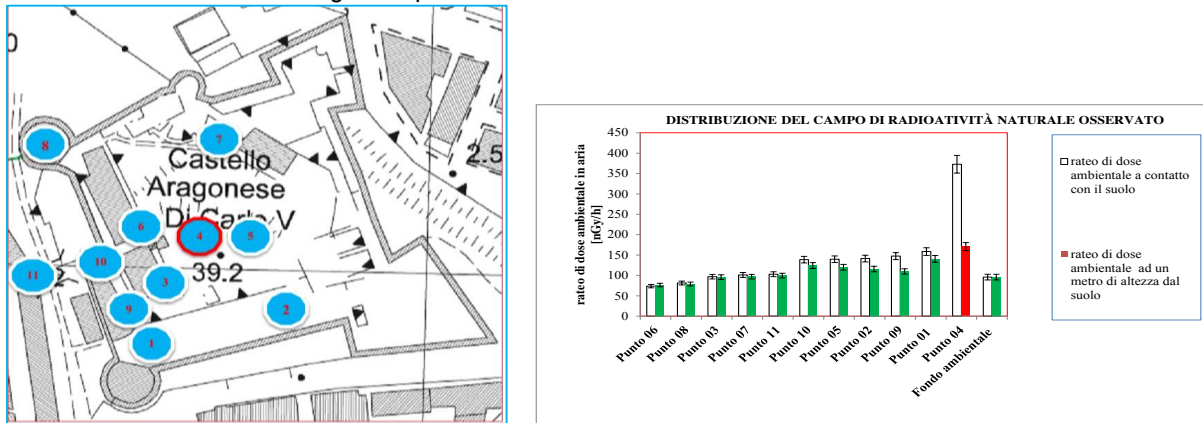
Figura 8:attività specifica – Allegato II Sez. II e tabella II-2, d.lgs. n.101/2020



In particolare, se si analizzano i livelli di esenzione sia in termini di concentrazione di attività (fig.8) che di dose, sui diversi radionuclidi che compongono le famiglie naturali, al netto di due radioisotopi in prossimità del limite (uranio ²³⁸U e radio ²²⁶Ra), si può affermare che dalle stime effettuate, sono rispettati i criteri di esenzione. Sotto opportune ipotesi prima indicati e applicando l'art. 25 sulla classificazione dei residui, i materiali contenenti Tenorm possono essere smaltiti in discarica, seguendo i dettami del decreto legislativo n.152/06, poichè non vengono superate le soglie di dose per l'individuo rappresentativo ($E= 0.3$ mSv/anno). Le stime dimostrano quindi che anche l'allontanamento dei materiali, classificabili dunque come rifiuti possono essere smaltiti in esenzione. Al termine delle operazioni di messa in sicurezza provvisoria, sono state effettuate ulteriori indagini per verificare i livelli di radioattività naturale della fortezza e, sotto opportune condizioni rendere fruibile l'accesso al sito, inizialmente inibito per favorire il contenimento del rischio. Nella figura 9 e tabella 2, si riportano i valori più significativi tutti compatibili con il fondo della città. Nei punti caldi, posti in sicurezza è stata valutata la efficienza delle barriere schermanti, circa il 75% rispetto alle condizioni iniziali per l'irraggiamento e il contenimento completo per il

rischio da inalazione/ingestione. Pertanto, se non vengono modificati gli assetti delle barriere schermanti mobili e più definitive – un manto di porfido posato nel più noto intervento di consolidamento-, l'area indagata è priva di qualsiasi interesse radiologico.

Figura 9: punti di osservazione nel Castello di Carlo V



Nelle aree che ospitavano meta silicati a vista è stato osservato il radon (^{222}Rn) con misure in continuo di concentrazione di attività volumetrica, in condizioni ambientali diverse (umidità e pressione) e a 30 cm dalla sorgente sono stati registrati valori medi non superiore a $25\pm 10 \text{ Bq/m}^3$. Negli ambienti confinati del Castello^[xix] – museo e biblioteca – pur misurando in condizioni alterate, in ambienti indisturbati e chiusi, il valore massimo di radon osservato è pari a $152\pm 16 \text{ Bq/m}^3$, al di sotto dei livelli di riferimento previsti dall'art.12 del decreto legislativo n.101/2020.

Tabella 2: osservazioni campali nel Castello di Carlo V

Castello Aragonese di Carlo V	Coordinate		Dose gamma a contatto	Dose gamma in aria a 1 m	contaminazione beta	Tempo di conteggio
	X[E]	Y[N]	nGyh-1	nGyh-1	cps	s
Fondo radiometrico piazzale esterno	684302	4327019		96±7	10±2	600
Punto 01	684396	4327979	158±9	141±8	8±2	120
Punto 02	684430	4328000	141±8	116±7	10±2	120
Punto 03	684405	4328005	97±6	96±6	9±2	120
Punto 04	684405	4328003	373± 22	171±10	25±2	120
Punto 05	684415	4328123	140±8	120±7	11±2	120
Punto 06	684429	4328061	76±4	74±4	12±3	120
Punto 07	684387	4327991	101±6	97±6	11±2	120
Punto 08	684354	4328051	81±5	79±5	10±2	120
Punto 09	684390	4327979	147±9	110±6	10±3	120
Punto 10	684381	4327994	139±8	124±7	13±4	120
Punto 11	684381	4327959	103±6	99±6	10±2	120
Punti di osservazioni Arpacal						

Allo stato dunque, a seguito della messa in sicurezza provvisoria delle aree, il livello di radioattività ambientale del Castello di Carlo V, risulta nel complesso compatibile con il fondo ambientale.

CONCLUSIONI

Premesso che l'articolo 1, comma 4 lettera b) del d.lgs. n.101/2020 che disciplina il complesso mondo delle radiazioni ionizzanti stabilisce che, la radioprotezione degli individui soggetti a esposizione professionale e del pubblico è ottimizzata allo scopo di mantenere al minimo ragionevolmente ottenibile le dosi individuali, la probabilità dell'esposizione e il numero di individui esposti, tenendo conto dello stato delle conoscenze tecniche e dei fattori economici e sociali, nel sito indagato, il livello di radioattività ambientale medio calcolato sulle misure registrate ad un metro di altezza è pari a $112 \pm 10 \text{ nGyh}^{-1}$, cioè il fondo ambientale della città. Tuttavia, è stata imposta un'attività di mantenimento per il controllo del rischio radiologico oltre al potere frenante

delle barriere schermanti, un monitoraggio dei radionuclidi naturali nelle matrici ambientali: falda acquifera con due piezometri a valle e monte, e dell'aria con l'aspirazione di particolato su filtro. Il mantenimento del sistema di controllo perpetuo della radioattività naturale nonostante la presenza di meta silicati, sotto opportune condizioni, visto l'allineamento ai dettami del nuovo dispositivo giuridico, permette verosimilmente di annoverare il Castello come un'applicazione "virtuosa" del binomio ecologia-economia conteso tra, uno smaltimento non "naturale" di materiali con radioattività naturale e un'economia che ha necessità di imparare sempre più dalla natura - economia circolare. Tuttavia, gli aspetti sociali dei NORM E TENORM rimangono un campo di ricerca trascurato^[xx].

BIBLIOGRAFIA

- [ⁱ] *Technologically Enhanced Naturally Occurring Radioactive Material*, residui fosforici di lavorazione con un alto contenuto di radioattività naturale. Mappa di siti caratterizzati da *Radioattività Naturale impropria della Calabria*, gennaio 2019 www.arpacal.it/documenti
- [ⁱⁱ] *Management of Natural Occurring Radioactive Material in Industry – IAEA International conference Vienna 2020*
- [ⁱⁱⁱ] *Ministero per i beni e le attività culturali*, Segretariato della Regione Calabria, MIBAC – SR – CAL DR C6 0002689 del 06/05/2019
- [^{iv}] *Naturally Occurring Radioactive Material: materiali con un contenuto importante di radioattività naturale Extent of Environmental contamination by Naturally Occurring Radioactive Material (NORM) and technological options for mitigation*. Technical Reports series n. 419. International Atomic Energy Agency, Vienna, 2003
- [^v] *Decreto Legislativo n.101 del 12 agosto 2020*. Supplemento ordinario alla Gazzetta Ufficiale della Repubblica Italiana, n.201 del 12 agosto 2020
- [^{vi}] *Unsear 2003, Exposures from natural radiation sources*, Annex B
- [^{vii}] M. Ghiassi-nejad, S. M. J. Mortazavi,* J. R. Cameron,§ A. Niroomand-rad, and P. A. Karam¶¶ *Very High Background Radiation areas of Ramsar.Iran: preliminary biological studies*. Health Physics, 82 (1): 87-93; 2002
- [^{viii}] Tao Z., Akiba S, Zha Y, Sun Q, Zou J, J Li, Liu Y, Y Yuan, Tokonami S, Morishoma H, Koga T, Nakamura S, T Sugahara, Wei L. *Cancer and non cancer mortality among inhabitants in the high background radiation area of Yangjiang, China (1979–1998)*. Health Physics, 2012 Feb; 102 (2): 173-81.
- [^{ix}] Rete di sorveglianza della radioattività ambientale ISIN – ArpaCal
- [^x] A. Nicolino, et al, *Tenorm employed as inert material for house building: a model for evaluating the radon activity enhancement*, Environmental Science and Pollution Research, <https://doi.org/10.1007/s11356-021-17174-2>
- [^{xi}] Procopio S. et. Al, *Metodi di misura per la determinazione della concentrazione di attività dei radionuclidi naturali nei Tenorm*, VII Convegno Nazionale Agenti Fisici, Stresa, 5-7 giugno 2019
- [^{xii}] IAEA, *Manual Laboratory Testing for Uranium ore processing*. Technical Reports series n.133, Vienna 1990
- [^{xiii}] European Commission Radiation Protection n. 122 part 2 "*Practical use of the concepts of clearance and exemption – Application of the concepts of exemption and clearance to natural radiation sources*" Vienna (2002).
- [^{xiv}] *Decreto Legislativo n.101/2020 - Allegato XXIV*
- [^{xv}] UNSCEAR 2000. Sources and Effects of Ionizing Radiation: Vol I. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation.
- [^{xvi}] K. Eckerman, ICRP 119, Elsevier Compendium of Dose coefficients based on ICRP Publication 60
- [^{xvii}] UNSCEAR 2000 Report to the General Assembly, with Scientific Annexes United Nations, New York, 2000 (www.unscear.org/unscear/en/publications/2000_1.html)
- [^{xviii}] Report Arpacal, n.13954 del 04/04/2018, accertamento di contaminazione Castello di Carlo V Crotone
- [^{xix}] Report Arpacal, n.1455 del 04/03/2019, la concentrazione di radon nel castello di Carlo V di Crotone
- [^{xx}] C. Turcanu et al, *Societal aspects of Norm: An overlooked research of field*, Journal of Environmental Radioactivity 244-245 (2022) 106827

Sviluppo di protocolli di campionamento e di valutazione della dose per settori industriali con presenza di NORM

R. Ugolini¹, F. Trotti¹, E. Caldognetto¹, S. Bucci², I. Peroni², A. De Stena², G. Pratesi², C. Nuccetelli³, G. Venoso³, A. Bogi⁴, F. Picciolo⁵, F. Leonardi⁶, L. Luzzi⁷, G. La Verde⁸, F.R. Trevisi⁶, M. Pugliese⁸

¹ARPAV - Dipartimento Regionale Rischi Tecnologici e Fisici - Unità Organizzativa Complessa Agenti Fisici

²ARPAT – Unità Operativa Radioattività e Amianto – Settore Laboratorio Area Vasto Centro

³Istituto Superiore di Sanità Roma - Centro Nazionale per la Protezione dalle Radiazioni e Fisica Computazionale

⁴Azienda USL Toscana Sud Est - Laboratorio di Sanità Pubblica

⁵Università degli Studi di Siena - DFTA

⁶INAIL- Istituto nazionale per l'assicurazione contro gli infortuni sul lavoro - Settore Ricerca – DiMEILA

⁷Sapienza, Università di Roma

⁸Università degli Studi di Napoli "Federico II" - Dipartimento di Fisica "Ettore Pancini"

raffaella.ugolini@arpa.veneto.it

Riassunto

Nell'ambito delle attività del progetto INAIL - BRIC ID 30 "Protocolli operativi e metodologie di calcolo per l'attuazione della nuova normativa di radioprotezione, recepimento della Direttiva 59/2013/Euratom, in settori industriali NORM di particolare impatto radiologico", è stato sviluppato un approccio metodologico per gli adempimenti previsti dall'art. 22 del D.lgs. 101/2020. Una proposta di protocollo per la misura della concentrazione di attività delle matrici e per la valutazione della dose efficace per lavoratori e popolazione è stata elaborata per il settore della produzione di cemento e per l'industria dello zirconio e zirconio.

INTRODUZIONE

Nell'ambito delle attività del progetto INAIL - BRIC ID 30 "Protocolli operativi e metodologie di calcolo per l'attuazione della nuova normativa di radioprotezione, recepimento della Direttiva 59/2013/Euratom, in settori industriali NORM di particolare impatto radiologico" è stata elaborata una proposta metodologica per l'attuazione dell'art. 22 del D.lgs. 101/2020 con l'obiettivo di sviluppare uno strumento di supporto non solo per gli esercenti, ma anche per gli esperti di radioprotezione e per tutte le figure tecniche coinvolte nelle fasi di controllo.

Di seguito vengono presentate le metodologie sviluppate per due dei settori industriali elencati nell'allegato II del D.lgs. 101/2020:

- produzione di cemento;
- industria dello zirconio e dello zirconio.

LA METODOLOGIA: SCHEMA GENERALE

Nello sviluppo della proposta metodologica gli studi del passato sono stati integrati con nuovi approfondimenti, visite presso aziende NORM, analisi di campioni in laboratorio, misure in

campo e confronti con gli esercenti. La metodologia finora sviluppata si basa sulla conoscenza del ciclo produttivo, che è fondamentale per poter individuare correttamente le matrici da sottoporre ad analisi. L'individuazione delle matrici di interesse è strettamente correlata agli scenari espositivi per i lavoratori e per il pubblico. A scopo metodologico, le matrici nel ciclo produttivo possono essere suddivise in 5 gruppi: materie prime, residui, effluenti liquidi, effluenti aeriformi, prodotti. La radioattività naturale entra nell'impianto industriale con le materie prime e, a seconda delle lavorazioni eseguite, si può ritrovare nei residui, negli effluenti e nei prodotti. Analizzando con un certo dettaglio le fasi lavorative e i processi chimici e fisici presenti, è possibile individuare le matrici di interesse.

È rappresentato in forma di tabella il legame tra le informazioni acquisite per le matrici e gli scenari di esposizione per i lavoratori e la popolazione (Tabella 1, Tabella 6).

Nell'ambito del progetto, è stata sviluppata una metodologia generale, che è possibile adattare e declinare per i diversi settori industriali NORM indicati nella normativa. La metodologia generale si articola in due fasi:

- Fase 1. Verifica del rispetto dei livelli di esenzione in termini di concentrazione di attività.
- Fase 2. Verifica del rispetto dei livelli di esenzione in termini di dose efficace.

I dettagli sono illustrati nell'articolo "*La radioprotezione applicata alle industrie NORM: sviluppo di un sistema di strumenti metodologici, conoscitivi e formativi a sostegno degli stakeholders. Stato dell'arte del progetto di INAIL*", pubblicato in questo volume (Trevisi R. et al., 2022).

FASE 1. VERIFICA DEL RISPETTO DEI LIVELLI DI ESENZIONE IN TERMINI DI CONCENTRAZIONE DI ATTIVITÀ

Nella fase 1 viene verificata l'esenzione in termini di concentrazione di attività. Per fare ciò, occorre per prima cosa campionare e sottoporre ad analisi le matrici solide riferite alla pratica; è necessario conoscere la destinazione dei residui per poter procedere correttamente al confronto con i livelli di esenzione della normativa, che possono assumere valori diversi (vedi Appendice). La fase 1 della metodologia viene quindi riassunta attraverso una tabella (si vedano di seguito le Tabelle 2 e 7) in cui sono indicate le informazioni riguardo le tecniche di analisi e i radionuclidi da determinare.

FASE 2. VERIFICA DEL RISPETTO DEI LIVELLI DI ESENZIONE IN TERMINI DI DOSE EFFICACE.

La fase 2 della verifica di esenzione della pratica prevede la valutazione della dose efficace per lavoratori e individui rappresentativi della popolazione. Prima di procedere con il calcolo, è necessario completare la raccolta dei dati di input per i modelli, che comprendono sicuramente, oltre a quanto già raccolto nella fase 1, la misura della concentrazione di attività dei radionuclidi negli effluenti (laddove presenti), in altri residui e/o materie prime e/o nei prodotti.

Un aspetto importante da chiarire in questa fase è la distinzione tra lavoratori ed individui della popolazione ai sensi della normativa, visto che i rispettivi livelli di esenzione in termini di dose efficace sono diversi.

L'allontanamento dei residui dall'azienda NORM che li produce è un secondo aspetto rilevante. La normativa introduce i livelli di allontanamento, espressi in termini di concentrazione di attività, come condizione da rispettare per i residui affinché questi possano lasciare l'azienda NORM (vedi Appendice). Tali livelli garantiscono che la dose efficace per lavoratori e popolazione sia inferiore rispettivamente a 1 mSv/anno e 0,3 mSv/anno.

Per quanto riguarda i prodotti, questi vanno considerati per gli adempimenti dell'art. 22 nel caso siano previste delle lavorazioni all'interno dell'azienda che comportano l'esposizione dei lavoratori.

Una volta acquisiti tutti i dati di input, si procede con la valutazione della dose efficace per la quali è opportuno fare uso di strumenti di screening che semplificano il calcolo e forniscono una prima indicazione sull'esposizione (ISPRA, 2015). Si può eventualmente procedere in un secondo momento ad un calcolo più approfondito nel caso in cui la stima di screening fornisca valori di dose efficace superiori ai livelli di esenzione/allontanamento.

La fase 2 della metodologia viene quindi riassunta in due tabelle; nella prima sono indicate le matrici aggiuntive da sottoporre a campionamento ed analisi, e nella seconda vengono presentati gli scenari espositivi e le vie di esposizione da considerare per il calcolo della dose efficace per lavoratori e individui della popolazione.

Si riportano di seguito le proposte metodologiche sviluppate per i seguenti settori industriali della Tabella II-1 del D.lgs. 101/2020: "Produzione di cemento" e "Industria dello zirconio e dello zirconio".

PROPOSTA METODOLOGICA PER IL SETTORE INDUSTRIALE "PRODUZIONE DI CEMENTO"

La Tabella II-1 dell'Allegato 2 del D.lgs. 101/2020 individua tra i settori industriali NORM anche la produzione di cemento con riferimento alla pratica della manutenzione dei forni per la produzione di clinker. Vengono automaticamente esclusi dagli obblighi introdotti dal D.lgs. 101/2020 tutti i cementifici che non hanno un forno clinker. Il clinker è il principale componente dei cementi, viene prodotto a partire prevalentemente da calcare e argilla che sono opportunamente macinati e miscelati prima di essere immessi nel forno. Nel forno, calcare, argilla e altri ingredienti subiscono un processo termico ad alte temperature (1500 °C) e danno origine al clinker. Il clinker si presenta come un insieme di palline solide che, dopo il raffreddamento, vengono macinate per poter essere miscelate a gesso e altri materiali per formare i diversi tipi di cemento. Da un punto di vista radioprotezionistico, la parte del ciclo produttivo di maggiore interesse è proprio il processo termico, durante il quale i due radionuclidi maggiormente volatili, Po-210 e Pb-210, si separano dagli altri e si concentrano nelle polveri e nelle incrostazioni del forno. Le incrostazioni devono essere rimosse durante le operazioni di manutenzione (mediamente 1 o 2 volte all'anno) e vengono re-immesse nel forno. L'operazione di rimozione delle incrostazioni può essere svolta manualmente o con l'aiuto di mezzi meccanici.

Per quanto riguarda l'individuazione delle matrici e degli scenari espositivi per lavoratori e pubblico, nella Tabella 1 sono riportate le matrici identificate nel ciclo produttivo della produzione di cemento; per ciascuna matrice viene indicato il tipo di esposizione (lavoratori e/o popolazione) e il possibile scenario espositivo.

Tabella 1 - Matrici e scenari espositivi per il settore industriale "produzione di cemento"

Matrice		Esposizione di	Scenari espositivi
Materie prime	Pozzolane, ceneri volanti, altri materiali con contenuto significativo di NORM	Lavoratori/popolazione	Trasporto
Residui	Polveri di abbattimento del forno clinker, incrostazioni del forno clinker	Lavoratori	Rimozione delle incrostazioni, gestione, raccolta, carico, scarico, trasporto
Effluenti gassosi	Polveri/gas emessi dal camino del forno clinker	Popolazione	Rilascio di effluenti gassosi dal camino del forno clinker

Non sono presenti effluenti liquidi perché non viene utilizzata acqua nella produzione di cemento.

Considerando l'identificazione della "pratica" relativamente ai cementifici, si deduce che le materie prime non dovrebbero essere di interesse per gli adempimenti dell'art. 22. Tuttavia, nella metodologia si suggerisce di considerarle nel caso in cui siano presenti materiali noti per il contenuto non trascurabile di radionuclidi naturali, per poterne tener conto nella valutazione più generale di sicurezza dei lavoratori ai sensi del D.lgs. 81/2008.

Fase 1. Verifica del rispetto dei livelli di esenzione in termini di concentrazione di attività

In Tabella 2 sono mostrate le matrici da sottoporre a campionamento e analisi ai fini della verifica di esenzione in termini di concentrazione di attività; per ogni matrice sono indicati la tecnica di analisi da adottare e i radionuclidi da misurare.

I radionuclidi delle catene di decadimento di U-238 e di Th-232 sono in disequilibrio in entrambi i residui, quindi tramite spettrometria gamma vanno misurate le concentrazioni di attività per i rispettivi segmenti di catena. Vista la presenza del processo termico, i campioni vanno sottoposti anche a spettrometria alfa per la determinazione della concentrazione di attività del Po-210.

Tabella 2 - Matrici solide e tecniche di analisi

	Matrice	Tecnica di analisi	Radionuclidi
Residui	Polveri di abbattimento del forno clinker	Spettrometria gamma Spettrometria alfa	K-40, segmenti di catena U-238 e Th-232, Po-210
	Incrostazioni del forno clinker	Spettrometria gamma Spettrometria alfa	K-40, segmenti di catena U-238 e Th-232, Po-210

Nel caso dei cementifici, sia le polveri di abbattimento del forno clinker sia le incrostazioni sono generalmente riciclate nell'impianto, pertanto i livelli di esenzione da considerare ai fini dell'esenzione sono quelli dell'Allegato II, sezione II, paragrafo 2, punti 1 e 2 del D.lgs. 101/2020 (riportati nell' Appendice del presente lavoro).

Fase 2. Verifica del rispetto dei livelli di esenzione in termini di dose efficace

In Tabella 3 sono mostrate le ulteriori matrici da sottoporre a campionamento ed analisi nel caso sia necessario procedere con la valutazione della dose efficace per lavoratori e popolazione.

Tabella 3 - Matrici aggiuntive da sottoporre a campionamento ed analisi

	Matrice	Tecnica di analisi	Radionuclidi
Effluenti	Effluente aeriforme in uscita dal forno clinker	Spettrometria gamma Spettrometria alfa	K-40, segmenti di catena U-238 e Th-232, Po-210

La concentrazione di attività dei radionuclidi nell'effluente aeriforme in uscita dal camino del forno clinker è indispensabile per poter valutare la dose efficace alla popolazione. È possibile, tuttavia, con opportune considerazioni e assunzioni, dedurre la concentrazione di attività nell'effluente aeriforme a partire dalle misure eseguite sulle polveri di abbattimento dello stesso forno.

Nelle tabelle 4 e 5 sono elencati, in riferimento alle matrici, gli scenari specifici e le vie di esposizione per lavoratori e popolazione.

Tabella 4 - Matrici e scenari di esposizione per i lavoratori

Matrice	Nome delle matrici	Scenari specifici	Vie di esposizione
Residui	Polveri di abbattimento del forno clinker	Gestione, raccolta, carico, scarico, trasporto	Irraggiamento, inalazione, radon
	Incrostazioni del forno clinker	Rimozione delle incrostazioni, gestione, raccolta, carico, scarico, trasporto	Irraggiamento, inalazione, radon

Tabella 5 - Matrici e scenari di esposizione per la popolazione

Matrice	Nome delle matrici	Scenari specifici	Vie di esposizione
Effluenti	Effluente aeriforme in uscita dal forno clinker	Rilascio dal camino del forno clinker	Irraggiamento, inalazione, catena alimentare

PROPOSTA METODOLOGIA PER L'INDUSTRIA DELLO ZIRCONE E DELLO ZIRCONIO, PRODUZIONE DI REFRATTARI

Il settore industriale definito in Tabella II-2 come "Industria dello zirconio e dello zirconio" è molto ampio e comprende come pratica "la lavorazione delle sabbie zirconifere, la produzione di refrattari, ceramiche, piastrelle, la produzione di ossido di zirconio e zirconio metallico". La proposta di metodologia è stata sviluppata basandosi sul ciclo produttivo della produzione di refrattari, ma è sicuramente modificabile ed adattabile anche alle altre tipologie di produzioni del medesimo settore.

Nella produzione di refrattari, le sabbie zirconifere, mescolate con allumina e silice, sono sottoposte ad un processo termico ad alta temperatura (1900 °C nel caso di materiale elettrofuso AZS): il materiale fuso viene colato in stampi, lasciato raffreddare e rilavorato tramite operazioni di taglio e finissaggio per ottenere i mattoni refrattari delle giuste dimensioni.

La norma non identifica come pratica un particolare momento del ciclo produttivo, pertanto per gli adempimenti dell'art. 22 va considerato l'intero ciclo produttivo. Inoltre, è noto che la concentrazione di attività dei radionuclidi della catena dell'U-238 nelle sabbie zirconifere naturali è compresa tra 2000 Bq/kg e 4000 Bq/kg, superiore a 1000 Bq/kg (cioè al livello di esenzione previsto dalla normativa). Segue da ciò che l'esenzione della pratica è possibile solo se si verifica il rispetto dei livelli di dose efficace per lavoratori e popolazione.

Per quanto riguarda l'individuazione delle matrici e degli scenari espositivi, nella Tabella 6 sono riportate le matrici identificate nel ciclo produttivo della produzione di refrattari; per ciascuna matrice viene indicato il tipo di esposizione (lavoratori e/o popolazione) e il possibile scenario espositivo.

Tabella 6 - Matrici e scenari espositivi per l'industria dello zirconio e dello zirconio

Matrice	Nome delle matrici	Esposizione di	Scenari espositivi
Materie prime	– materie prime di origine naturale e artificiale	Lavoratori	Esposizione ai cumuli, trasporto
		Popolazione	trasporto
Residui	<ul style="list-style-type: none"> – polvere di abbattimento del forno fusorio – polvere di abbattimento dell'impianto di macinazione – fango del depuratore interno – scarto di macinazione – sabbie dal raffreddamento dei mattoni refrattari 	Lavoratori	Gestione, raccolta, carico, scarico, trasporto
		Popolazione	Trasporto, allontanamento (recupero)
Effluenti liquidi	Acqua reflua	Popolazione	Rilascio in fognatura
Effluenti gassosi	Polveri/gas emessi dal camino del forno fusorio e dal camino dell'impianto di macinazione	Popolazione	Rilascio di effluenti gassosi dal camino del forno fusorio e dal camino di macinazione
Prodotti	Mattoni refrattari	Lavoratori	Finitura dei mattoni refrattari, trasporto

Fase 1. Verifica del rispetto dei livelli di esenzione in termini di concentrazione di attività

In Tabella 7 sono mostrate le matrici da sottoporre a campionamento e analisi ai fini della verifica di esenzione in termini di concentrazione di attività; per ogni matrice sono indicati la tecnica di analisi da adottare e i radionuclidi da misurare. I radionuclidi delle catene di decadimento di U-238 e di Th-232 sono in equilibrio solo nelle materie prime di origine naturale, in tutte le altre matrici si instaura una condizione di disequilibrio. Vista la presenza del processo termico, le polveri di abbattimento del forno fusorio devono essere sottoposte anche a spettrometria alfa per la determinazione della concentrazione di attività del Po-210.

Tabella 7 - Matrici solide e tecniche di analisi

Matrice	Nome delle matrici	Tecnica di analisi	Radionuclidi
Materie prime	Materie prime di origine naturale	Spettrometria gamma	K-40, catena U-238 e Th-232
	Materie prime di origine artificiale		K-40, segmenti di catena U-238 e Th-232
Residui	Polvere di abbattimento del forno fusorio	Spettrometria gamma Spettrometria alfa	K-40, segmenti di catena U-238 e Th-232, Po-210
	Polvere di abbattimento dell'impianto di macinazione	Spettrometria gamma	K-40, segmenti di catena U-238 e Th-232
	Scarto di macinazione		
	Fango del depuratore interno		
	Sabbie dal raffreddamento dei mattoni refrattari		

Fase 2. Verifica del rispetto dei livelli di esenzione in termini di dose efficace

In Tabella 8 sono mostrate le ulteriori matrici da sottoporre a campionamento ed analisi per la valutazione della dose efficace per lavoratori e popolazione.

Tabella 8 - Matrici aggiuntive da sottoporre a campionamento ed analisi

Matrice	Nome delle matrici	Tecnica di analisi	Radionuclidi
Effluenti	Effluente liquido (acqua reflua)	Scintillazione liquida Spettrometria gamma Spettrometria alfa	Alfa e beta totale K-40, segmenti di catena U-238 e Th-232, Po-210
	Acqua in ingresso all'impianto		
	Effluente aeriforme in uscita dal camino del forno fusorio	Spettrometria gamma Spettrometria alfa	K-40, segmenti di catena U-238 e Th-232, Po-210
	Effluente aeriforme in uscita dal camino dell'impianto di macinazione		

La misura della concentrazione di attività nell'acqua in ingresso è utile per valutare un'eventuale presenza di radionuclidi di origine naturale prima della lavorazione industriale.

È possibile, con opportune considerazioni e assunzioni, dedurre la concentrazione di attività nei due effluenti aeriformi a partire dalle misure eseguite sulle polveri di abbattimento degli stessi camini.

Nelle Tabelle 9 e 10 sono elencati gli scenari specifici e le vie di esposizione rispettivamente per lavoratori e popolazione in funzione di ciascuna matrice.

Tabella 9 - Matrici e scenari di esposizione per i lavoratori

Matrice	Nome delle matrici	Scenari specifici	Vie di esposizione
Materie prime	Materie prime di origine naturale e artificiale	Esposizione a cumuli, trasporto	Irraggiamento, inalazione, radon
Residui	Polvere di abbattimento del forno fusorio	Gestione, raccolta, carico, scarico, trasporto	Irraggiamento, inalazione, radon
	Polvere di abbattimento del camino dell'impianto di macinazione		
	Scarto di macinazione		
	Sabbie dal raffreddamento dei mattoni refrattari		
	Fango del depuratore interno		Irraggiamento, radon
Prodotti	Mattoni refrattari	Finitura, trasporto	Irraggiamento, radon

Tabella 10 - Matrici e scenari di esposizione per la popolazione

Matrice	Nome delle matrici	Scenari specifici	Vie di esposizione
Materie prime	Materie prime di origine naturale	Trasporto	Irraggiamento, inalazione, radon
	Materie prime di origine artificiale		
Effluenti	Effluente liquido (acqua reflua)	Rilascio in fognatura	Irraggiamento, inalazione, catena alimentare
	Effluente aeriforme in uscita dal camino del forno fusorio	Rilascio dal camino del forno fusorio	
	Effluente aeriforme in uscita dal camino di macinazione	Rilascio dal camino di macinazione	
Residui	Polvere di abbattimento del camino di macinazione, scarto di macinazione, sabbie dal raffreddamento dei mattoni refrattari, fango del depuratore interno	lo scenario dipende dal tipo di allontanamento	Irraggiamento, inalazione, radon

CONCLUSIONI

Nel presente lavoro è stata presentata una proposta metodologica per l'applicazione dell'art. 22 del D.lgs. 101/2020, elaborata nell'ambito del Progetto di Ricerca INAIL - BRIC ID 30 "Protocolli operativi e metodologie di calcolo per l'attuazione della nuova normativa di radioprotezione, recepimento della Direttiva 59/2013/Euratom, in settori industriali NORM di particolare impatto radiologico".

La metodologia generale è stata adattata finora ad alcuni settori industriali della Tabella II-1, e sono state illustrate nel dettaglio le procedure messe a punto per la produzione di cemento e per l'industria dello zirconio e dello zirconio.

APPENDICE

Livelli di esenzione/allontanamento in termini di concentrazione di attività (Allegato II Sezione II, paragrafo 2 e paragrafo 3)

Tabella A.1. Livelli di esenzione generali

Serie di U-238 e serie Th-232 equilibrio secolare per tutta la serie	Tutti i radionuclidi	1 kBq/kg
Serie di U-238 e Th-232 non in equilibrio secolare	Tutti i radionuclidi, tranne Pb-210 e Po-210	1 kBq/kg
	Pb-210 e Po-210	5 kBq/kg
K-40		10 kBq/kg

Tabella A.2. Livelli di esenzione specifici per situazioni particolari

Situazioni particolari	Radionuclidi	Livello di esenzione
Fanghi petroliferi	U-nat, Th-230, Th-232, Pb-210, Po-210	100 kBq/kg
	Ra-228	10 kBq/kg
	Per tutti gli altri radionuclidi delle serie di U-238 e Th-232	5 kBq/kg
	K-40	50 kBq/kg
Smaltimento in discarica o riutilizzo per la costruzione di strade	Serie di U-238 e serie di Th-232	0,5 kBq/kg
	Pb-210; Po-210	2.5 kBq/kg
	K-40	5 kBq/kg
Incenerimento	Valutazione della dose efficace alla popolazione	

BIBLIOGRAFIA

Decreto legislativo 31 luglio 2020 n.101. *Attuazione della direttiva 2013/59/Euratom, che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti, e che abroga le direttive 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom e 2003/122/Euratom e riordina la normativa di settore in attuazione dell'articolo 20, comma 1, lettera a), della legge 4 ottobre 2019, n. 117.*

Trevisi R. et al. *La radioprotezione applicata alle industrie NORM: sviluppo di un sistema di strumenti metodologici, conoscitivi e formativi a sostegno degli stakeholders. Stato dell'arte del progetto di INAIL.* 2022. XXXVIII Congresso Nazionale AIRP di Radioprotezione. Milano.

ISPRA. *Task 03.02.01 Valutazione di impatti radiologici da NORM.* 2015.

Verifica delle condizioni di applicabilità della norma UNI EN ISO 11665:2017 a campioni derivanti da pratiche NORM diverse

I. Peroni¹, E. Caldognetto², A. De Stena¹, G. La Verde⁵, F. Leonardi³, L. Luzzi³, C. Nuccetelli⁴, M. Pugliese⁵, R. Trevisi³, F. Trotti², R. Ugolini², G. Venoso⁴, S. Bucci¹

¹ARPAT, U.O. Radioattività e Amianto, via E. Petrella, 14, 50144 Firenze

²ARPAV, Dipartimento Regionale Rischi Tecnologici e Fisici - Unità Organizzativa Complessa Agenti Fisici, via A. Dominutti 8, 37135 Verona

³INAIL- Istituto nazionale per l'assicurazione contro gli infortuni sul lavoro - Settore Ricerca – DiMEILA, Via Fontana Candida 1, Monteporzio Catone, 00078 (RM)

⁴Istituto Superiore di Sanità - Centro Nazionale per la Protezione dalle Radiazioni e Fisica Computazionale, Viale Regina Elena, 299, 00161 Roma

⁵Università degli Studi di Napoli "Federico II" - Dipartimento di Fisica "Ettore Pancini", Napoli

i.peroni@arpat.toscana.it

Riassunto

Il D.Lgs.101/2020 ha ampliato l'elenco dei settori industriali e pratiche che comportano l'impiego di materiali contenenti radionuclidi di origine naturale soggetti alle disposizioni di radioprotezione (Allegato II - Tab. II-1), e nei quali l'esercente ha l'obbligo di provvedere alla misurazione della concentrazione di attività di alcuni radionuclidi di interesse sui materiali presenti nel ciclo produttivo e sui residui derivanti dall'attività lavorativa (art. 22).

Per l'attuazione della normativa, nell'ambito sia dell'attività istituzionale che del progetto di ricerca BRIC ID 30 di INAIL, è stato svolto un lavoro mirato a verificare la validazione del metodo di misurazione in spettrometria gamma ad alta risoluzione UNI 11665:2017 per matrici diverse da quelle sottoposte più frequentemente ad analisi nei laboratori.

Sono state campionate e analizzate le materie presenti (materie prime, intermedi di processo e residui) negli impianti di vari settori industriali (produzione di cemento, di refrattari, di energia geotermica e di pigmento TiO₂).

Il lavoro illustra i risultati ottenuti al variare della composizione e granulometria delle matrici, mettendo in evidenza alcuni limiti e potenzialità della tecnica di spettrometria gamma ad alta risoluzione. Per tenere conto della composizione nel calcolo dell'efficienza di rivelazione, sono stati usati sia strumenti di calcolo Montecarlo che la microanalisi in microscopia elettronica. Il lavoro fa emergere alcune indicazioni utili per la misura del Pb-210 e possibili limiti di applicabilità della tecnica e della norma.

INTRODUZIONE

Il Decreto Legislativo 101/2020 [D.Lgs. 101/2020], recepimento della direttiva 59/2013/Euratom [European Commission 2014], ha ampliato l'elenco dei settori industriali e pratiche che comportano l'impiego di materiali contenenti radionuclidi di origine naturale soggetti alle disposizioni di radioprotezione (Allegato II - Tab. II-1), e nei quali l'esercente ha l'obbligo di provvedere alla misurazione della concentrazione di attività sui materiali presenti nel ciclo produttivo e sui residui derivanti dall'attività lavorativa (art. 22). Sono stati inclusi nuovi settori industriali e, per ognuno, è stata specificata la classe o tipo di pratica coinvolta dalle disposizioni del decreto.

Al fine di indirizzare l'attuazione della normativa è stato promosso e svolto un progetto di ricerca BRIC ID 30 di INAIL, *Protocolli operativi e metodologie di calcolo per l'attuazione della nuova normativa di radioprotezione, recepimento della Direttiva 59/2013/EURATOM, in settori industriali NORM di particolare impatto radiologico* [Trevisi, 2022]. Il Progetto di Ricerca include la fase di campionamento e analisi di matrici presenti nel ciclo produttivo di alcuni impianti NORM. I radionuclidi di interesse sono i radionuclidi delle serie radioattive naturali di U-238 e

Th-232 e il K-40, con una particolare attenzione per i gamma emettitori di bassa energia come il Pb-210. Per questa tipologia di analisi la tecnica analitica principale è la spettrometria gamma ad alta risoluzione. Pertanto, nell'ambito sia del progetto di ricerca che anche dell'attività istituzionale, è stato svolto un lavoro mirato a verificare la validazione del metodo di misura in spettrometria gamma ad alta risoluzione UNI 11665:2017 [UNI, 2017] applicato a varie matrici provenienti da aziende NORM, con particolare riferimento alla verifica delle prestazioni del metodo per energie inferiori a 100 keV.

PRATICHE NORM

Nella prima fase del progetto sono stati coinvolti alcuni settori industriali: produzione di cemento, di refrattari, di energia geotermica e di pigmento TiO_2 . Per ogni settore sono stati individuati uno o più impianti rappresentativi. In figura 1 sono rappresentati alcuni degli impianti individuati.

Figura 1 - Impianti di pratiche NORM : Forno clinker (PD) (a), impianto di produzione di energia geotermica (PI) (foto di Fabio Sartori) (b), impianto di produzione di pigmento TiO_2 (GR) (c), impianto per la produzione di refrattari (TN) (d).



(a)



(b)



(c)



(d)

Uno degli obiettivi del progetto è definire quali materie presenti nel ciclo produttivo devono essere oggetto di campionamento e di analisi. Per questo è stato necessario campionare e analizzare un certo numero di materie prime, intermedi di processo e residui, in modo da individuare gli elementi critici del processo produttivo. A tale scopo è stato importante verificare le prestazioni e i limiti del metodo UNI 11665:2017 applicato ad una grande varietà di campioni, molto diversi sia fra loro, che dalle analisi eseguite più di routine dai laboratori di radioattività ambientale.

Nel seguito sono presentate in sintesi le fasi del lavoro svolto: una verifica dell'applicabilità della norma UNI 11665:2017 alla misura di radionuclidi naturali, sia in condizioni di equilibrio radioattivo secolare che non, in presenza di effetto di autoassorbimento del campione, particolarmente accentuato nell'intervallo di energia inferiore a 100 keV.

ANALISI DI SPETTROMETRIA GAMMA SU MATRICI NORM

Le matrici derivanti da pratiche NORM presentano alcune caratteristiche:

- composizione anche molto diversa dalle matrici ambientali;
- densità apparente diversa da 1 g/cm³ (e talvolta molto maggiore);
- quantità di campione disponibile molto limitata per alcune tipologie di campioni (ad es. incrostazioni).

Per i radionuclidi naturali, la norma UNI 11665:2017 definisce alcuni aspetti (Appendice B): ad esempio, le condizioni di misura in assenza di equilibrio radioattivo secolare sono specificate anche con riferimenti precisi riguardo ai tempi di attesa richiesti per raggiungere la condizione di equilibrio radioattivo per segmenti di catena (par. B.2). Tuttavia, per quanto riguarda i fattori correttivi per effetto somma, la norma assegna alcuni valori esemplificativi solo per i principali radionuclidi artificiali, mentre relativamente alla correzione per autoassorbimento, fornisce indicazioni valide solo per matrici analoghe a quelle alimentari e ambientali. Infatti al par. C.7 è riportato che *per una variazione della densità del campione rispetto a quella della sorgente minore di 10% e per fotoni di energia maggiore di 100 keV, la correzione può non essere effettuata dal momento che può ritenersi trascurabile l'effetto della composizione chimica per soluzioni acquose, alimenti (costituiti principalmente da acqua o carboidrati e proteine) e per materiali solidi quali i suoli, purché si consideri un contributo addizionale all'incertezza di 2% [Albertone, 2016]*. Pertanto, per quanto riguarda i radionuclidi naturali, rimangono aperte alcune questioni:

- niente è definito riguardo ai fattori di correzione per effetto somma;
- per quanto riguarda l'effetto di autoassorbimento del campione, la correzione non è definita per:
 - campioni industriali non assimilabili ai campioni alimentari o ambientali;
 - emissioni gamma nell'intervallo di energia al di sotto di 100 keV.

Alcune di queste problematiche sono state approfondite nel presente lavoro, verificando le condizioni di applicabilità della norma UNI 11665:2017 e le prestazioni ottenute per la misura di radionuclidi naturali nelle matrici derivanti da alcune pratiche NORM.

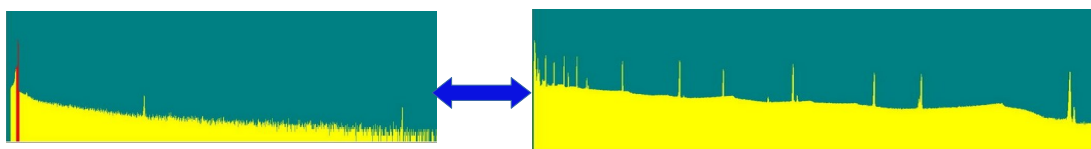
VERIFICA DELL'APPLICABILITÀ DELLA NORMA UNI 11665:2017 A MATRICI NORM

La verifica dell'applicabilità del metodo UNI 11665:2017 è stata svolta al pari di un processo di validazione di una tecnica analitica, in modo da comprendere sia la verifica che le prestazioni del laboratorio siano coerenti con quanto riportato nella norma tecnica, sia la determinazione di quelle prestazioni per cui la norma non fornisce una stima. Per quanto riguarda l'applicazione in esame, l'apparecchiatura utilizzata per svolgere le analisi di radionuclidi naturali è un rivelatore al germanio di elevata purezza, di tipo n, con la capsula interamente realizzata in fibra di carbonio, HPGe GMX, con il 45% di efficienza relativa.

TARATURA IN EFFICIENZA (UNI 11665: 2017 par. C.2)

E' stata effettuata la taratura analogamente a quanto previsto al par. C.1 della norma, utilizzando una sorgente liquida multigamma nell'intervallo 59 - 1800 keV e una sorgente liquida di Pb-210 (e Po-210 all'equilibrio radioattivo) per estendere l'intervallo di taratura a 45 keV (Fig. 2). Per ottimizzare la taratura alla riga del Pb-210, i due spettri gamma sono stati acquisiti separatamente in tre diverse geometrie (due beaker di Marinelli di diverso volume e un beaker cilindrico). I punti di taratura sono stati successivamente interpolati per avere un'unica curva di taratura (eventualmente costituita da 2 spezzate) nell'intervallo di taratura 45 - 1800 keV. In Tabella 1 sono riportati gli scarti del fit in efficienza per l'intervallo di taratura 45 - 136 keV.

Figura 2- Taratura in efficienza del rivelatore.



I due spettri gamma sono stati acquisiti separatamente per le due sorgenti di taratura; insieme costituiscono una curva di taratura nell'intervallo esteso 45 - 1800 keV.

Tabella 1 - Fit in efficienza per l'intervallo di taratura 45 - 136 keV.

Radionuclide	Energia (keV)	Efficienza (cps/Bq)	Fit in efficienza (cps/Bq)	Scarto %
Pb-210	46.54	0.091393	0.090930	0.51
Am-241	59.54	0.095220	0.095672	-0.47
Cd-109	88.03	0.096639	0.096204	0.45
Co-57	122.06	0.090322	0.090049	0.30
Co-57	136.47	0.086201	0.086387	-0.22

VERIFICA RIPETIBILITÀ DEL METODO (UNI 11665: 2017 par. C.3)

Analogamente all'esempio riportato al par. C.3 della norma, è stata valutata la ripetibilità con una misura di un campione di apatite, un materiale da costruzione con concentrazione di attività di radionuclidi naturali superiore a quella media del suolo. In tabella 2 sono riportati i risultati della verifica del contributo di ripetibilità: i dati sono riferiti a 6 ripetizioni misurate con la catena di spettrometria gamma HPGe GMX.

Tabella 2 - Contributo di ripetibilità per radionuclidi naturali

Radionuclide	Energia (keV)	Scarto tipo %	Incertezza di conteggio %
Pb-212	238.6	0.7	0.1
Pb-214	295.2	2.0	0.1
Pb-214	351.9	2.0	0.2
Tl-208	583.2	2.3	0.1
Bi-214	609.3	2.6	0.2
K-40	1460.8	1.7	0.3

Per tutte le righe di tabella 2 è riportato lo scarto tipo di ripetibilità: per tutte, tranne per la riga del Pb-212, lo scarto è significativamente diverso (valutazione effettuata tramite il test di Fisher) dall'incertezza statistica di conteggio. Lo scarto tipo rappresenta una stima della ripetibilità del

metodo; nella norma UNI è riportata la stima della ripetibilità pari al 2% per la misura di erba contaminata da Cs-137 (Prospetto C.3). I valori determinati in tabella sono compatibili con quanto riportato nella norma tecnica. Il laboratorio assume tuttavia una stima della ripetibilità pari al 3%, massimizzando i risultati ottenuti e introducendo tale valore come contributo di ripetibilità nella valutazione dell'incertezza di misura.

Per effettuare una valutazione della ripetibilità anche per l'intervallo di energia inferiore a 100 keV, sono stati misurati 6 ripetizioni di un campione di suolo contaminato da Ra-226 (e perciò anche da Pb-210) con il rivelatore HPGe GMX.

Tabella 3 - Contributo di ripetibilità per il Pb-210

Radionuclide	Energia (keV)	Scarto tipo %	Incetezza di conteggio %
Pb-210	46.5	0.5	0.8

I risultati in tabella 3 mostrano che lo scarto tipo di conteggio per il Pb-210 nel campione di suolo non è significativamente diverso dall'incetezza statistica di conteggio, perciò non si evidenzia un contributo di ripetibilità; si conferma pertanto la validità del contributo di ripetibilità pari al 3%.

VERIFICA GIUSTEZZA (UNI 11665: 2017 par. C.4)

Il metodo è stato applicato a diversi campioni nell'ambito di alcuni interconfronti su determinazione di radionuclidi naturali. Un esempio è riportato in tabella 4: un campione di suolo agricolo per il quale sono stati determinati i principali radionuclidi delle catene radioattive naturali e il K-40. La misura è stata effettuata con una correzione per effetto somma per la determinazione di Ac-228 e Bi-214 utilizzando dati tabulati in letteratura [Debertin, K, 1988] per una tipologia di rivelatore analogo a quelli utilizzati nelle misure. Inoltre, per quanto riguarda l'effetto di autoassorbimento, è stata introdotta una correzione sull'efficienza ottenuta a partire dalla composizione del campione¹. Con un software Montecarlo (*ORTEC - ANGLE Advanced Gamma Spectroscopy Efficiency Calibration Software*), è stata ricostruita la curva di efficienza grazie al trasferimento di efficienza a partire dalla misura della soluzione acquosa certificata acquisita nella stessa geometria di misura. Tutti i risultati sono accettabili secondo i criteri dell'interconfronto. Inoltre i dati in tabella 4 sono confrontabili con quanto presentato nel prospetto C.5 della norma.

Tabella 4 - Risultati di un interconfronto su un campione di suolo agricolo. I risultati sono corretti per effetto somma e autoassorbimento.

Radionuclide	Valore di riferimento (Bq/kg)	Incetezza (k=1) (Bq/kg)	Valore misurato corretto (Bq/kg)	incetezza (k=1) Bq/kg	z-score	Scarto %
Ra-226	31.2	3.1	32.9	5.3	-0.55	5.5
Pb-214	31.2	2.3	29.8	2.0	0.61	-4.5
Bi-214	31.2	3.0	28.9	2.2	0.77	-7.4
Pb-210	485	12	471	27	-0.52	-2.9
Ac-228	32.6	2.3	33.9	2.5	-0.57	4.0
Tl-208	11.7	1.3	11.8	0.7	-0.08	0.9
K-40	374	25	392	20	-0.69	4.8

1 Si -34,2%; O -49,5%; Al 7,7 %, Fe-3,1%; K-1,7%;Ca 1,3%, Mg-1,1% (misura con microscopia elettronica a scansione SEM-EDX).

In tabella 5 è riportato il valore di Pb-210 per lo stesso campione di suolo essiccato e macinato, confrontando l'attività calcolata con una taratura in efficienza per una sorgente liquida (soluzione acquosa a densità 1 g/cm³) con quella calcolata con una taratura ottenuta con trasferimento di efficienza utilizzando la composizione per il suolo (dati di misura con microscopia elettronica a scansione SEM-EDX) e densità 1.4 g/cm³.

Tabella 5 - Confronto fra due analisi di Pb-210 in un campione di suolo con e senza la correzione dell'effetto di autoassorbimento.

Radionuclide	Energia keV	Valore di riferimento (Bq/kg)	Valore misurato non corretto (Bq/kg)	Scarto %	Valore misurato corretto per composizione al SEM-EDX (Bq/kg)	Scarto %
Pb-210	46.5	485	362	-25	471	-3

PARTECIPAZIONE A INTERCONFRONTI

Al fine di completare la verifica di applicabilità a campioni provenienti da pratiche NORM, è stato svolto un confronto fra tre laboratori, di cui due partecipanti al Progetto INAIL BRIC ID 30. Il confronto riguardava un campione di incrostazione prelevato dall'interno di una tubazione al collettore di fluido geotermico. I risultati dell'analisi di Pb-210 sono riportati in tabella 6. Le tre misure in tabella sono ottenute con rivelatori al germanio di tipologia diversa (GMX e planare), tarati con materiali di riferimento diversi per geometria e radionuclidi, senza correzione per autoassorbimento, in quanto la densità della matrice è prossima a 1 g/cm³ e la matrice è misurata in strato sottile.

Tabella 6 - Confronto fra tre analisi di Pb-210 in un campione di incrostazione da impianto NORM

Concentrazione di attività di Pb-210						
Lab. 1		Lab. 2		Lab. 3		Scarto tipo %
Rivelatore planare		Rivelatore GMX		Rivelatore GMX		
Sorgente disco Pb-210		Sorgente liquida Eu-152		Sorgente liquida Pb-210		
Valore (Bq/kg)	Inc. k=1 (%)	Valore (Bq/kg)	Inc. k=1 (%)	Valore (Bq/kg)	Inc. k=1 (%)	
468	7	430	6	450	6	4,2

Il confronto mostra che i tre risultati, ottenuti in condizioni di rivelazione e taratura diverse, sono compatibili fra loro.

Per completezza si riportano gli esiti di un campione di interconfronto con radionuclidi naturali: si tratta di una sabbia lacustre tracciata con Ra-226. Per l'analisi del campione è stato necessario:

- essiccare e macinare fino ad ottenere un campione di granulometria omogenea;
- sigillare il campione in un contenitore di misura a tenuta di radon, in modo da ottenere l'equilibrio del Ra-226 con i discendenti a vita breve del Rn-222 attendendo 30 giorni prima della misura;
- misurare la composizione del campione per correggere l'autoassorbimento; la misura è stata fatta con microscopia elettronica a scansione (SEM-EDX).

I risultati sono riportati in tabella 7 dove si osserva il raggiungimento dell'equilibrio radioattivo fra il Ra-226 e i discendenti del Rn-222 a vita breve (Pb-214).

Tabella 7 - Risultati dell'interconfronto di misure di radionuclidi naturali in un campione di sabbia lacustre tracciata

Radionuclide	Attività (Bq/kg)	Inc. (k=2) (Bq/kg)	Val. riferimento (Bq/kg)	Diff. (%)
Ac-228	317	33	318	-0,3
Pb-212	322	34	321	0,3
Th-234	249	102	240	3,8
Ra-226	618	62	625	-1,1
Pb-214	610	71	625	-2,4
Pb-210	438	51	422	3,8

Infine in tabella 8 è riportato un confronto fra i due risultati ottenuti con due diverse correzioni per autoassorbimento nell'intervallo di energia <100 keV: la correzione è stata apportata sia applicando una composizione di sabbia di fiume da dati di letteratura, sia con la composizione determinata dalla misura al SEM-EDX. I risultati ottenuti con quest'ultima correzione corrispondono ad uno scarto ridotto a circa 1/3 rispetto a quello ottenuto con correzioni calcolate da dati di composizione medi di letteratura.

Tabella 8 - Confronto fra i risultati di misura di radionuclidi naturali in un campione di sabbia lacustre tracciata: le misure si riferiscono a diverse correzioni per autoassorbimento.

Radionuclide	Valore di riferimento (Bq/kg)	Valore misurato corretto per composizione usando dati in letteratura (Bq/kg)	Scarto %	Valore misurato corretto per composizione al SEM-EDX (Bq/kg)	Scarto %
Pb-210	422	369	-12.6	438	3.8
Th-234	240	213	-11.3	249	3.8

CONCLUSIONI

Il Decreto Legislativo 101/2020 ha ampliato l'elenco dei settori industriali e pratiche che comportano l'impiego di materiali contenenti radionuclidi di origine naturale soggetti alle disposizioni di radioprotezione e nei quali l'esercente ha l'obbligo di provvedere alla misurazione della concentrazione di attività sui materiali presenti nel ciclo produttivo e sui residui derivanti dall'attività lavorativa (art. 22). Al fine di indirizzare l'attuazione della normativa è stato promosso e svolto un progetto di ricerca INAIL BRIC ID 30, *Protocolli operativi e metodologie di calcolo per l'attuazione della nuova normativa di radioprotezione, recepimento della Direttiva 59/2013/EURATOM, in settori industriali NORM di particolare impatto radiologico*.

Nell'ambito del progetto di ricerca e dell'attività istituzionale, è stato svolto un lavoro mirato a verificare la validazione del metodo di misura in spettrometria gamma ad alta risoluzione UNI 11665:2017 applicato a varie matrici provenienti da aziende NORM, con particolare riferimento alla verifica delle prestazioni del metodo per energie inferiori a 100 keV.

Per tale scopo sono state analizzate le prestazioni e i limiti del metodo UNI 11665:2017 applicato ad una grande varietà di campioni, molto diversi sia fra loro che dalle analisi eseguite di routine dai laboratori di radioattività ambientale.

È stata svolta dunque una verifica dell'applicabilità della norma UNI 11665:2017 alla misura di radionuclidi naturali, sia in condizioni di equilibrio radioattivo secolare che non, in presenza di effetto di autoassorbimento del campione, particolarmente importante nell'intervallo di energia inferiore a 100 keV. Sono state verificate le prestazioni del metodo per radionuclidi naturali, verificando la stima della ripetibilità e della giustezza anche tramite partecipazione a interconfronti. Tutti i risultati ottenuti sono compatibili con quanto definito nella norma tecnica ove presenti. In particolare dalle verifiche sui risultati relativi all'intervallo di energia <100 keV, particolarmente importante per l'analisi di radionuclidi naturali, sono emerse indicazioni sulla necessità di effettuare sempre la correzione per composizione: i risultati ottenuti con dati di composizione di letteratura sono in linea con quanto previsto dalla norma tecnica, anche se i dati ottenuti effettuando una misura diretta della composizione del campione in esame migliorano le prestazioni del metodo (esempio: sabbia lacustre con uno scarto da circa -12% a circa 4%).

Bibliografia

Albertone L. *Stima dell'incertezza nella correzione per autoassorbimento in spettrometria gamma*, Atti del Sesto Convegno Nazionale "Il controllo degli agenti fisici: ambiente, territorio e nuove tecnologie" - Alessandria 06-08 giugno 2016, Arpa Piemonte, 2016.

Debertin, K. and Helmer, R.G. (1988) *Gamma and X-ray spectrometry with semiconductor detectors*. Elsevier Science, Amsterdam.

Decreto legislativo 31 luglio 2020 n.101. *Attuazione della direttiva 2013/59/Euratom, che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti, e che abroga le direttive 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom e 2003/122/Euratom e riordina la normativa di settore in attuazione dell'articolo 20, comma 1, lettera a), della legge 4 ottobre 2019, n. 117.*

European Commission, 2014. Council Directive 2013/59/Euratom of 5 December 2013 laying down basic safety standards for protection against the dangers arising from exposure to ionising radiation, and repealing Directives 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97. *Off. J. Eur. Union*, p. 1-73.

International Organization for Standardization (ISO). (2022). *Statistical methods for use in proficiency testing by interlaboratory comparison*, ISO 13528:2022.

Trevisi R. et al. *La radioprotezione nelle attività NORM: sviluppo di un sistema di strumenti metodologici, conoscitivi e formativi a sostegno degli stakeholders. Stato dell'arte del progetto di INAIL XXXVIII Congresso Nazionale AIRP di Radioprotezione*. Milano

UNI Ente Italiano di Normazione. *Determinazione di radionuclidi gamma emettitori mediante spettrometria gamma ad alta risoluzione UNI 11665:2017*.



Sessione 8 Misure

La caratterizzazione del cesio-137 in rifiuti contenuti in materiali non convenzionali derivanti da emergenze radiologiche con tecniche innovative

Giacomo Zambelli¹, Andrea Iannarone¹, Mattia Taroni^{1,2}, Paolo Cicchetti¹, Alice Valenti¹, Andrea Serafini^{3,4}, Matteo Alberò^{4,5}, Virginia Strati^{3,4}, Fabio Mantovani^{3,4}, Enrico Chiarelli^{3,4}, Andrea Maino^{3,4}, Michele Montuschi^{3,4}, Cassandra Giulia Cristina Raptis^{3,4}

¹Protex Italia Srl, Via Cartesio, 30 – 47122 Ferrara

²KAOS srl, Via Montebello, 13 – 44121 Ferrara

³INFN, Ferrara Section, Via Saragat 1, 44121, Ferrara, Italy

⁴Department of Physics and Earth Sciences, University of Ferrara, Via Saragat 1, 44121, Ferrara, Italy

⁵ INFN, Legnaro National Laboratories, Viale dell'Università 2, 35020, Legnaro, Padua, Italy

zambelli@protexgroup.com

Riassunto

Nella gestione dei rifiuti radioattivi, specialmente in quelli allo stato solido provenienti da situazioni di emergenza radiologica e stoccati in contenitori con caratteristiche non standard, ad esempio Big Bag, risulta necessario, al fine di garantire la minima esposizione ai lavoratori, individuare una tecnica che consenta di effettuare una caratterizzazione radiometrica ad elevata efficienza ed elevata funzionalità al fine della classificazione corretta del rifiuto radioattivo ai fini della sua gestione e del suo smaltimento.

Durante situazioni di emergenza può risultare difficile campionare in maniera rappresentativa un materiale che viene raccolto in contenitori differenti da quelli standard, come i fusti metallici, e con volumi e dimensioni non convenzionali. Il caso particolare preso in esame è quello dei rifiuti contaminati da Cs-137, in particolare in fumi da abbattimento polveri e in sistemi filtranti raccolti in Big Bag.

BlueSky, sviluppato in un progetto di ricerca e sviluppo congiunto con l'INFN di Ferrara, è un sistema integrato, composto da un rivelatore per radiazioni x e gamma, un sistema di acquisizione spettrale ed un algoritmo di elaborazione del segnale, in grado di individuare in contenitori non standard di rifiuti solidi eterogenei, quali quelli sopra, la presenza e la quantificazione di Cs-137. Il sistema tramite la APP BlueSky restituisce il risultato del controllo, riportando la presenza del Cs-137, l'attività in Bq, i conteggi per secondo su tutto lo spettro ed il rapporto MMGC.

Tutto questo consente, senza aprire il contenitore, ovvero con importante ottimizzazione delle esposizioni, di caratterizzare il rifiuto in maniera specifica per il Cesio-137, consentendo quindi la corretta classificazione e gestione del rifiuto, confrontando il risultato ottenuto con i livelli di allontanamento.

Caratterizzazione sperimentale del REM counter LUPIN in campi neutronici monoenergetici

Andrea Cirillo¹, Marco Caresana¹

¹Politecnico di Milano, Dipartimento di Energia, Via Raffaele Lambruschini 4, 20156, Milano (MI)

Andrea.cirillo@polimi.it

Riassunto

Il LUPIN è un REM counter impiegato per dosimetria neutronica in campi di radiazioni pulsati, ossia quei campi la cui intensità subisce notevoli variazioni su scale temporali brevi rispetto al tempo necessario al detector impiegato per rivelare la radiazione. In questo lavoro viene descritta la caratterizzazione della risposta dello strumento. La funzione di risposta è stata calcolata con il codice Monte Carlo MCNP6, rappresentando la geometria e composizione materiale del detector e simulandone un irraggiamento in campi allineati ed espansi di neutroni monoenergetici. La verifica sperimentale è stata effettuata nei campi monoenergetici del National Physical Laboratory (UK). I risultati mostrano che la caratterizzazione dello strumento è soddisfacente, con una discrepanza massima tra i valori calcolati e quelli sperimentali del 5%.

INTRODUZIONE

DOSIMETRIA NEUTRONICA

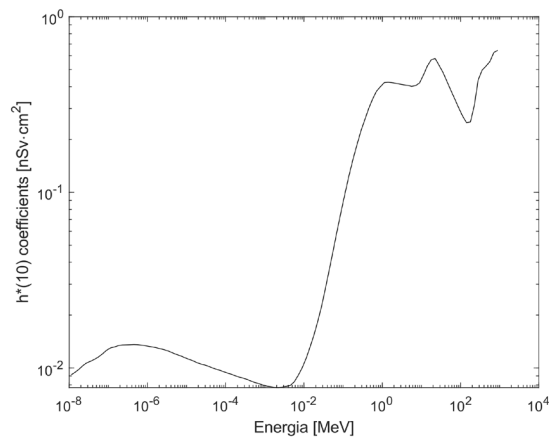
Gli scenari espositivi in cui un lavoratore può esser soggetto a un campo di neutroni riguardano vari ambiti, quali l'industria nucleare (basti pensare a tutto il ciclo del combustibile nucleare), la radioterapia e le prove su materiali. Un ulteriore scenario espositivo riguarda il personale di bordo sugli aeromobili, i quali sono soggetti al campo di radiazione cosmica che, a migliaia di metri al di sopra del livello del mare, è composto principalmente da neutroni e ha un'intensità fino a dieci volte maggiore rispetto a quella a livello del suolo. In futuro potrebbero sorgere ulteriori scenari espositivi, per esempio se dovessero affermarsi impianti di produzione di potenza basati sulla fusione nucleare. È utile inoltre ricordare che, in prossimità di acceleratori che generino campi fotonici o adronici nelle energie intermedie, un campo neutronico secondario è generato da reazioni fotonucleari o di cascata intranucleare.

Nell'ambito del monitoraggio ambientale, la grandezza operativa impiegata per quantificare i rischi derivanti da un'esposizione neutronica è l'equivalente di dose ambientale $H^*(10)$. Tale grandezza rappresenta l'equivalente di dose misurato a una distanza di 10mm dalla superficie della sfera ICRU, quando questa viene irraggiata con un campo neutronico allineato ed espanso. Essendo impossibile misurare questa grandezza secondo la procedura indicata dalla sua definizione, il modo più corretto di stimarla è calcolarla partendo dalla fluenza e distribuzione energetica dei neutroni, indicata con $\Phi(E)$, mediante la formula

$$H^*(10) = \int h_{10}^*(E) \Phi(E) dE$$

Il fattore $h_{10}^*(E)$ rappresenta i coefficienti di conversione da fluenza a equivalente di dose ambientale, e sono tabulati nel report tecnico ICRP74. Il loro andamento è mostrato in fig.1.

Figura 1 - Coefficienti di conversione $h^*(10)$



Curva dei coefficienti di conversione fluena - equivalente di dose ambientale per neutroni

Questo secondo metodo, dunque, prevede di misurare la fluena e lo spettro energetico neutronico, e di derivare da questo la grandezza operativa d'interesse. Nella maggior parte dei casi, tuttavia, la misura di uno spettro neutronico è un'operazione lunga e complessa, e difficilmente impiegabile per la realizzazione di un sistema di monitoraggio ambientale. Ciò dipende dal fatto che i neutroni non hanno interazioni elettromagnetiche con la materia e vengono rivelati tramite reazioni di cattura, le quali depositano nel detector un'energia costante pressoché indipendente dall'energia iniziale del neutrone catturato. In altri termini, i rivelatori neutronici sono per lo più contatori, e non forniscono informazioni sullo spettro energetico.

Un ulteriore aspetto da sottolineare è che le sezioni d'urto di cattura neutronica sono sempre massime per neutroni termici (i.e., con energia minore di 0.5eV), e decrescono molto rapidamente aumentando l'energia. Per questo motivo, i contatori neutronici sono sensibili ai soli neutroni lenti, e non rispondono a neutroni a energie più elevate. La funzione che descrive la sensibilità di un detector al variare dell'energia del neutrone incidente viene definita "risposta" dello strumento. La risposta di un detector neutronico può essere modificata con opportune scelte di design, tra le quali la più diffusa è incapsulare il rivelatore in un moderatore in polietilene: questo rallenta i neutroni incidenti permettendo di rivelare quelli a maggiore energia, e al tempo stesso ferma completamente quelli a energia minore, impedendone la rivelazione.

Se la risposta di uno strumento è nota, i conteggi da esso attesi in un campo con spettro $\Phi(E)$ possono essere calcolati come

$$C = \int R(E) \Phi(E) dE$$

Dove $R(E)$ rappresenta la risposta dello strumento. Se in fase di design si riesce a realizzare uno strumento per cui

$$R(E) = k \cdot h_{10}^*(E)$$

Con k costante, l'equazione precedente può essere riscritta come

$$C = \int R(E) \Phi(E) dE = \int k \cdot h_{10}^*(E) \Phi(E) dE = k \cdot H^*(10)$$

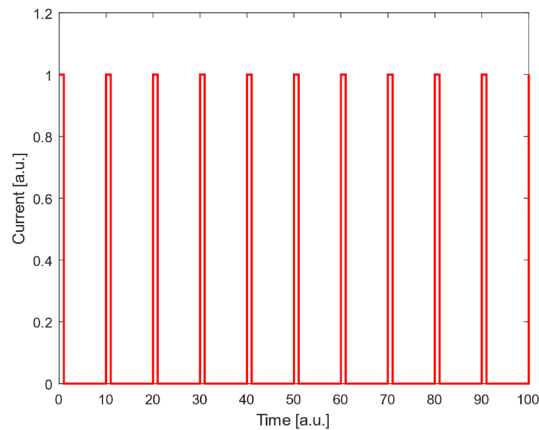
Ossia c'è diretta proporzionalità tra i conteggi misurati e l'equivalente di dose ambientale. Uno strumento con questa caratteristica prende il nome di REM counter (Knoll, 2010) e può essere impiegato come monitore ambientale per neutroni, in quanto dalla misura in tempo reale dei conteggi registrati C è possibile stimare l'equivalente di dose ambientale mediante la costante di proporzionalità k .

CAMPI NEUTRONICI PULSATI

Si definisce campo pulsato un campo di radiazioni ionizzanti la cui intensità subisce considerevoli variazioni (solitamente periodiche o intermittenti) su scale temporali brevi rispetto al tempo

necessario al detector impiegato per rivelare la radiazione incidente. Al contrario, si definiscono stazionari quei campi di radiazione la cui intensità resta ragionevolmente costante per lunghi intervalli di tempo (come i campi generati da sorgenti a radioisotopi a vita lunga oppure il fondo cosmico e naturale). Un esempio di struttura temporale di un campo pulsato è mostrato in fig. 2

Figura 2 - Campo pulsato



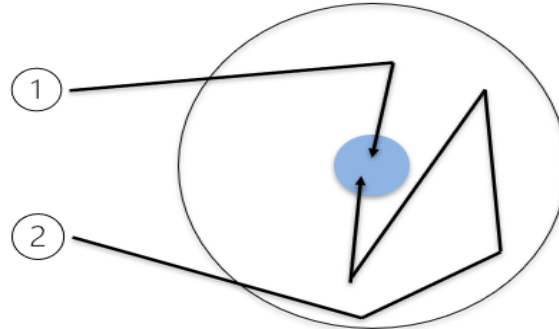
Esempio di struttura temporale di un campo di radiazioni pulsato

Si vada ora a considerare un REM counter (assumendolo come un rivelatore di forma sferica incapsulato in un materiale moderatore), il tempo a esso necessario per registrare un evento dipenderà dal tempo impiegato dal neutrone per attraversare il moderatore (con cui interagisce più volte) e giungere al rivelatore centrale in cui viene catturato. Questo meccanismo è mostrato in fig. 3. Chiaramente questo valore non è fisso, ma seguirà una distribuzione statistica che può essere rappresentata da una funzione esponenziale con costante di tempo di circa $100\mu\text{s}$. Alla luce di ciò, qualsiasi campo neutronico che subisca importanti variazioni nell'arco di qualche microsecondo può essere considerato un campo pulsato.

Questa è la modalità di operazione della maggior parte degli acceleratori di particelle, che non forniscono una corrente continua, ma accelerano le particelle in intervalli temporali brevi, separati da lunghi periodi in cui non viene rilasciato fascio. Per esempio, in un LINAC medicale la dose da fotoni è rilasciata sotto forma di singoli pacchetti con una durata temporale di circa $10\mu\text{s}$, e il campo secondario di neutroni generato dalle interazioni fotonucleari di questi mantiene praticamente la medesima struttura.

La principale differenza tra un campo di radiazioni stazionario e uno pulsato è che, a parità di dose, il campo pulsato è associato a ratei di dose incredibilmente più elevati. Per i fini radioprotezionistici, questo significa che in un campo pulsato un monitor ambientale è soggetto a un rateo di interazione molto più elevato rispetto al caso stazionario. Questo aspetto è fortemente limitante per molti strumenti attivi (Caresana, 2014; Aza, 2013): ogni detector attivo in modalità a impulsi, infatti, ha un tempo morto (spesso dettato dall'elettronica impiegata per l'acquisizione del segnale), che rappresenta il minimo tempo che deve trascorrere tra due interazioni affinché queste possano essere risolte come eventi separati. Se il rateo di interazione diventa paragonabile o superiore rispetto al tempo morto del detector, questo registra un rateo di conteggio inferiore rispetto a quello reale, e dunque sottostima l'equivalente di dose ambientale.

Figura 3 - Moderazione dei neutroni in un REM counter

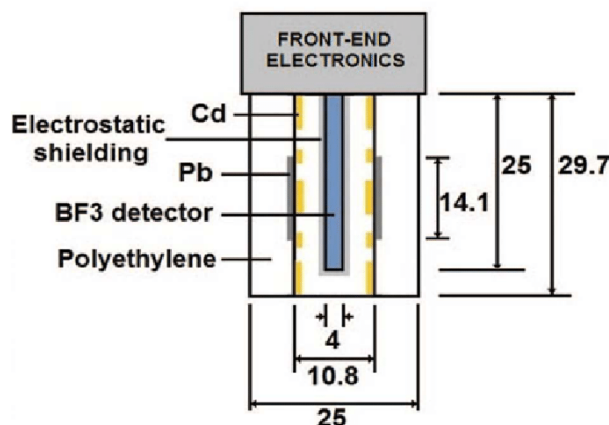


Processo di rivelazione di un neutrone in un REM counter. I neutroni sono rallentati nel moderatore prima di essere rivelati dal detector centrale. Il tempo necessario per rivelare la rivelazione si distribuisce come un'esponenziale con costante di tempo di circa 100 μ s (dipendente dall'energia dei neutroni)

IL REM COUNTER LUPIN

Il LUPIN è un REM counter appositamente sviluppato per effettuare dosimetria neutronica in campi pulsati. Esso è basato su un contatore proporzionale a trifluoruro di boro alla pressione di 2664Pa, incapsulato in moderatore in polietilene con inserti in Cadmio e Piombo (Caresana, 2014A). La geometria è rappresentata in fig. 4. Le dimensioni complessive sono $\varnothing 250 \times 425$ mm. Lo spessore di polietilene è impiegato per moderare i neutroni incidenti e ottenere un massimo della risposta intorno a 1MeV. Al di sopra dei 20MeV, però, la probabilità di interazione del neutrone incidente con il polietilene diventa trascurabile. I neutroni di queste energie sono tuttavia catturati dai nuclei di Piombo, che dopo la cattura emette altri neutroni con energie di circa 1MeV, i quali sono moderati dal polietilene e contati nel trifluoruro di boro. Il Cadmio, invece, funge da assorbitore per neutroni di bassa energia, ed è aggiunto per meglio sovrapporre la risposta dello strumento ai coefficienti di conversione h_{10}^* (senza il Cadmio, infatti, la risposta sarebbe eccessivamente maggiore dei coefficienti di conversione alle basse energie). I REM counter che, come il LUPIN, sono in grado di rivelare neutroni sopra i 20MeV sfruttando le reazioni con il Piombo o altri metalli pesanti vengono definiti "a range esteso" (Bittari, 1990; Agosteo, 2010).

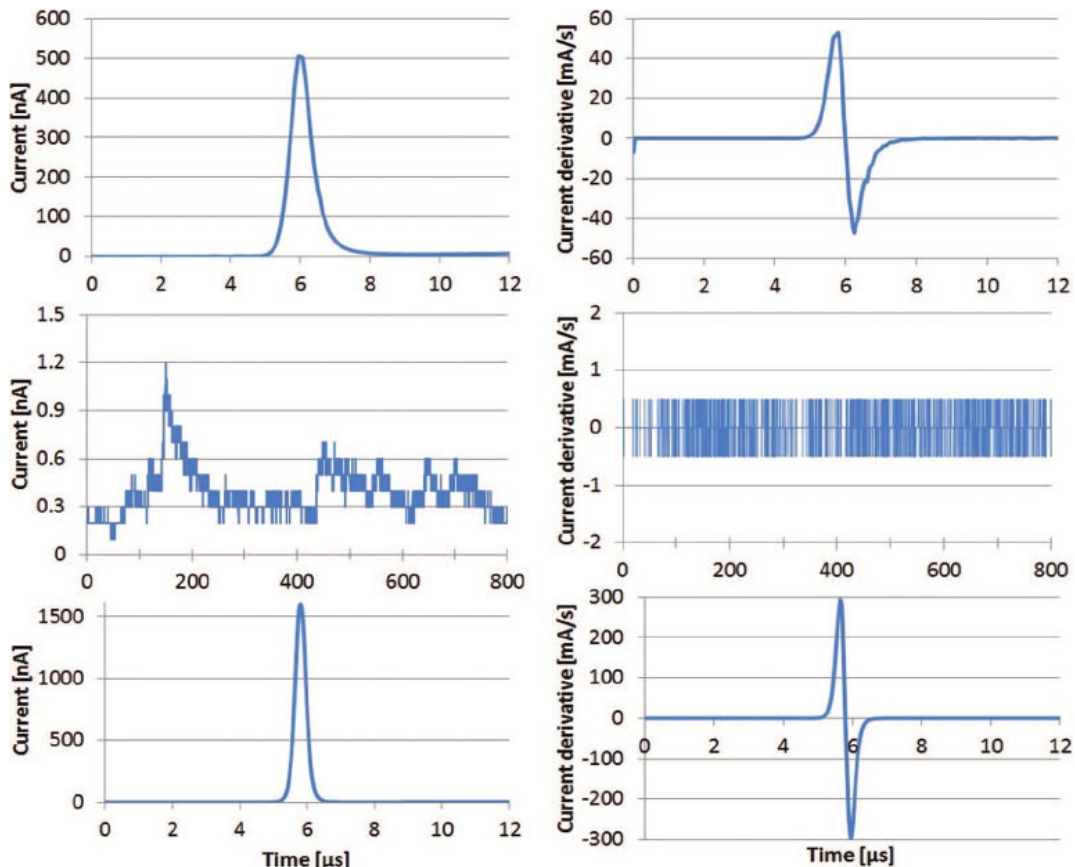
Figura 4 - REM counter LUPIN



Rappresentazione schematica della geometria del LUPIN, da (Caresana, 2014)

La reale differenza del LUPIN rispetto agli altri REM counter sta nell'elettronica impiegata per la lettura del segnale. La catena di acquisizione convenzionalmente impiegata per un detector in modalità a impulsi prevede uno stadio di preamplificazione, seguito da un'amplificazione e formatura del segnale. Il segnale così formato è registrato se la sua ampiezza supera una soglia minima. Il LUPIN, invece, adopera un amplificatore logaritmico LOG114 (Caresana, 2013; Caresana, 2017; Cassel, 2015), che funge da unico stadio di amplificazione. Questo amplificatore opera in un range dinamico di correnti in ingresso di vari ordini di grandezza, e riesce ad amplificare senza problemi di saturazione anche la corrente molto intensa prodotta da numerose interazioni neutroniche ravvicinate nel tempo. Il segnale in uscita dall'amplificatore logaritmico viene convertito in corrente e digitalizzato tramite un FPGA (field programmable gate array) per ottenere l'andamento temporale della corrente generata nel detector. Della funzione così ricostruita viene calcolata la derivata; quando la derivata supera un valore di soglia viene registrato un conteggio (Caresana, 2014A). Questa tecnica prende il nome di "modalità derivativa" e viene impiegata per effettuare discriminazione tra fotoni e neutroni: nella maggior parte degli scenari espositivi, infatti, le interazioni fotoniche generano una corrente di bassa intensità e poco variabile nel tempo. La cattura di un neutrone, invece, genera un rapido e notevole aumento della corrente. Ne consegue che la derivata del segnale in corrente avrà valori molto elevati per un'interazione neutronica e quasi nulla per una fotonica, così da poter distinguere tra le due mediante una semplice soglia elettronica. Questi effetti sono mostrati in fig. 5.

Figura 5 - Segnali acquisiti dal LUPIN



Segnali in corrente raccolti dal LUPIN in varie configurazioni, da (Caresana, 2014). In alto: segnale acquisito dopo un'interazione neutronica (a sinistra) e la sua derivata (a destra). Al centro: segnale acquisito dalle interazioni fotoniche (a sinistra) e la sua derivata (a destra). In basso: segnale acquisito in un campo misto n+ γ (a sinistra) e la sua derivata (a destra). Si apprezza come il campo γ sia efficacemente rigettato dal detector.

In questo lavoro verrà descritto il calcolo e la verifica della funzione di risposta del LUPIN.

MATERIALI E METODI

SIMULAZIONI MONTE CARLO

Il calcolo della funzione di risposta del LUPIN è stato effettuato con il codice Monte Carlo MCNP6. MCNP è un codice Monte Carlo per trasporto di neutroni, fotoni, elettroni e ioni. È stato realizzato un modello computazionale del detector riproducendone la geometria e la composizione. La sorgente neutronica è stata rappresentata come un campo neutronico monoenergetico allineato ed espanso in direzione radiale rispetto al rivelatore. In totale sono stati simulati fasci monoenergetici da 10meV a 1GeV, suddividendo questo intervallo in 110 punti equamente spaziat in scala logaritmica. Per ogni energia sono stati valutati il flusso neutronico incidente sulla superficie laterale del detector e il numero di catture neutroniche nel volume attivo del BF₃, e la funzione di risposta è stata calcolata come

$$Risposta = \frac{\text{Numero di catture}}{\text{Flusso neutronico}}$$

CAMPI NEUTRONICI MONOENERGETICI

La funzione di risposta calcolata è stata validata nei campi di neutroni monoenergetici dell'istituto metrologico nazionale inglese (il National Physical Laboratory, NPL). I neutroni monoenergetici sono ottenuti attraverso reazioni nucleari tra protoni (o ioni deuterio) e un bersaglio di materiale appositamente scelto. I protoni e ioni deuterio sono accelerati tramite un acceleratore elettrostatico Van de Graaff con potenziale massimo di 3.5MV. L'energia del campo può essere modificata cambiando l'energia del fascio di protoni o ioni incidenti, o variando l'angolo di irraggiamento tra il bersaglio e il detector. La tab. 1 mostra le energie neutroniche realizzabili all'NPL.

Tabella 1 – Campi neutronici monoenergetici per la taratura di strumentazione all'NPL

Neutron Energy (MeV)	Reaction
0.071	⁷ Li(p, n) ⁷ Be
0.144	⁷ Li(p, n) ⁷ Be
0.250	⁷ Li(p, n) ⁷ Be
0.565	⁷ Li(p, n) ⁷ Be
1.2	³ H(p, n) ³ He
2.5	³ H(p, n) ³ He
5.0	² H(d, n) ³ He
14.8	³ H(d, n) ⁴ He
16.5	³ H(d, n) ⁴ He

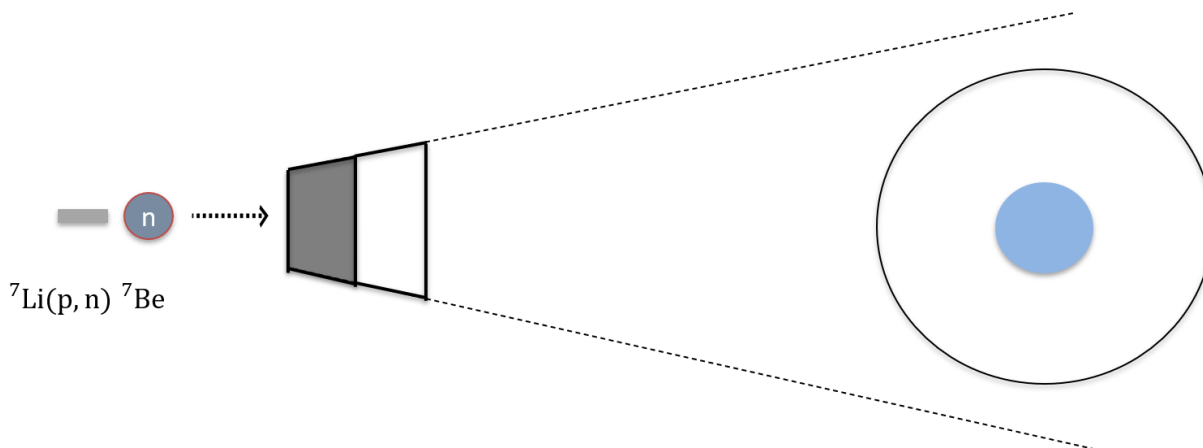
Il LUPIN è stato irraggiato nei campi di 0.071, 0.144, 0.25, 1.2, 2.5 e 16.5MeV, che (con l'unica eccezione dei 16.5MeV) sono energie raccomandate dalla norma ISO8529 per la calibrazione di strumentazione neutronica. Per ognuna di queste energie, l'NPL fornisce il valore di flusso neutronico, misurato attraverso un long counter accuratamente tarato.

LA TECNICA DEL CONO D'OMBRA

Anche sfruttando le reazioni nucleari citate, è pressoché impossibile riuscire a irraggiare un rivelatore neutronico in un campo realmente monoenergetico. Questo perché i neutroni emessi dal bersaglio dopo la reazione nucleare possono interagire con l'aria, le pareti e i materiali strutturali nella stanza prima di essere rivelati dal detector, alterando in questo modo la loro energia. Si può dunque affermare che il campo in cui è stato irraggiato il LUPIN consta di due componenti: una componente diretta (i neutroni monoenergetici emessi durante le reazioni nucleari), e una di background (i neutroni che prima di essere rivelati hanno interagito nella stanza). La risposta di uno strumento è riferita alla sola componente diretta, per cui è necessario

riuscire a separare questa componente da quella di background per effettuare una corretta calibrazione. Ciò è possibile attraverso la tecnica del cono d'ombra, Questa prevede, per ogni campo monoenergetico, di effettuare due irraggiamenti consecutivi. Nel primo, il REM counter viene posto semplicemente nella posizione designata alla misura e irraggiato. In questa configurazione i conteggi misurati dallo strumento risentiranno sia della componente diretta sia di quella di background. Nel secondo irraggiamento, lo strumento viene tenuto nella stessa posizione, ma, tra il bersaglio emettitore di neutroni e il REM counter, viene frapposto un cono di Ferro e Polietilene borato (vedi fig. 6) che ha il compito di schermare lo strumento dall'emissione monoenergetica di neutroni. In questa seconda configurazione, dunque, l'emissione diretta è assorbita dal cono, e i conteggi registrati dal REM counter dipendono solo dalla componente di background. Per le nostre misure i conteggi registrati in entrambe le configurazioni sono stati normalizzati sul valore di carica complessivamente accelerata per indurre le reazioni nucleari. A questo punto, effettuando la differenza tra i conteggi misurati nel primo e nel secondo irraggiamento, si ottengono i conteggi che sono legati esclusivamente alla componente diretta del campo neutronico. Per ogni energia, il numero di conteggi (corretti con la tecnica del cono d'ombra) è stato diviso per il valore di flusso neutronico fornito dall'NPL per calcolare la risposta dello strumento.

Figura 6 - Il cono d'ombra



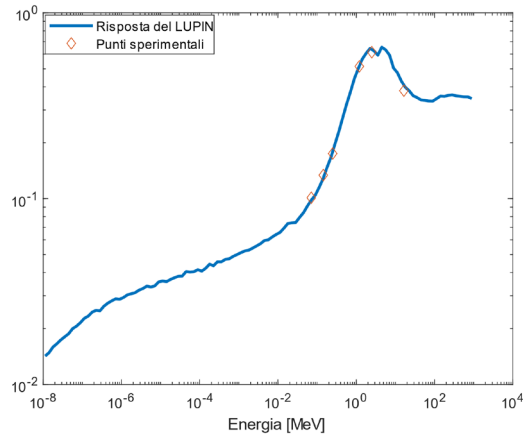
Principio di funzionamento del cono d'ombra: il cono è posto tra la sorgente di neutroni e il dispositivo irraggiato. L'emissione monoenergetica di neutroni, in questo modo, viene schermata e il REM counter è sensibile alla sola componente di background.

RISULTATI E DISCUSSIONE

La funzione di risposta calcolata attraverso le simulazioni Monte Carlo è paragonata ai risultati sperimentali in fig. 7. La funzione calcolata mostra un ottimo accordo con i dati sperimentali, con una deviazione massima del 5%. Questo aspetto suggerisce che il modello realizzato dello strumento è attendibile e che questa funzione descriva efficacemente la sua risposta. In ogni modo, è opportuno precisare come il modello possa ritenersi validato solo nel range energetico in cui sono state effettuate le misure (ossia da circa 100keV a 10MeV), mentre al di fuori di esso non vi è evidenza che la funzione calcolata sia attendibile. Il problema è molto significativo per i neutroni sopra 10MeV, che hanno un effetto biologico rilevante e in alcuni scenari espositivi (come la radiazione cosmica, o il campo in prossimità di acceleratori di adroni nelle energie intermedie) possono rappresentare la componente più rilevante del campo neutronico. Bisogna anche considerare che, mentre per energie inferiori alla decina di MeV, i neutroni sono quasi esclusivamente moderati dal polietilene, al di sopra di questa soglia diventano rilevanti le interazioni nucleari tra il neutrone incidente e gli inserti in Piombo. Ne consegue che un errore

nella modellizzazione di questi ultimi potrebbe non essere emerso dalle misure effettuate, pur avendo un notevole effetto sulla risposta dello strumento ad alte energie.

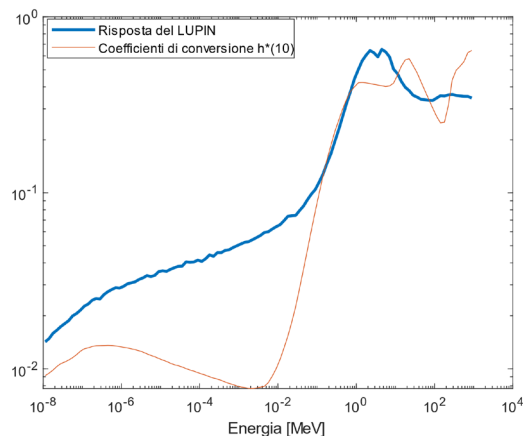
Figura 7 - Validazione della risposta del LUPIN



Paragone tra la risposta del LUPIN calcolata sperimentalmente e le misure in campi monoenergetici

La funzione di risposta è rappresentata in fig. 8 e paragonata ai coefficienti di conversione da fluensa a equivalente di dose ambientale h_{10}^* . L'accordo si mostra soddisfacente sopra i 100keV, mentre per energie inferiori può esserci una discrepanza anche di un fattore 10. Questa è una condizione abbastanza frequente nei REM counter, in quanto è pressoché impossibile adattare perfettamente la risposta ai coefficienti di conversione solo con le scelte di design, ma non ne pregiudica l'utilizzo: una sensibilità maggiore, infatti, si traduce in una sovrastima della grandezza misurata, che è conservativa ai fini della tutela del personale esposto. Nella maggior parte dei casi, inoltre, gli spettri neutronici coprono molti ordini di grandezza, e un errore nella regione energetica dove la risposta è minima non si riflette in maniera importante sull'equivalente di dose complessivamente misurato.

Figura 8 - Validazione della risposta del LUPIN



Confronto tra la risposta del LUPIN e i coefficienti di conversione $h^*(10)$. L'andamento è soddisfacente sopra i 100 keV. Al di sotto, la discrepanza può essere fino a un fattore 5

Infine, è utile considerare che, essendo il LUPIN un detector cilindrico, la sua risposta non è isotropa. La funziona calcolata con queste simulazioni è – a meno di errori nel modello – attendibile nel caso di un irraggiamento nella sola direzione radiale, ma non altrettanto rappresentativa del comportamento del LUPIN in un campo con direzione assiale o misto. I test

sperimentali con sorgenti neutroniche hanno evidenziato una deviazione nella risposta di fino al 20% cambiando la direzione dell'irraggiamento.

CONCLUSIONI

Questo lavoro descrive la prima caratterizzazione sperimentale del REM counter LUPIN, effettuata presso i campi di neutroni monoenergetici del National Physical Laboratory (NPL). La funzione di risposta è stata calcolata tramite il codice Monte Carlo MCNP e validata attraverso le misure sperimentali nel range energetico 100keV – 10MeV. Una validazione al di fuori di queste energie, sebbene opportuna, è di difficile realizzazione perché esistono pochissime strutture al mondo in grado di fornire campi di riferimento per energie maggiori di 20MeV, e non è possibile ottenere tramite reazioni nucleari emissioni monoenergetiche al di sotto delle decine di keV.

La risposta dello strumento si mostra abbastanza sovrapposta all'andamento dei coefficienti di conversione fluensa - equivalente di dose ambientale (a eccezione delle basse energie, per le quali comunque i neutroni contribuiscono poco alla dose complessiva), giustificando l'impiego di questo strumento come REM counter, con il valore aggiunto di poterlo impiegare in campi pulsati senza soffrire di perdite per il tempo morto.

Bibliografia

- (Agosteo, 2010) S. Agosteo, M. Caresana, M. Ferrarini, M. Silari, *A dual-detector extended range rem-counter*, Radiation Measurements, 45.
- (Aza, 2013) Aza, E. et al., *Instrument intercomparison in the pulsed neutron fields at the CERN HiRadMat facility*, Radiation Measurements, 61.
- (Birattari, 1990) Birattari C., et al., *An extended range neutron rem counter*, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment, 297.
- (Caresana, 2013) Caresana Marco et al., *LUPIN, a new instrument for pulsed neutron fields*, 2013, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A 712, 15-26.
- (Caresana, 2014) Caresana, M. et al., *Intercomparison of radiation protection instrumentation in a pulsed neutron field*, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment, 737.
- (Caresana, 2014A) Caresana Marco et al., *A new version of the LUPIN detector: improvements and latest experimental verification*, 2014, Review of Scientific Instruments 85.
- (Caresana, 2017) Caresana Marco et al., *Pulsed neutron fields measurements around a synchrotron storage ring*, 2017, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment
- (Cassel, 2015) Cassell C et al., *A novel technique for compensation of space charge effects in the LUPIN-II detector*, 2015 Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment
- (Knoll, 2010) Knoll, Glenn F., *Radiation Detection and Measurement*, edizione 2010.
- (Nolte, 2011) Nolte Ralf e Thomas David J, *Monoenergetic fast neutron reference fields: I. Neutron production*, 2011, Metrologia, IOP Publishing.
- (Zorloni, 2022) Zorloni, Gabriele et al., *Joint EURADOS WG9-WG11 rem-counter intercomparison in a Mevion S250i proton therapy facility with Hyperscan pulsed synchrocyclotron*, 2022, Physics in Medicine and Biology

SAPERO: un nuovo strumento per analisi di sicurezza nel settore della radioterapia avanzata

Mariarosa Giardina¹, Elio Tomarchio¹, Pietro Buffa¹, Maurizio Palagonia¹, Giovanna Evangelista², Boris Federico Abbate², Giuseppina Iacoviello², Laura Marsala², Giuseppe Carrubba², Antonio Capodicasa², Fabiola Galeazzo², Giuseppina Pia Alfano²

¹ Dipartimento di Ingegneria, Università degli Studi di Palermo, viale delle Scienze, Edificio 6, 90128 Palermo, Italy

² Azienda di Rilievo Nazionale ad Alta Specializzazione Civico Di Cristina Benfratelli, ARNAS, Piazza Nicola Leotta, 90127 Palermo, Italy

mariarosa.giardina@unipa.it

Riassunto

La realizzazione di elevati standard di sicurezza nell'impiego di tecnologie avanzate per la radioterapia, in cui non è presente memoria storica a causa dell'innovatività, pone la necessità di svolgere analisi basate sull'uso di nuovi approcci incentrati su una visione olistica del processo, efficaci nell'individuare elementi di informazione aggiuntivi rispetto ad un'applicazione classica. Nel presente lavoro viene descritto un nuovo strumento di valutazione, denominato SAPERO (La Sicurezza del PazientE: tecniche avanzate ed innovative per la valutazione del rischio di eventi indesiderati all'interno del percorso assistenziale nel settore Radioterapico) che consente all'analista di impiegare in maniera integrata le tecniche Hierarchical Task Analysis (HTA); Failure Mode Effects and Criticality Analysis (FMECA); Cognitive Task Analysis (CTA); Human Error Assessment Reduction Technique (HEART). Gli approcci metodologici sono stati opportunamente modificati per migliorare le loro prestazioni nel settore in studio. Alcuni cambiamenti hanno riguardato l'applicazione della teoria fuzzy in FMECA e il ricorso in HEART ad un approccio linguistico per la determinazione di alcuni dei fattori di calcolo necessari per la valutazione della probabilità di fallimento dell'operatore. Viene descritta l'applicazione di SAPERO ad un caso studio relativo alle procedure di somministrazione di cure con tomoterapia elicoidale presso il reparto di Radioterapia dell'ospedale ARNAS Civico di Palermo. I risultati ottenuti hanno consentito di fornire suggerimenti volti a migliorare il processo esaminato.

INTRODUZIONE

La tomoterapia elicoidale è un'innovativa attrezzatura radiante introdotta recentemente nella pratica clinica al fine di migliorare la qualità dei trattamenti radioterapici in oncologia. Essa integra un sistema altamente guidato dalle immagini con la tecnica standard della terapia di radiazione ad intensità modulata (Intensity Modulated Radiation Therapy, IMRT).

Per lo svolgimento di analisi di sicurezza efficaci, in questo contesto o in contesti analoghi in cui sono impiegate tecniche innovative, è necessario ricorrere a nuove metodologie in grado di affrontare diverse questioni, tra cui l'assenza di memoria storica. In particolare, è essenziale fornire adeguate risposte ai seguenti quesiti:

- uso di un approccio alla sicurezza di tipo olistico, basato sull'integrazione di diverse tecniche di analisi di sicurezza per lo studio del processo;
- raccolta di informazioni/dati con il coinvolgimento delle differenti figure sanitarie che, a vario titolo, svolgono il loro compito all'interno del processo;
- assenza di banche dati utili a supportare analisi di sicurezza in altri contesti sanitari o per l'elaborazione statistica.

La raccolta di informazioni utili per la formulazione di un'analisi di sicurezza completa ed esaustiva richiede competenze multidisciplinari ed una quantità molto elevata di dati che solo un gruppo di esperti, opportunamente organizzato, può fornire [Dunscombe et al., 2013; Huq et al., 2016].

In questo ambito, una recente collaborazione tra il Dipartimento di Ingegneria dell'Università degli Studi di Palermo e il Dipartimento di Radioterapia di ARNAS Civico, ha consentito la messa a punto di un nuovo strumento software, chiamato SAPERO (La Sicurezza del PazientE: tecniche avanzate ed innovative per la valutazione del rischio di eventi indesiderati all'interno del percorso assistenziale nel settore Radioterapico) che integra l'applicazione delle seguenti tecniche:

Hierarchical Task Analysis (HTA) [Shepherd, 2000], Cognitive Task Analysis (CTA) [Schraagen et al., 2000], Human Error Assessment and Reduction Technique (HEART) [Kirwan, 1996] e Fuzzy Failure Mode Effects and Criticality Analysis (FFMECA) [Giardina et al., 2014].

Nel presente lavoro vengono riportati i risultati ottenuti nell'applicazione di SAPERO in analisi di sicurezza di pazienti sottoposti a trattamenti con tomoterapia elicoidale presso il reparto di Radioterapia dell'ospedale ARNAS Civico di Palermo.

Vengono proposte diverse soluzioni per mitigare il rischio dei fallimenti ritenuti critici.

IL PROGETTO SAPERO

Il progetto SAPERO si inserisce nell'ambito dei finanziamenti del Piano Sanitario Nazionale (PSN) dell'Assessorato della salute della Regione Sicilia, anno 2016.

Le attività hanno consentito la messa a punto del software SAPERO che supporta l'analista della sicurezza nell'applicazione integrata delle seguenti metodologie:

- HTA per lo studio sistematico del processo attraverso la costruzione di una struttura gerarchica, secondo un approccio Top-Down, e la rappresentazione ad albero di azioni finalizzate al raggiungimento dell'obiettivo prefissato;
- CTA per ottenere un elevato grado di dettaglio sulla modalità di svolgimento del compito e delle relative azioni svolte all'interno del processo;
- HEART per la valutazione della probabilità di accadimento di errore, applicata sulla base dei dati CTA;
- FFMECA per la individuazione, all'interno del processo in esame, dei modi di guasto, connessi sia agli errori umani che ai guasti tecnici, più critici.

Attraverso la CTA, l'analista acquisisce una descrizione accurata e completa dei processi cognitivi e decisionali riguardanti l'esecuzione delle attività svolte dai differenti operatori sanitari. I dati sono poi impiegati per la valutazione della probabilità di accadimento dell'errore tramite HEART.

Nell'applicazione dell'analisi FMECA classica [Ford et al., 2009; Schuller et al., 2017; Younge et al., 2015], a seguito dell'associazione ad ogni *failure mode* e *failure effect* di un valore di gravità, frequenza di accadimento e probabilità di intercettare il problema, è possibile classificare, secondo un ordine di priorità, i failure mode/effect più critici tramite il calcolo del Risk Priority Number (RPN). RPN viene calcolato sulla base della valutazione dei tre indici di rischio: Occurrence (O), Severity (S), Detection (D).

In SAPERO, FFMECA impiega la teoria fuzzy per definire gli indici di rischio (O, S, D) e per il calcolo di un nuovo indice Fuzzy RPN (FRPN), come proposto in [Giardina et al., 2014].

Vale la pena sottolineare che la metodologia fuzzy consente di raggiungere i seguenti obiettivi:

- tenere in considerazione la maggior parte degli elementi di incertezza e soggettività riconducibili al gruppo multidisciplinare che svolge le analisi;
- tenere in conto le problematiche connesse all'applicazione classica dell'approccio FMECA, che non consente di effettuare un discrimine tra failure mode che ottengono lo stesso RPN anche quando vi è una forte differenza tra gli indici di rischio (O, S, D);
- facilitare il giudizio degli esperti che spesso fanno ricorso al linguaggio naturale per descrivere il problema (uso di variabili linguistiche fuzzy).

Il software SAPERO è stato implementato con pacchetti software utili alla gestione di una tassonomia per il settore in studio, con consultazioni tramite interfaccia di tipo web.

ANALISI DEL PROCESSO DI TOMOTERAPIA IN STUDIO

L'analisi è stata condotta da un gruppo di lavoro (WG) composto da:

- ingegneri, esperti in analisi di sicurezza dell'Università degli Studi di Palermo;
- infermieri; tecnici sanitari di radiologia medica (TSRM); radioterapisti e fisici medici del reparto di Radioterapia dell'ospedale ARNAS Civico di Palermo.

Sono stati organizzati diversi incontri e discussioni (collegiali e non) per schematizzare il processo tramite HTA e la compilazione delle schede CTA e FFMECA.

In (fig.1), per brevità, verrà descritta la sezione HTA relativa al sotto-processo esecuzione del Piano Terapeutico (PT), mentre la (tab.1) riporta una descrizione delle attività svolte nei diversi livelli HTA.

Figura 1. Dettaglio dell'HTA riguardante il sotto-processo esecuzione del PT.

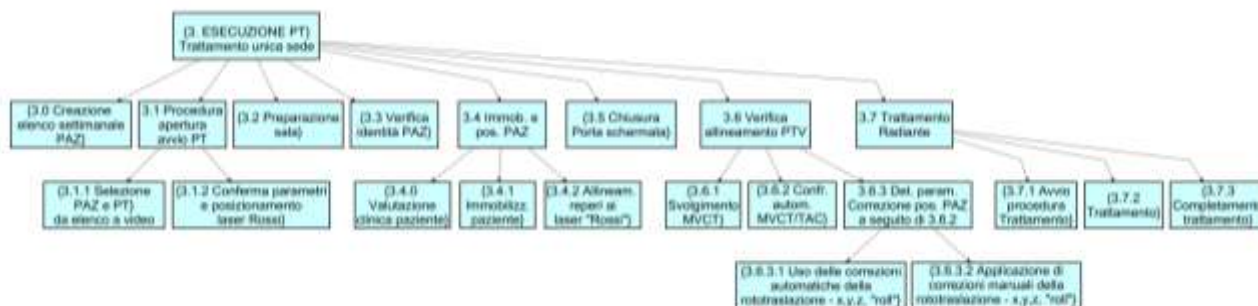


Tabella 1: Descrizione delle attività HTA che schematizzano l'esecuzione del PT.

Obiettivo	Sub-task, level 0	Sub-task, level 1	Sub- task, level 2
3 Esecuzione Piano Terapeutico	3.0 Creazione elenco settimanale dei pazienti		
	3.1 Procedure di apertura/avvio PT	3.1.1 Selezione paziente e piano terapeutico	
		3.1.2 Conferma parametri e posizionamento laser rossi	
	3.2 Preparazione sala		
	3.3 Verifica identità paziente		
	3.4 Immobilizzazione e posizionamento paziente	3.4.0 Valutazione clinica paziente	
		3.4.1 Immobilizzazione	
		3.4.2 Allineamento reperi Vs Laser rossi	
	3.5 Chiusura porta schermata		
	3.6 Verifica posizionamento PTV	3.6.1 Svolgimento MVCT	
		3.6.2 Confronto MVCT e TAC automatico	
		3.6.3 Determinazione parametri Correzione posizione paziente a seguito di 3.6.2	3.6.3.1 Uso delle correzioni automatiche della rototraslazione - x, y, z, "roll"
			3.6.3.2 Applicazione di correzioni manuali della rototraslazione - x, y, z, "roll"
3.7 Trattamento radiante	3.7.1 Avvio procedura Trattamento		
	3.7.2 Trattamento		
	3.7.3 Completamento trattamento		

Le attrezzature in uso, raggruppate in relazione ai diversi locali del reparto, sono elencate di seguito:

Sala comando tomoterapia

- o dispositivo Status Console (denominata S.Consolle) costituito da:
 - Selettore a chiave (posizioni: Image; Treat; Program);

- Pulsante Start (verde);
- Pulsante Stop (giallo);
- Pulsante di emergenza (Rosso);
- Workstation, composta da:
 - Software di gestione tomoterapia (multischermata);
 - Tastiera;
 - Mouse;
 - Tower;
- Cartelle radioterapiche e cartelle ambulatoriali;
- Elenco settimanale pazienti;
- Dispositivi di sicurezza;

Sala trattamento tomoterapia

- Macchina tomoterapia, di cui fanno parte:
 - Gantry;
 - Lettino motorizzato;
 - Laser Verdi (isocentro ed isocentro virtuale macchina);
 - Laser Rossi (mobili);
- Dispositivi di immobilizzazione;
- Carrello multifunzionale per medicazione e somministrazione farmaci;
- Dispositivi di sicurezza.

L'esecuzione del PT (Obiettivo in Tab. 1) è caratterizzato dallo svolgimento dei seguenti step da parte del personale sanitario (vedi livello 0 in Tab. 1):

3.0 CREAZIONE ELENCO SETTIMANALE DEI PAZIENTI

Il TSRM ogni settimana aggiorna (manualmente, ricorrendo ad un programma per l'elaborazione di testi) l'elenco dei pazienti (mattina e pomeriggio) utilizzando un apposito modulo in cui si assegna al singolo paziente un numero associato ad una finestra temporale (slot orario), già predefinita. Il numero assegnato rimarrà lo stesso per tutto il trattamento previsto nel PT.

In (fig.2) e (fig.3) è riportano un esempio di analisi CTA ed FMECA compilato in SAPERO per questo task.

Il modulo ha una struttura tabellare, con formato celle/colonne, in cui, oltre alle prime tre colonne riguardanti, rispettivamente, il numero assegnato al paziente, lo slot orario, il nome e cognome paziente, si riportano anche il numero di sedute totali, indicazioni su eventuali piani successivi al primo, numero di sedute eseguite sino alla settimana precedente, numero di sedute residue.

Al paziente viene attribuito un cartellino “turno” in cui sono riportati il numero assegnato nell'elenco settimanale descritto in precedenza, l'orario (indicativo) a cui presentarsi in portineria, eventuali note riguardanti, ad esempio, le attività preparatorie da svolgere prima di effettuare la seduta di trattamento. Anche il file per la stampa del cartellino “turno” ha una struttura tabellare con formato celle.

Se si verifica la situazione di un'interruzione del PT (ad esempio, per il paziente A si ha la necessità di un'interruzione del PT per una settimana con rientro nella settimana successiva), uno dei possibili scenari prevede che un nuovo paziente (paziente B) può prendere il numero di turno attribuito al paziente A. Il paziente A, la settimana successiva, rientrerà con il numero assegnato in precedenza. Se il paziente B deve effettuare una terapia della durata maggiore di una settimana, al momento del rientro in trattamento del paziente A, al paziente B potrebbe venire assegnato uno dei numeri di un altro paziente (paziente C) che nel frattempo potrebbe avere completato il trattamento.

Figura 2. Scheda CTA di uno dei compiti svolti nell'ambito del Task 3.0

id cta	28	Nr. Scheda	C.3,0 - rev.0	Compito	ESECUZIONE Piano Trattamento					
Operazione	Esecutore	Coadiutori	Attrezzature	Attr. aggiunt.	Azioni	Lav. Cognit.	Feedback	Note	ID FMECA Coll.	
Creazione elenco settimanale PAZ (ESP)	Tecnico Sanitario di Radiologia Medica (TSRM)	–	1. Tabella ESP (settim. precedente) 2. Cartellino Turno Paziente (CT) 3. Cartella Radioterapica Paziente (CRT) 4. Tabella ESP (mattina/pomeriggio) 5. PC	–	1. Compilazione tabella ESP da PC, 2. Annotazione del numero paziente sulla CRT, 3. Compilazione CT paziente	1. Lettura e rielaborazione dati da tabella ESP (settimana precedente) e da CRT.	–	1. Parti tab ESP compilate: orario, nome, cognome, paz. interno o esterno (P), sedute totali (S), sedute eseguite (E), sedute residue (R), piani successivi al primo (B). Al paz. viene assegnato orario e numero (prima colonna tab ESP) 3. Il CT è consegnato al paz. Nel CT non sono riportati nome e cognome del paz. (evitare scambio CT tra paz., possibile errore di identificazione)	187.	
									ID HEART Coll.	
									–	

Figura 3. Scheda FMECA relativa alla scheda CTA di Figura 2

id fmeca	187	Nr. Scheda	F.3,0(21) - 5(12) - rev.0
Operazione	Creazione elenco settimanale PAZ (ESP)		
Attrezzatura	Tabella ESP (mattina/pomeriggio)		



Componente	Tabella Elenco settimanale pazienti (ESP)										
Descrizione											
M. di guasto	F. op. comp.	Cause	Effetti compl.	Met. di rivelazione	Mis. per mitigare	Osservazioni	Occ.	Sev.	Det.	RPN	F-RPN
Errore umano	–	Sovrapposizione dati/informazioni	Dose da MVCT non necessaria AND Revisione tab. ESP (ritardo esecuzione PT)	Verifica identità paz. task 3,3 AND task 3,4,1 AND task 3,4,2 AND task 3,6,2	Secondo TSRM	In caso di omonimia, stessa sede anatomica l'identificazione della task 3,3 potrebbe non essere sufficiente.	4	5	1	20	279

3.1 PROCEDURE DI APERTURA/AVVIO PT

In questa procedura vengono utilizzate due cartelle associate al paziente:

- la cartella radioterapica che contiene i dati del PT;
- la cartella ambulatoriale che riporta i dati di anamnesi e il diario clinico.

La cartella ambulatoriale viene tenuta dentro la cartella radioterapica. Inoltre, la cartella radioterapica verrà compilata per le parti che riguardano le diverse sedute programmate nel PT.

Il TSRM, prima dell'avvio della procedura, avrà già predisposto in pila le cartelle radioterapiche secondo l'ordine indicato nell'elenco settimanale.

I pazienti, che arrivano in sala d'aspetto, si presentano tramite il numero assegnato come descritto nel task 3.0 e verranno chiamati secondo l'ordine predefinito nell'elenco settimanale. I pazienti che richiedono attività preparatoria vengono avvisati per tempo in modo da essere pronti al momento del loro turno.

Il TSRM legge dall'elenco settimanale i dati del paziente e controlla la presenza di possibili omonimie. Poi, prende la cartella radioterapica del paziente da trattare, ne verifica la corrispondenza in termini di nome e cognome nonché sede anatomica da irradiare.

Nella sala comandi, tramite la schermata "Data Selection" del software di gestione della tomoterapia, seleziona il paziente identificato ed il PT da eseguire. La schermata contiene i diversi PT associati al paziente con la dicitura "Approved", "Not approved", "Canceled", che indicano rispettivamente i piani approvati, non approvati e bloccati. I piani "Not approved" e "Canceled". I piani "Not approved", "Canceled", se selezionati, possono essere eseguiti fino al task 3.6 (viene inibita l'esecuzione dal task 3.7 in poi).

Nello step successivo, il TSRM attiva la schermata "Scan" e seleziona l'immagine della TAC di riferimento del Planned Target Volume (PTV) ritenuta più idonea per garantire l'allineamento tra l'isocentro del PTV e l'isocentro macchina (intersezione tra l'asse centrale del fascio erogato e l'asse del gantry). Successivamente imposta e conferma i seguenti parametri:

- ampiezza della scansione;
- spessore della "slice" anatomica.

Questi dati sono necessari all'esecuzione della TAC di centratura ad alta energia (Mega Volt Computed Tomography, MVCT) descritta nel task 3.6.

Attraverso un'opportuna finestra di pop-up, il TSRM conferma l'ingresso del paziente "testapiedi". La macchina in automatico posizionerà i laser rossi sulla base delle valutazioni effettuate nella TAC di riferimento, caricata tramite PT.

3.2 PREPARAZIONE SALA

Il TSRM legge nella cartella radioterapica i dispositivi necessari per l'immobilizzazione, la loro collocazione e prepara la sala trattamento. Il lettino si trova in posizione "home" e i dispositivi vengono presi dall'alloggio dedicato e posizionati sul lettino.

I dispositivi individuali (e.g. maschere termoplastiche) sono etichettati con nome e cognome e data di simulazione. La data di simulazione consente di differenziare i dispositivi appartenenti allo stesso paziente ma utilizzati in differenti PT. In sala trattamento sono presenti solo i dispositivi di immobilizzazione in uso, mentre i dispositivi non più necessari vengono archiviati.

3.3 VERIFICA IDENTITÀ PAZIENTE

Il TSRM telefona al personale in sala d'aspetto e comunica il numero del paziente che deve essere sottoposto a trattamento. Il paziente viene accolto dal TSRM e dall'infermiere. Vengono verificati nome e cognome, data di nascita e in caso di omonimia anche sede anatomica e numero di cartella radioterapica.

Il paziente, il TSRM e l'infermiere entrano in sala trattamento tomoterapia.

3.4 IMMOBILIZZAZIONE E POSIZIONAMENTO PAZIENTE

Dopo una preliminare valutazione clinica effettuata dall'infermiere per verificare l'assenza di condizioni acute ostative alla seduta, il paziente viene fatto distendere sul lettino per l'immobilizzazione. Il TSRM, dopo aver applicato i sistemi di immobilizzazione predisposti come descritto nel task 3.2, procede con l'allineamento dei reperi ai laser rossi tramite un tastierino (pad) presente in prossimità del lettino.

Allineato il paziente, il TSRM clicca sul pulsante "READY" presente sul gantry della tomoterapia per confermare la fine della procedura di allineamento.

3.5 CHIUSURA PORTA SCHERMATA

Il TSRM accertata l'assenza di altro personale in sala trattamento procede ad attivare la chiusura tramite apposito pulsante. L'avvenuta chiusura della porta sblocca l'interlock erogazione fascio radiazioni.

3.6 VERIFICA POSIZIONAMENTO PTV

Il TSRM, in sala comandi, esegue i seguenti step sequenziali:

- posiziona il selettore a chiave della S.Consolle sull'opzione "Image" e procede con l'esecuzione della MVCT, azionando il pulsante Start;
- attiva la schermata "Register" del software di gestione della tomoterapia per la visualizzazione delle immagini TAC di riferimento e MVCT co-registrate tramite checkboard (una scacchiera regolabile in cui i singoli riquadri riportano alternativamente porzioni di immagini ottenuti con le due tecniche di acquisizione);
- imposta il parametro di riferimento (tessuto molle, tessuto osseo, entrambi i precedenti) ed avvia il matching automatico tramite il pulsante Start presente sul video;
- Il software propone gli spostamenti x, y, z del lettino motorizzato e roll necessari per migliorare l'allineamento del PTV. Il radioterapista decide se accettare le indicazioni del software o, in alternativa, procedere con un aggiustamento manuale.

Il radioterapista ed il TSRM procedono con la trascrizione dei dati x, y, z, roll nella cartella radioterapica.

3.7 TRATTAMENTO RADIANTE

Il TSRM attiva la schermata "Treatment" del software di gestione della tomoterapia, dove sono elencate tutte le sedute previste nel PT selezionato durante il task 3.1. L'elenco presenta tutte le sedute del PT secondo un numero ordinale progressivo. Le sedute già effettuate non sono più selezionabili (visualizzate in "grigetto").

Selezionata la seduta giornaliera, il software propone due finestre pop-up in successione: autorizzazione spostamento dei Laser Rossi; autorizzazione spostamento lettino. Viene richiesto a video un ultimo consenso tramite pulsante Start che rappresenta la condizione "Ready to Go".

Il TSRM porta il selettore a chiave della S.Consolle sull'opzione "Treat" e aziona il pulsante Start. La macchina esegue il trattamento. A fine trattamento la cartella radioterapica viene riposta in un cassetto per essere riutilizzata il giorno seguente.

PRINCIPALI RISULTATI OTTENUTI

Come si evince dalla descrizione riportata nella sezione precedente per l'obiettivo "Esecuzione Piano Terapeutico", la metodologia impiegata per lo svolgimento dell'analisi di sicurezza ha consentito di raggiungere un buon livello di dettaglio delle diverse operazioni svolte all'interno del reparto.

Anche se il processo in esame è risultato ben strutturato e l'impiego dell'interfaccia software della tomoterapia è per l'operatore un valido supporto, i risultati hanno consentito di ottenere alcune indicazioni utili per l'ulteriore miglioramento delle performance in termini di riduzione del rischio di eventi indesiderati, come descritto di seguito:

Task 3.0 (creazione elenco settimanale dei pazienti), si propone di stampare nel cartellino “turno paziente” un avviso di sicurezza con cui informare il paziente che, per nessun motivo e in nessuna circostanza, il numero del turno può essere scambiato con quello assegnato ad altri pazienti.

Nella fase di trascrizione dei nominativi dei pazienti nell’elenco settimanale, se si è in presenza di casi di omonimia (anche per il solo cognome) si suggerisce di utilizzare uno (o tutti) i seguenti provvedimenti:

- uso di caratteri colorati (e.g. uso di caratteri rossi);
- uso di formattazioni quali il grassetto o il corsivo;
- colorazione dello sfondo della cella di trascrizione.

Gli stessi provvedimenti potrebbero essere riportati nel campo “Turno” del cartellino paziente. Ad esempio, l’uso dello stesso colore come sfondo nella cella dell’elenco settimanale e nella riga del cartellino “turno”, potrebbe supportare l’operatore nelle sue mansioni di corretta identificazione. Per agevolare questa procedura si potrebbe programmare un sistema informatizzato (e.g. in *Word* tramite la creazione di macro) che in automatico verifichi i casi di omonimia e cambi la formattazione dello sfondo della cella dell’elenco settimanale e del cartellino “turno” paziente.

Task 3.1 (procedure di apertura/avvio PT), l’analisi ha consentito di evidenziare una criticità connessa alla presenza di più PT associati al paziente, nella fase “Data Selection”. Come già detto, per lo stesso paziente tutti i PT sono selezionabili ma solo quelli che hanno lo status di “Approved” possono essere eseguiti fino al trattamento radiante task 3.7. Nella circostanza in cui il PT da erogare (per cui “approved”) debba essere interrotto in quanto non più valido, si consiglia di apporre al PT in oggetto l’attributo “Canceled” contestualmente (i.e. non demandando ad uno step successivo). Tale operazione, che rende immediata la condizione di PT inattivo, riduce la probabilità, ad esempio, che l’informazione sia persa nei passaggi tra un operatore ed un altro.

Un altro aspetto da attenzionare è che l’elenco pazienti nella schermata “Data Selection” mostra oltre i nominativi dei pazienti in trattamento anche uno storico recente di pazienti che hanno già terminato il PT. Quindi, in caso di omonimia, il TSRM deve porre maggiore attenzione nello svolgimento del compito selezione nominativo paziente e potrebbe essere necessaria una ricostruzione storica per l’identificazione corretta.

In questa circostanza, potrebbe essere utile un sistema informatizzato di gestione dell’anagrafica che, in funzione degli aggiornamenti periodici del database del software di gestione della tomoterapia (operazione periodica effettuata dal fisico medico), permetta di evidenziare le omonimie che potrebbero verificarsi nel tempo.

Task 3.2 (preparazione sala), potrebbe essere utile un sistema automatico di selezione dei dispositivi basato sull’utilizzo di un RfID (Radio-Frequency IDentification) assegnato al paziente accoppiato ad un sistema di attivazione luminosa (tag bluetooth) posta sul dispositivo.

Task 3.3 (verifica dell’identità del paziente), per questo task risulterebbe più efficiente utilizzare una ripresa fotografica del paziente (preferibilmente da effettuarsi in sede di esecuzione della TAC di riferimento) da allegare alla cartella radioterapica. In merito alle omonimie, gli accorgimenti proposti nel task 3.0 hanno ricadute positive anche in questa fase del processo. Ovviamente, il ricorso al RfID consentirebbe di ottenere un’identificazione “forte”.

Task 3.5 (chiusura porta schermata), si noti che l’analisi svolta ha consentito di identificare anche alcune criticità riguardanti la sicurezza degli operatori sanitari.

È necessario evidenziare che, data la variabilità delle compagini di entrata ed uscita nella sala tomoterapia, non è possibile utilizzare un sistema “contapersone”, né impiegare un sistema di rivelazione presenze volumetrico a causa del soggiorno del paziente nella sala trattamento. Quindi, il TSRM deve memorizzare i membri dello staff che effettuano l’ingresso (paziente, l’infermiere, etc.) e controllare che tutto il personale sia uscito dalla sala prima dell’erogazione del fascio.

Tuttavia, potrebbe accadere che, durante la fase di assistenza al paziente, il TSRM non si accorga dell'ingresso di un terzo operatore che si è recato nei locali tecnici (sale confinanti con la sala trattamento ed ingresso oscurato dalla presenza gantry), oppure nella zona d'ombra alle spalle del gantry, dove è presente un tavolo con alcuni dispositivi, Per gestire questo evento e semplificare il compito di conteggio da parte del TSRM, si suggerisce di impiegare nei locali tecnici sensori di presenza volumetrici, preferibilmente del tipo ultrasuoni per evitare segnali spuri dovuti a emissioni IR di natura tecnologica, e dotare la zona d'ombra alle spalle del gantry di un sistema di rivelazione presenze a fotocellula del tipo a barre (con funzionamento a logica maggioritaria per ridurre segnali spuri). Infine, gli interlock associati ai segnali dei sistemi sopra descritti dovrebbero essere collegati in serie all'interlock "porta chiusa" in maniera da interrompere l'erogazione del fascio nel caso accidentale di intrappolamento personale all'interno della sala.

Vale la pena sottolineare che il ricorso ad un sistema informatizzato di gestione del paziente che comprenda l'utilizzo di un RfID (p. es. nella versione braccialetto) ha una positiva ricaduta in altri task all'interno degli altri sotto-processi HTA non descritti in questo articolo.

In (tab.2) vengono sintetizzati i suggerimenti proposti come risultato dell'analisi di sicurezza.

Tabella 2: Sintesi dei risultati ottenuti con riferimento ai tasks riguardanti l'Esecuzione Piano Terapeutico.

Task Livello 1	Problematicità	Soluzioni/Suggerimenti
3.0	Omonimia (elenco settimanale pazienti)	Evidenziare la cella che riporta il nome cognome dei pazienti con omonimia nella tabella elenco settimanale (es. modifica del colore cella e/o uso del grassetto)
		Codifica tramite sistema informatico e riconoscimento RfID del paziente
3.1	Selezione PT del software di gestione della tomoterapia	Apposizione dell'attributo "Canceled" in concomitanza con la decisione di interrompere il PT
	Omonimia (elenco pazienti in schermata "Data Selection")	Codifica tramite sistema informatico e riconoscimento RfID del paziente
3.2	Individuazione dispositivi personalizzati	Automazione
3.3	Omonimia (elenco settimanale pazienti)	Evidenziare la cella che riporta il nome cognome dei pazienti con omonimia nella tabella elenco settimanale (es. modifica del colore cella e/o uso del grassetto)
		Codifica tramite sistema informatico e riconoscimento RfID del paziente
	Scambio turno avviato da paziente	Inserimento nel cartellino assegnato al paziente di chiare raccomandazioni di sicurezza Codifica e riconoscimento RfID del paziente
3.3	Identificazione paziente	uso di ripresa fotografica
		Codifica e riconoscimento RfID del paziente
3.5	Sicurezza operatori	Impiego di sistemi di rivelazione presenza in locali non presidiati e zone d'ombra

CONCLUSIONI

La radioterapia oncologica negli ultimi anni ha subito notevoli cambiamenti. L'evoluzione dell'imaging, l'utilizzo di sistemi computerizzati di pianificazione del trattamento, l'impiego di attrezzature tecnologicamente avanzate ha portato alla diffusione di tecniche radioterapiche innovative e molto complesse. Tra queste la tomoterapia integra un sistema guidato dalle immagini (Image Guided RadioTherapy, IGRT) con la tecnica standard della terapia di radiazione ad intensità modulata (Intensity Modulated Radiation Therapy, IMRT). Molteplici sono i vantaggi tra cui: la definizione volumetrica accurata dei tessuti per la determinazione della geometria di

irradiazione; l'identificazione dei cambiamenti di posizione del volume bersaglio, per esempio, a seguito della terapia o dimagrimento del paziente; la minimizzazione della dose alle strutture sane adiacenti al volume bersaglio; il trattamento di complicate geometrie e lesioni multiple in una sola seduta. Tuttavia, l'impiego di tecnologie innovative e lo sviluppo di complesse procedure all'interno del percorso radioterapico possono condurre ad una difficile identificazione degli eventi avversi. In questo contesto il ricorso ad un approccio olistico per la formulazione di analisi di sicurezza (valutazione del rischio che tiene conto delle complessità della situazione reale) diventa strategico ai fini della protezione dei pazienti. Questo approccio deve includere diversi aspetti del processo quali i sistemi tecnologici, le azioni del personale sanitario coinvolto, gli ambienti fisici, cioè tutti fattori che possono essere oggetto di vulnerabilità o che sfruttano vulnerabilità di vecchie o nuove procedure.

In questo ambito, una recente collaborazione tra il Dipartimento di ingegneria dell'Università degli Studi di Palermo e il Dipartimento di Radioterapia di ARNAS Civico, ha consentito la messa a punto un nuovo strumento software, chiamato SAPERO (La Sicurezza del Paziente: tecniche avanzate ed innovative per la valutazione del rischio di eventi indesiderati all'interno del percorso assistenziale nel settore Radioterapico), che integra l'applicazione delle tecniche HTA; CTA; HEART; FFMECA.

Nel presente lavoro sono descritti alcuni dei risultati ottenuti nell'applicazione di SAPERO per la valutazione di sicurezza dei pazienti sottoposti a trattamenti con tomoterapia elicoidale presso il reparto di Radioterapia dell'ospedale ARNAS Civico di Palermo. In particolare, vengono esaminati i risultati raggiunti per l'obiettivo "Esecuzione Piano Terapeutico". Attraverso il coinvolgimento delle differenti figure sanitarie che, a vario titolo, svolgono il loro compito all'interno del processo, la metodologia impiegata ha consentito di arrivare ad un buon livello di dettaglio delle operazioni svolte all'interno del reparto. Tuttavia, anche se il processo in esame è risultato ben strutturato e l'impiego dell'interfaccia software della tomoterapia è per l'operatore un valido supporto, l'analisi ha consentito di fornire alcune indicazioni utili per l'ulteriore miglioramento delle performance in termini di riduzione del rischio di eventi indesiderati.

BIBLIOGRAFIA

- Duncombe P., Evans S., Williamson J. *Introduction to quality. In: Thomadsen BR, ed. Quality and Safety in Radiotherapy: Learning the New Approaches in Task Group 100 and beyond.* 2013 Madison, WI: Medical Physics Publishing.
- Ford E.C., Gaudette R., Myers L., et al. *Evaluation of safety in radiation oncology setting using failure mode and effects analysis.* 2009 Int J Radiat Oncol Biol Phys vol.74(3) pp.852-858.
- Giardina M., Castiglia F., Tomarchio E. *Risk assessment of component failure modes and human errors using a new FMECA approach: application in the safety analysis of HDR brachytherapy.* 2014 Journal of Radiological Protection vol. 34 pp.891-914..
- Huq M.S., Fraass B., Duncombe P., et al. *Application of risk analysis methods to radiation therapy quality management: report of AAPM Task Group 100.* 2016 Med Phys. Vol. 43 (7), 4209.
- Kirwan, B.. *The validation of three human reliability quantification techniques — THERP, HEART and JHEDI: Part 1 — technique descriptions and validation issues.* 1996 Applied Ergonomics.
- Schraagen J.M., Chipman S.F., Shalin V.L., *Cognitive Task Analysis, Expertise: Research and Application,* 2000 Auflage.
- Schuller B.W., Burns A., Ceilley E. A., King A., LeTourneau J., Markovic, A., Albert J. M. *Failure mode and effects analysis: A community practice perspective.* 2017 Journal of Applied Clinical Medical Physics.
- Shepherd A., *Hierarchical task analysis,* 2000 Taylor and Francis Ltd.
- Younge K.C., Wang Y., Thompson J., Giovinazzo J., Finlay M., Sankrecha R. *Practical implementation of failure mode and effects analysis for safety and efficiency in stereotactic radiosurgery.* 2015 Int J Radiation Oncol Biol Phys. Vol. 91 (5), pp.1003-1008.

Valutazione del campo fotoneutronico in trattamenti di radioterapia alle alte energie in sede di CIED mediante CR-39, TLD e simulazioni Monte Carlo

M. Bolzonella¹, H. Aslian^{2,3}, M. Caresana¹, R. Ciolini⁴, F. d'Errico^{4,5}, F. Longo^{2,6}, A. Mele¹, C. Mordacchini⁷, M. Quattrocchi⁸, S. Ren Kaiser⁹, M. Severgnini⁹ e E. Tuttoilmondo¹

¹Dipartimento di Energia, Politecnico di Milano, Via Lambruschini 4, 20156, Milan, Italia

²Dipartimento di Fisica, Università di Trieste

³Department of Radiation Oncology, Olivia Newton-John Cancer Wellness & Research Centre, Austin Hospital, 145 Studley Road, Heidelberg, VIC, Australia

⁴Dipartimento di Ingegneria Civile e Industriale, Università di Pisa, Largo Lazzarino 1, 56122, Pisa, Italia

⁵School of Medicine, Yale University, New Haven, CT, USA

⁶INFN Trieste, Trieste, Italia

⁷S.C. Fisica Sanitaria, ASST dei Sette Laghi, 21100 Varese, Italia

⁸Azienda USL Toscana nord ovest, Italia

⁹Departmento di Fisica Medica, Azienda Sanitaria Universitaria Integrata di Trieste, Trieste, Italia

E-mail: matteo.bolzonella@polimi.it

Riassunto

I trattamenti di radioterapia con LINAC alle alte energie (> 10 MV) generano (foto)neutroni che comportano dose al paziente anche al di fuori del volume target da trattare. Questo fenomeno diventa di particolare interesse in pazienti con dispositivi cardiaci impiantabili (CIED), che possono subire danni a seguito dell'irraggiamento. Negli ultimi anni c'è stato un crescente interesse per questa problematica e sembrerebbe che il danno ai CIED sia associato alla componente termica del campo fotoneutronico. Pertanto, il presente lavoro ha come obiettivo la valutazione della fluenza neutronica termica in sede di CIED per alcuni tipici trattamenti di radioterapia alle alte energie (15 MV e 18 MV).

Le misure sono state effettuate con strumentazione passiva di tipo CR-39 e TLD, utilizzando un fantoccio di tipo BOMAB per simulare il busto del paziente. Le sessioni sperimentali hanno coinvolto tre strutture ospedaliere (ASST dei Sette Laghi - Varese, ASUGI - Trieste e Ospedale di San Luca - Lucca) presso le quali sono presenti acceleratori di tipo Varian Clinac DHX e Elekta Synergy. I risultati della campagna sperimentale sono stati interpretati alla luce dei dati attualmente disponibili in letteratura e sono stati altresì utilizzati per la messa a punto di modelli computazionali Monte Carlo (con il codice MCNP), che potranno essere impiegati per ulteriori studi e caratterizzazioni ed estesi ad altre facility affini che presentino gli stessi modelli di LINAC.

1. INTRODUZIONE

In questa sezione introduttiva si evidenzia la ragione sottesa al presente studio e si delineano gli scopi e le caratteristiche basilari della campagna sperimentale. Inoltre, si ritiene utile fornire un richiamo sui campi di fotoneutroni generati dagli acceleratori medicali operanti alle alte energie.

1.1 MOTIVAZIONE E SCOPI DELLA CAMPAGNA DI MISURE

Oggi, un numero sempre crescente di pazienti che devono sottoporsi a trattamenti di radioterapia con raggi X prodotti da acceleratori lineari (LINAC) presenta dispositivi cardiaci impiantabili meglio noti come CIED, dall'inglese *cardiac implantable electronic devices*; tuttavia, i CIED possono venire danneggiati dai neutroni generati dai LINAC operanti ad elevate energie, il che costituisce un potenziale rischio per i pazienti.

Come risulta da recenti studi (M. Zecchin et al., 2013), la causa alla base di questo rischio sarebbe da ricercare nei neutroni termici. All'interno dei componenti (batterie, condensatori, ecc.) di questi dispositivi si trovano infatti elementi quali litio-6 e/o boro-10 che sono assorbitori di neutroni termici: questi elementi assorbono molto efficientemente neutroni termici producendo secondari

carichi densamente ionizzanti (ad alto LET), che provocano danni nei dispositivi stessi e possono causarne il malfunzionamento.

Un recente studio condotto dal Politecnico di Milano in collaborazione con l'Università degli studi di Trieste e con l'Università degli studi di Pisa (C. Ferrante, 2020) ha mostrato che una fluenza neutronica termica dell'ordine di 10^9 neutroni cm^{-2} ha danneggiato il 40% di un centinaio di dispositivi cardiaci di vari produttori. Pertanto, è possibile servirsi di questo valore come soglia provvisoria (in attesa di ulteriori studi) e verificare se trattamenti convenzionali di radioterapia alle alte energie comportino fluenze neutroniche termiche in sede di CIED di questo ordine di grandezza.

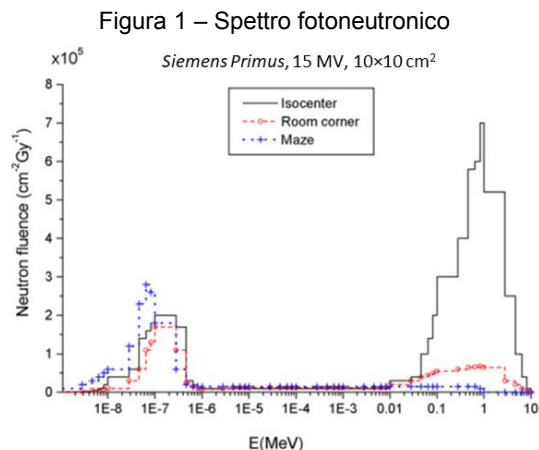
Inoltre, questo studio mira a sviluppare e testare modelli computazionali Monte Carlo delle facility di radioterapia considerate in modo da poter disporre di strumenti utili per approfondire ed estendere quanto riscontrato sperimentalmente.

1.2 CAMPI DI FOTONEUTRONI PRODOTTI DA LINAC MEDICALI

La generazione di fotoneutroni in LINAC medicali per radioterapia con raggi X avviene attraverso un meccanismo in due passaggi:

1. il fascio primario di elettroni accelerati colpisce il bersaglio ad alto numero atomico Z sito nella testa del LINAC e produce X di Bremsstrahlung – questa è la base di questo tipo di terapia;
2. i fotoni energetici generati interagiscono con gli elementi ad alto Z presenti nei componenti della testa del LINAC e producono neutroni attraverso reazioni di tipo (γ, xn) ; essendo generati da fotoni, questi neutroni sono definiti “fotoneutroni”.

Nonostante la soglia energetica per la generazione di fotoneutroni per i componenti più rilevanti della testa dei LINAC sia attorno a 7 MeV, da un punto di vista pratico la generazione di campi fotoneutronici diviene significativa solo per potenziali acceleranti ≥ 10 MV (A. Naseri et al., 2010). In figura (fig.1) è riportato il caratteristico spettro energetico della fluenza neutronica in aria all'isocentro, ovvero il punto nello spazio attorno al quale ruota la testata (*gantry*) del LINAC. Come si vede, lo spettro presenta una forma caratteristica con due picchi: un picco veloce, centrato attorno a circa 1 MeV, relativo alla “nascita/generazione” dei neutroni, ed un picco termico, ad energie termiche, relativo al “fine vita” dei neutroni, quando essi sono stati termalizzati. Allontanandosi progressivamente dall'isocentro, la componente termica diventa quella prevalente; la stessa cosa avviene se un bersaglio a basso Z è posto nell'isocentro, come ad esempio il corpo di un paziente.



Tipico spettro fotoneutronico in varie posizioni (in aria) nella sala di trattamento (modificato da (A. Naseri et al., 2010)). Dati ottenuti con simulazioni Monte Carlo, il modello di LINAC e le caratteristiche salienti del trattamento simulato sono riportate in legenda.

2. STRUMENTAZIONE E METODI

Per la campagna sperimentale sono stati utilizzati dei rivelatori passivi, in particolare rivelatori a termoluminescenza (TLD) e rivelatori a tracce di tipo CR-39. Questi sono stati inseriti in un fantoccio che è stato irraggiato con X ad alta energia prodotti da LINAC medicali.

In generale, al fine di isolare il segnale da neutroni termici, le misure sono state ripetute schermato gli strumenti con targhette di cadmio, che permettono di evidenziare il segnale spurio da neutroni veloci ed epitermici che deve essere sottratto al segnale “lordo” ottenuto con dispositivi non schermati.

Nei paragrafi seguenti si dà una panoramica dei dispositivi utilizzati nonché delle strutture e dei metodi di cui ci si è avvalsi per la parte sperimentale.

2.1 RIVELATORI A TRACCE CR-39

I rivelatori a tracce impiegati in questo studio consistono in rivelatori plastici in CR-39 (polialilil-diglicol-carbonato, PADC) di dimensioni 15x15x1,5 mm³ accoppiati ad un “convertitore” consistente in un film di carburo di boro arricchito in boro-10 al 99%, che cattura neutroni termici attraverso la reazione (1):



che ha una sezione d’urto ad energie termiche pari a $\sigma_{\text{th}} = 3840$ b.

La reazione (1) genera prodotti di reazione che sono particelle cariche ad alto LET (α , litio-7), le quali rompono le catene polimeriche del rivelatore producendo tracce che, dopo essere allargate e fissate nel materiale da un trattamento chimico di *etching*, sono osservabili al microscopio ottico. L’*etching* utilizzato consiste in un bagno in una soluzione 6,25 M di NaOH a 97,3 °C per 40 minuti. Per la lettura del segnale è stato impiegato il sistema *Politrack*[®] (Caresana et al., 2008).

La grandezza di interesse, cioè la fluenza neutronica termica $\Phi_{n,th}$, è data dalla (2):

$$\Phi_{n,th} = (L_{CR-39} - L_{BKG}) \cdot C_{CR-39} \quad (2)$$

in cui L_{CR-39} rappresenta la densità di tracce (cm⁻²) osservate sul CR-39 irraggiato, L_{BKG} rappresenta la densità media di tracce di fondo (presente su CR-39 non irraggiati) e C_{CR-39} è un fattore di conversione (adimensionale) che permette di passare dalla densità di tracce alla fluenza neutronica termica.

Il fattore di conversione è stato ricavato in sede di taratura presso il Politecnico di Milano (A. Mele, 2022) e dipende dal particolare materiale CR-39 utilizzato (ovvero dal produttore); ad ogni modo, i CR-39 impiegati in questo studio mostrano una sensibilità ai neutroni termici molto simile: 1 traccia ogni circa 200 neutroni termici. Una sensibilità così elevata, legata all’alto arricchimento in boro-10 del convertitore, permette di misurare fluenze termiche anche dell’ordine di 10⁴ cm⁻². Per le misure, i CR-39 sono utilizzati in configurazione a “sandwich”: due CR-39 separati da un film convertitore; in questo modo, si possono utilizzare due dispositivi contemporaneamente per ogni misura, migliorando la statistica del segnale¹.

2.2 RIVELATORI A TERMOLUMINESCENZA (TLD)

Per le misure sono stati impiegati cristalli termoluminescenti di tipo LiF (fluoruro di litio), i cosiddetti TLD600 e TLD700, di dimensione 3,2x3,2x0,9 mm³.

Quando un cristallo termoluminescente è irraggiato con radiazione ionizzante, alcuni dei suoi elettroni raggiungono i livelli energetici corrispondenti ai centri di luminescenza (“trappole”), ottenibili aggiungendo impurità al cristallo (“droganti”, in questo caso Mg e Ti); da qui possono

¹ Per le misure presso l’Ospedale di Trieste è stato impiegato un solo CR-39 per misura a causa del ridotto numero di dispositivi disponibili.

essere riportati allo stato fondamentale fornendo energia termica: riscaldando il cristallo, gli elettroni decadono dai livelli eccitati emettendo fotoni ad energie caratteristiche. Un tubo fotomoltiplicatore converte il segnale luminoso in segnale elettrico e così si ottiene come output una corrente: la carica totale generata (integrale nel tempo della corrente) è proporzionale all'energia depositata nel cristallo dalla radiazione.

I TLD700 sono arricchiti al 99,99% in litio-7, i TLD600 al 95,6% in litio-6. In pratica, i TLD600 sono sensibili a fotoni e neutroni mediante la reazione (3)



che ha una sezione d'urto termica pari a $\sigma_{th} = 945$ b, mentre i TLD700 sono sensibili solo ai fotoni. Pertanto, è possibile ottenere la fluensa neutronica termica come da (4)

$$\Phi_{n,th} = (L_{600} - L_{700}) \cdot C_{TLD} \quad (4)$$

in cui L_{600} e L_{700} rappresentano, rispettivamente, il segnale (in nC) netto (al netto del segnale di fondo dei dispositivi non irraggiati) di un TLD600 e di un TLD700 usati per la medesima misura, mentre C_{TLD} è il fattore di conversione (in $\text{cm}^{-2} \text{nC}^{-1}$) determinato in sede di taratura presso il Politecnico di Milano (E. Tuttoilmondo, 2022).

La sensibilità di questi dispositivi è di circa $1,6 \cdot 10^{-6}$ nC per unità di fluensa neutronica termica. Poiché il minimo segnale rilevabile dal lettore impiegato per le misure (lettore *Harshaw 5500*) è dell'ordine di alcuni nC, la minima fluensa termica rilevabile è dell'ordine di 10^6 cm^{-2} .

Per migliorare la statistica delle misure, sono stati utilizzati 4 TLD600 per irraggiamento, affiancati da altrettanti TLD700.

2.3 SETUP SPERIMENTALE E PIANI DI TRATTAMENTO CONSIDERATI

La campagna sperimentale è stata eseguita in tre strutture ospedaliere: l'Ospedale di Circolo e Fondazione Macchi - Azienda Socio-Sanitaria Territoriale (ASST) dei Sette Laghi di Varese, l'Azienda Sanitaria Universitaria Giuliano Isontina (ASUGI) di Trieste e l'Ospedale San Luca di Lucca.

Presso l'ospedale di Varese è stato utilizzato un acceleratore di tipo *Varian Clinac DHX*, mentre a Trieste e Lucca è stato impiegato l'acceleratore *Elekta Synergy*. In figura (fig.2) è possibile apprezzare tali acceleratori, nonché il fantoccio utilizzato.

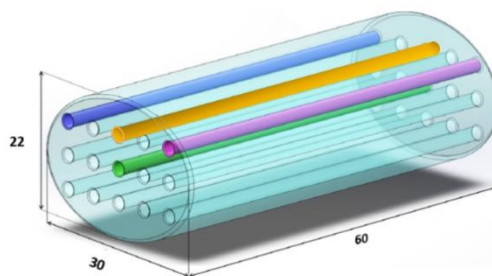
Figura 2 – LINAC e fantoccio



Acceleratori *Varian Clinac DHX* (Varese) ed *Elekta Synergy* (Trieste e Lucca, mostrato quello di Trieste). Nella figura di sinistra è possibile apprezzare il fantoccio utilizzato per le misure.

Il fantoccio utilizzato per le misure è di tipo BOMAB (*BOTTle Manikin ABSorption*) ed è atto a simulare il torace del paziente. Il fantoccio (fig.3) è stato sviluppato dall'Università di Pisa (A. Di Fulvio et al., 2013) e consiste essenzialmente in un cilindro ellittico con assi di base pari a 22 cm e 30 cm e alto 60 cm. Le basi, spesse 1 cm, sono in policarbonato, mentre la superficie laterale, spessa 0,5 cm, è in PMMA. All'interno si ha una matrice 3x5 di 15 canali ($\phi=2$ cm) di PMMA in cui è possibile alloggiare dispositivi per misure, tenuti in posizione da distanziatori cilindrici in PMMA. L'interno del fantoccio, compresi i canali non usati per le misure, era riempito con acqua per le misure presso l'Ospedale di Varese, mentre a Trieste e Lucca l'interno del fantoccio era riempito con paraffina ed i canali di misura non utilizzati alloggiavano bacchette in PMMA.

Figura 3 – Schema del fantoccio



Schema del fantoccio utilizzato per le misure. Sono indicate le dimensioni del fantoccio e sono evidenziati i canali utilizzati per le varie misure.

A Varese è stato impiegato un trattamento alla vertebra con raggi X da 18 MV, campo fisso 10x10 cm² e collimatore multilamellare (*multileaf collimator*, MLC) completamente aperto. Il trattamento è stato ripetuto per tre livelli di dose all'isocentro per testare la linearità dei dispositivi. I detector erano posizionati nel canale superiore sinistro, colorato in blu nella (fig.4), a 16 cm dalla base superiore del fantoccio, alla stessa altezza dell'isocentro, che era però centrato rispetto alla direzione orizzontale.

Si noti che le misure a Varese non sono state ripetute utilizzando dispositivi schermati con Cd poiché le targhette di Cd non erano disponibili. Pertanto, in questo caso si assume con buona approssimazione che tutto il segnale sia da neutroni termici; infatti, a ben vedere:

1. la fluensa neutronica veloce ed epitermica nel fantoccio è molto minore di quella termica (vd. anche Sezione 4.2);
2. le sezioni d'urto di cattura neutronica calano drasticamente all'aumentare dell'energia cinetica del neutrone.

A Trieste e Lucca si è utilizzato invece un trattamento all'ala iliaca con raggi X da 15 MV, erogato con l'uso attivo dell'MLC. L'isocentro giaceva in prossimità della base inferiore del fantoccio, mentre i dispositivi per la misura della fluensa neutronica termica in sede di CIED erano posizionati nel canale superiore destro, colorato in rosa in (fig.3), a 13 cm dalla base superiore del fantoccio.

3. RISULTATI SPERIMENTALI

In questa sezione sono riportati i risultati sperimentali ottenuti con i detector passivi descritti in Sezione 2. Le incertezze riportate si riferiscono a 1σ .

Si noti che le fluense termiche sono fornite per unità di unità monitor (UM, 100 UM= 1 Gy) e che alcuni esperimenti sono stati ripetuti più volte, cambiando i detector, per ottenere una migliore statistica dei risultati.

3.1 MISURE CON CR-39

Si riportano in tabella (tab.1) i risultati sperimentali relativi ai rivelatori a tracce CR-39.

Tabella 1 – Risultati delle misure svolte con CR-39

Ospedale	Trattamento	UM erogate	Ripetizioni	$\Phi_{n,th}$ [$\text{cm}^{-2} \text{UM}^{-1}$]	Incertezza relativa
Varese	vertebra, 18 MV	20	4	$1,75 \times 10^5$	4%
		40	2	$1,63 \times 10^5$	5%
		100	2	$9,03 \times 10^4$	3%
Trieste	ala iliaca, 15 MV	50*	1	$6,24 \times 10^4$	3%
Lucca	ala iliaca, 15 MV	50*	1	$6,81 \times 10^4$	9%

* Per i dispositivi schermati dal cadmio sono state usate 300 UM a Trieste e 200 UM a Lucca per ottenere un segnale misurabile da sottrarre, una volta espresso in $\text{cm}^{-2} \text{UM}^{-1}$, a quello dei dispositivi non schermati.

I dati in (tab.1) evidenziano una fluensa neutronica termica dell'ordine di $10^5 \text{cm}^{-2} \text{UM}^{-1}$ per il trattamento alla vertebra, che è erogato ad un'energia superiore e in zona più prossima a quella di un possibile CIED rispetto al caso del trattamento all'ala iliaca. Si osserva una sottostima legata al livello di dose massimo (100 UM) dovuta alla saturazione del dispositivo: si decide pertanto di escludere questo punto da ulteriori analisi.

I risultati relativi al medesimo trattamento all'ala iliaca eseguiti con lo stesso LINAC in due siti differenti mostrano un ottimo accordo.

Considerando che un tipico ciclo completo di radioterapia convenzionale comporta dosi di 30-60 Gy, nel caso del trattamento a 18 MV si raggiunge una fluensa neutronica termica confrontabile con la soglia riportata in Sezione 1.1, mentre negli altri casi ci si attesta a valori dell'ordine di 10^8cm^{-2} .

3.2 MISURE CON TLD

Si riportano in tabella (tab.2) i risultati sperimentali relativi ai rivelatori TLD.

Tabella 2 – Risultati delle misure svolte con TLD

Ospedale	Trattamento	UM erogate	Ripetizioni	$\Phi_{n,th}$ [$\text{cm}^{-2} \text{UM}^{-1}$]	Incertezza relativa
Varese	Vertebra, 18 MV	20	5	$1,84 \times 10^5$	8%
		40	3	$2,02 \times 10^5$	5%
		100	2	$2,08 \times 10^5$	13%
Trieste	ala iliaca, 15 MV	300*	1	$7,40 \times 10^4$	5%
Lucca	ala iliaca, 15 MV	300*	1	$5,91 \times 10^4$	17%

* Per i dispositivi schermati dal cadmio sono state usate 500 UM a Trieste e 400 UM a Lucca per ottenere un segnale misurabile da sottrarre, una volta espresso in $\text{cm}^{-2} \text{UM}^{-1}$, a quello dei dispositivi non schermati.

I dati in (tab.2) relativi al trattamento alla vertebra mostrano una fluensa neutronica termica dell'ordine di $10^5 \text{cm}^{-2} \text{UM}^{-1}$, in accordo col dato dei CR-39, ed una buona linearità.

I risultati relativi al medesimo trattamento all'ala iliaca eseguiti con lo stesso LINAC in due siti sono confrontabili, anche se l'accordo è peggiore rispetto alle misure con CR-39.

Le incertezze di questi dati sono generalmente superiori rispetto a quelle delle misure con CR-39 a causa della minore sensibilità dei dispositivi.

Quanto alle fluense neutroniche termiche relative ad un trattamento completo, valgono le medesime osservazione della Sezione 3.1.

4. SIMULAZIONI MONTE CARLO

In questa sezione si presentano i modelli computazionali sviluppati nell'ambito dello studio e la loro caratterizzazione.

4.1 MODELLI COMPUTAZIONALI

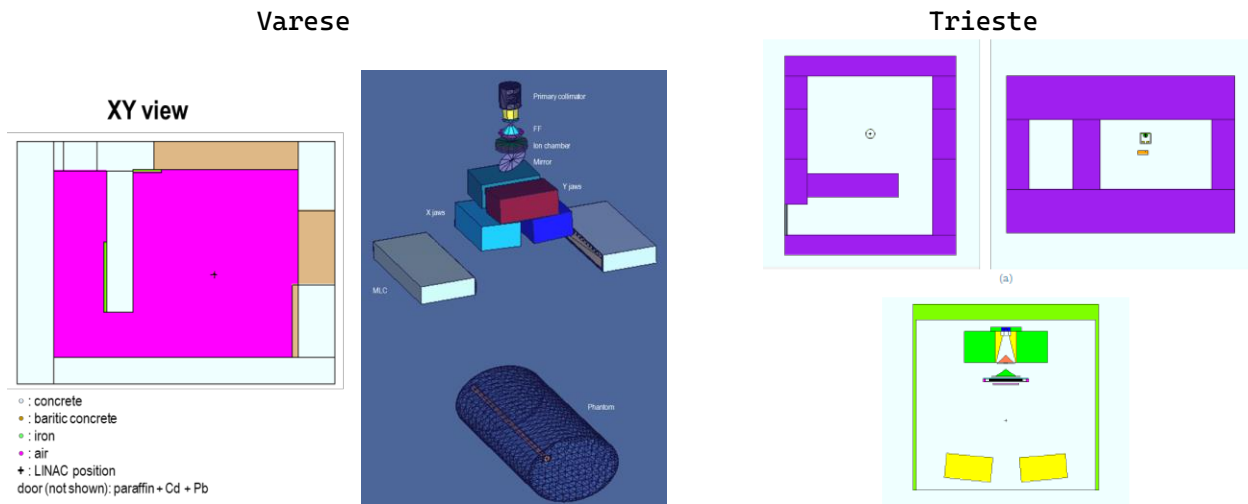
Per questo studio sono stati sviluppati due modelli computazionali con MCNP6.2 (C. J. Werner et al., 2018), sfruttando informazioni confidenziali da parte delle strutture ospedaliere e dai produttori dei LINAC.

Il primo modello riguarda la facility di Varese, in particolare LINAC (testa) + fantoccio + sala di trattamento (bunker), ed è stato sviluppato dal Politecnico di Milano.

Il secondo modello riguarda la facility di Trieste: LINAC (testa) + sala di trattamento sono stati sviluppati dall'Università di Trieste (H. Aslian, 2020), mentre il gruppo del Politecnico di Milano ha implementato il fantoccio nell'ambiente di simulazione.

La figura (fig.4) mostra alcuni dettagli dei due modelli.

Figura 4 – Modelli computazionali



Alcuni dettagli relativi alle facility di Varese e Trieste simulate con MCNP6.2. Immagini acquisite con il Visual Editor (*Vised v.22S*) associato a MCNP (legende ed etichette aggiunte successivamente).

Un'attenzione particolare è stata impiegata per assicurare un livello adeguato di accuratezza e precisione nelle simulazioni; in particolare:

- 1 – sono state usate tecniche di riduzione della varianza per migliorare la statistica dei risultati;
- 2 – sono stati definiti con cura (isotopo per isotopo) i materiali di interesse per le interazioni neutroniche e le loro sezioni d'urto;
- 3 – sono stati utilizzati i modelli fisici necessari per un corretto trattamento dei fenomeni analizzati, in particolare quello per il trattamento dello scattering dei neutroni termici in acqua.

Si noti che il modello sviluppato per Trieste è stato utilizzato anche per la facility di Lucca dato che il modello di acceleratore è il medesimo e la struttura dei due bunker è simile. Inoltre, in tutte le simulazioni si è assunto un fantoccio riempito d'acqua; infatti, la paraffina utilizzata a Trieste e Lucca aveva proprietà simili a quelle dell'acqua, ma aveva una composizione incerta e perciò si è preferito simulare acqua.

4.2 TEST DEI MODELLI COMPUTAZIONALI

Per testare i modelli sviluppati, sono stati eseguiti trattamenti facilmente riproducibili a livello di simulazioni e sono stati confrontati i risultati sperimentali con gli output delle simulazioni. In particolare, la grandezza di interesse è il rapporto tra la fluenza neutronica termica in un dato punto del fantoccio e la dose erogata all'isocentro, grandezza che indichiamo come $\Phi_{n,th}/D$.

A livello sperimentale, $\Phi_{n,th}$ è misurata dai detector passivi mentre D è fornita dai fisici medici utilizzando gli algoritmi di calcolo dosimetrico disponibili nei sistemi per lo studio dei piani di trattamento; nel caso delle simulazioni, $\Phi_{n,th}$ è ottenuta integrando la fluenza neutronica calcolabile col *tally* F4:n nei bin energetici corrispondente ad energie termiche, mentre la dose all'isocentro è calcolata con il *tally* F6:e in una regione sferica di volume 1 cm³ centrata attorno all'isocentro. Si noti che le $\Phi_{n,th}$ simulate sono state calcolate in volumetti cilindrici d'aria di altezza pari a 3 cm (per il modello di Trieste/Lucca) o 5 cm (per il modello di Varese).

Per il test del modello di Varese è stato utilizzato il trattamento alla vertebra già descritto in Sezione 2.3 e sono stati simulati 3x10⁸ primari; i risultati sperimentali e simulati sono forniti in tabella (tab.3). Le incertezze riportate si riferiscono a 1 σ , come anche nelle tabelle seguenti.

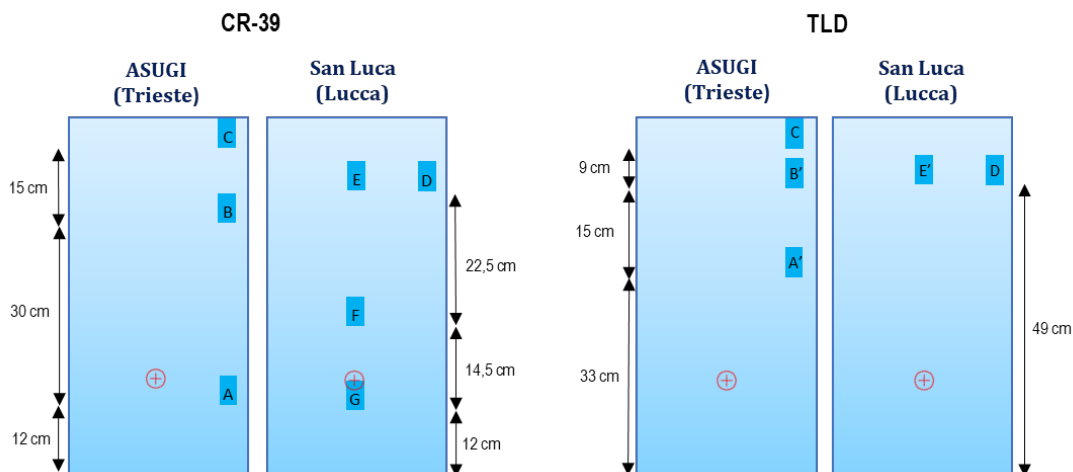
Tabella 3 – Simulazioni vs misure @ Varese

Tipologia	$\Phi_{n,th}/D$ [cm ⁻² Gy ⁻¹]	Incetezza relativa	$\Delta(\text{Sim.-Mis.})/\text{Sim.} \%$
MCNP6.2	1,62 x 10 ⁷	8%	-
CR-39	1,69 x 10 ⁷	3%	-4%
TLD	1,94 x 10 ⁷	5%	-20%

Si ha un ottimo accordo tra simulazioni e misure, con deviazioni contenute tra i risultati. L'output delle simulazioni, associato ad esempio ad un errore del 30%, può essere direttamente utilizzato come indicatore dei dati sperimentali ottenibili con CR-39 o TLD.

Per il test del modello di Trieste/Lucca è stato eseguito un trattamento con raggi X da 15 MV, con campo fisso 30x30 cm² e isocentro posizionato nel fantoccio a 15 cm dalla base inferiore, ad una profondità di 4,5 cm rispetto alla superficie laterale e centrato lungo l'asse verticale. Per le misure con CR-39 sono state erogate 50 MU (200 per i dispositivi con Cd), per quelle con TLD 250 UM (500 per i dispositivi con Cd). Le posizioni dei detector erano quelle mostrate in figura (fig.5).

Figura 5 – Schema per test modelli MCNP



Schemi delle posizioni di misura per il test dei modelli computazionali: punti di misura per CR-39, a sinistra, e per TLD, a destra. Le posizioni E, F e G giacciono nel canale centrale del fantoccio, tutte le altre sono riferite a canali nella riga superiore (vd. (fig.3)). L'isocentro è segnalato dalla croce in rosso.

In questo caso, sono stati simulati 9×10^8 primari. Le tabelle (tab.4) e (tab.5) riportano il confronto tra i risultati sperimentali e le simulazioni.

I risultati simulati sovrastimano quelli sperimentali. Tuttavia, l'andamento della fluena rispetto alle varie posizioni è simulato correttamente; pertanto, è possibile introdurre un fattore di correzione per l'output della simulazione che permetta di ottenere un indicatore più preciso per il valore sperimentale.

Si noti che la misura in posizione A è affetta da un'incertezza enorme poiché il TLD era troppo vicino all'isocentro e il segnale neutronico risulta "accecato" da quello fotonico.

Gli spettri energetici della fluena neutronica simulata mostrano che, nei vari punti considerati, il picco termico è sempre prevalente e la fluena neutronica termica varia in maniera abbastanza contenuta. Un esempio è dato in figura (fig.6). Si noti che, fissato il canale, la fluena neutronica termica decresce allontanandosi dall'isocentro.

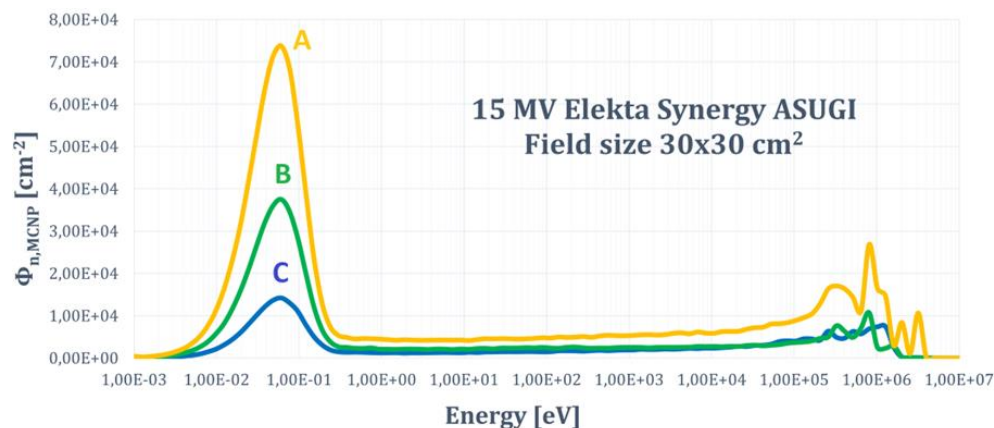
Tabella 4 – Simulazioni vs misure @ Trieste e Lucca – CR-39

Posizione	$\Phi_{n,th}/D$ [$\text{cm}^{-2} \text{Gy}^{-1}$] misura	Inc. rel. %	$\Phi_{n,th}/D$ [$\text{cm}^{-2} \text{Gy}^{-1}$] simul.	Inc. rel. %	$\Delta(\text{Sim.-Mis.})/\text{Sim.}$ %
A	$3,84 \times 10^6$	3%	$9,98 \times 10^6$	2%	62%
B	$1,27 \times 10^6$	3%	$5,05 \times 10^6$	3%	75%
C	$1,60 \times 10^6$	3%	$1,97 \times 10^6$	3%	19%
D	$1,07 \times 10^6$	5%	$4,25 \times 10^6$	3%	75%
E	$2,26 \times 10^6$	4%	$3,03 \times 10^6$	2%	32%
F	$5,03 \times 10^6$	3%	$5,97 \times 10^6$	2%	16%
G	$6,35 \times 10^6$	3%	$8,29 \times 10^6$	2%	23%

Tabella 5 – Simulazioni vs misure @ Trieste e Lucca – TLD

Posizione	$\Phi_{n,th}/D$ [$\text{cm}^{-2} \text{Gy}^{-1}$] misura	Inc. rel. %	$\Phi_{n,th}/D$ [$\text{cm}^{-2} \text{Gy}^{-1}$] simul.	Inc. rel. %	$\Delta(\text{Sim.-Mis.})/\text{Sim.}$ %
A'	$2,23 \times 10^6$	~ 100%	$6,57 \times 10^6$	3%	66%
B'	$2,18 \times 10^6$	42%	$4,47 \times 10^6$	3%	50%
C	$1,25 \times 10^6$	15%	$1,97 \times 10^6$	3%	36%
D	$1,17 \times 10^6$	30%	$4,25 \times 10^6$	3%	72%
E'	$2,70 \times 10^6$	18%	$6,46 \times 10^6$	3%	58%

Figura 6 – Fluene neutroniche simulate



Esempio di fluene neutroniche simulate. Gli spettri sono riferiti alle posizioni A, B e C in (fig.5).

5. CONCLUSIONI E POSSIBILI SVILUPPI

L'obiettivo principale dello studio presentato era la misura di fluenze neutroniche termiche in zona di CIED per trattamenti di radioterapia con raggi X ad alta energia, al fine di verificare se vengano raggiunti valori per cui è stato dimostrato che i dispositivi cardiaci possono subire dei danni. Le misure sono state eseguite mediante dispositivi passivi di tipo CR-39 e TLD.

Sono stati considerati due trattamenti, uno alla vertebra da 18 MV e uno all'ala iliaca da 15 MV; nel primo caso è stata registrata una fluenza neutronica termica dell'ordine di quella (10^9 cm^{-2}) per la quale è stato dimostrato sperimentalmente che i CIED possono manifestare malfunzionamenti permanenti. Ad ogni modo, è bene segnalare che trattamenti con raggi X da 18 MV stanno venendo progressivamente abbandonati a favore di trattamenti con X meno energetici, il che comporta fluenze inferiori.

Sono stati altresì sviluppati e testati modelli computazionali delle facility considerate per questo lavoro, che si presentano come strumenti promettenti per estendere lo studio ad ulteriori situazioni legate a facility affini.

Lo studio apre la strada a possibili ulteriori ricerche, ad esempio: studiare le fluenze neutroniche termiche prodotte da altri tipi di trattamenti e da altri LINAC, approfondire lo studio dei danni ai CIED in funzione della fluenza neutronica termica, sviluppare soluzioni per ridurre/eliminare i danni ai CIED (schermature in cadmio, ecc.).

Bibliografia

H. Aslian, *Effect of modern radiotherapy on patients with cardiac implantable electronic devices (CIEDs): a comprehensive study*, Tesi di Dottorato, Università di Trieste, 2020.

M. Caresana, M. Ferrarini, A. Parravicini, *Analisi Morfologica delle Tracce nucleari su rivelatori CR-39*, Atti convegno nazionale AIRP, 2008.

A. Di Fulvio, L. Tana, M. Caresana, E. D'Agostino, M. de San Pedro, C. Domingo, F. d'Errico, *Clinical simulations of prostate radiotherapy using BOMAB-like phantoms: Results for neutrons*, Radiation Measurements, 57, 48-61, 2013.

C. Ferrante, *Study on neutron-induced damage to cardiac implantable electronic devices in radiation therapy*, Tesi di Laurea Magistrale, Politecnico di Milano, 2020.

A. Mele, *Experimental and computational study of high-energy radiotherapy effects on cardiac implantable electronic devices with CR39 and MCNP*, Tesi di Laurea Magistrale, Politecnico di Milano, 2022.

A. Naseri, A. Mesbahi, *A review on photoneutrons characteristics in radiation therapy with high-energy photon beams*, Reports of Practical Oncology & Radiotherapy, 15, 138-144, 2010.

E. Tuttoilmondo, *Valutazione del campo fotoneutronico da radioterapia ad alte energie in sede di dispositivo cardiaco impiantabile mediante misure con TLD e simulazioni MC*, Tesi di Laurea Magistrale, Politecnico di Milano, 2022.

M. Zecchin, G. Morea, M. Severgnini, E. Sergi, A. Baratto Roldan, E. Bianco, S. Magnani, A. De Luca, A. Zorzini Fantasia, L. Salvatore, V. Milan, G. Giannini, G. Sinagra, *Malfunzionamento di dispositivi cardiaci dopo radioterapia senza esposizione diretta a radiazione ionizzante: Meccanismi e dati sperimentali*, Europace, 18, 288-293, 2016.

C. J. Werner, J. S. Bull, C. J. Solomon, F. B. Brown, G. W. McKinney, M. E. Rising, D. A. Dixon, R. L. Martz, H. G. Huges, L. J. Cox, A. J. Zukaitis, J. C. Armstrong, R. A. Forster, L. Casswell, *MCNP version 6.2 release notes. Technical report*, Los Alamos National Lab. (LANL), Los Alamos, NM (United States), 2018.

Una stazione per la misura in continuo del flusso di radon dal suolo: primi risultati sperimentali

Enrico Chiaberto¹, Massimo Faure Ragani², Mauro Magnoni¹, Luigi Rinaldi³, Marco Zecchiaroli³,
Francesco Cardellini³, Marco Capogni³, Alessandro Rizzo³

¹ARPA Piemonte – ²ARPA Valle d'Aosta - ³ENEA

e.chiaberto@arpa.piemonte.it ; m.faureragani@arpa.vda.it

INTRODUZIONE

Il flusso di radon dal suolo in atmosfera è una grandezza di notevole interesse in diversi ambiti. Può fornire informazioni sulla natura di un'area in prospettiva di un'edificazione [1], ma può anche essere di utilità nel tracciare altri gas inquinanti responsabili dell'effetto serra come ad esempio la CO₂ [2]. È inoltre utile se si vuole studiare il rimescolamento dell'atmosfera in quanto è il termine di sorgente per la valutazione tramite misure di radon outdoor dell'altezza di rimescolamento.

Esistono già da tempo sistemi collaudati per la misura del flusso di radon istantanea o integrata su un periodo di diversi giorni [3,4]. Non sono invece molti i sistemi sviluppati per la misura in continuo del flusso. Tale misura è problematica sotto diversi aspetti primo fra tutti l'influenza dell'apparato di misura sulla grandezza stessa che si sta misurando.

In questo studio si è realizzato un prototipo di strumento per la misura del flusso di radon dal suolo adattando un monitore in continuo a tale scopo. La stazione attualmente è in prova nella campagna di misure per il progetto europeo EMPIR-Trace Radon [<http://traceradon-empir.eu/>]. Si presentano in questo lavoro i primi risultati della sperimentazione in campo.

MATERIALE E METODI

IL FLUSSO RADON DAL SUOLO

L'esalazione o flusso di radon (F) è una grandezza introdotta per descrivere il termine di attività di radon che fuoriesce da un suolo nell'unità di tempo, nell'unità di superficie e si esprime in mBq/m²/s o più comunemente in Bq/m²/h:

METODOLOGIE DI MISURA

Tutte le metodologie fin d'ora sviluppate per lo studio puntuale del flusso del radon dal suolo sfruttano una camera, interfacciata col terreno, avente un volume V che ricopre una certa superficie S, in grado di intrappolare il radon esalato dal terreno. È ben consolidato in letteratura l'aspetto di accumulo che si ha di radon in detto volume e il conseguente problema della cosiddetta retrodiffusione [5]. Occorre quindi, in generale, per una corretta misura che non perturbi la grandezza stessa misurata, contrastare l'aumento eccessivo di radon nella camera. Ciò premesso i principali approcci che si possono adottare sperimentalmente sono sostanzialmente due. Il primo guarda alla crescita del radon nel volume della camera

considerando gli istanti iniziali [6]. Supponendo una situazione di assenza o quasi di radon in atmosfera libera ($CR_{n0}=R_n$ outdoor) come condizione iniziale, l'equazione (1) che regola il sistema è

$$\frac{dC}{dt} = -\lambda C(t) + F \frac{S}{V} \quad (1)$$

dove $C(t)$ è la concentrazione di attività di radon nel volume V , S la superficie della camera e λ la costante di decadimento del radon. Considerando il flusso F costante nell'intervallo di tempo considerato si ottiene

$$C(t) = F \frac{S}{\lambda V} (1 - e^{-\lambda t}) \quad (2)$$

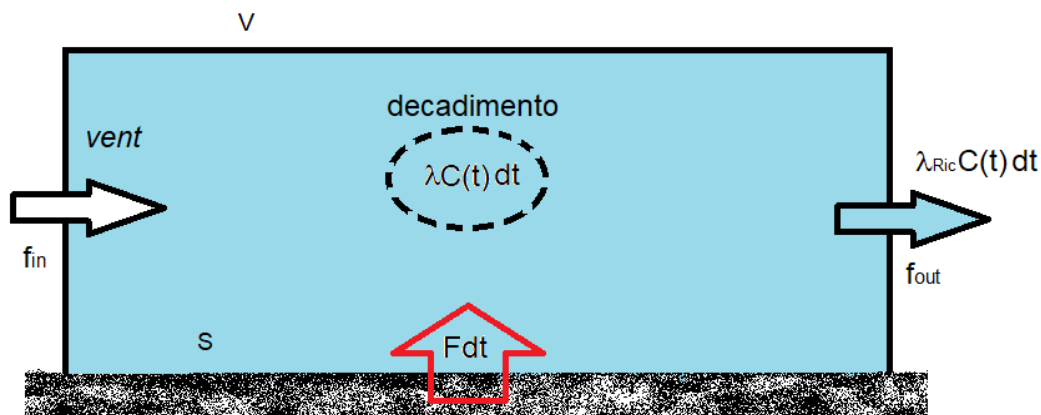
da cui si ricava

$$F = C'(0) \frac{V}{S} \quad (3)$$

La pendenza iniziale della curva di salita del radon non dipende perciò da un'eventuale perdita di radon dal volume e può essere valutata come indicato dalla norma ISO 11665-7 [7] tramite un FIT o semplicemente dal rapporto incrementale delle prime misure raccolte. La camera in tale caso prende il nome di camera d'accumulo. Le difficoltà applicative e i limiti di questo primo metodo stanno, però, nel fatto che F , nella realtà, può variare nel tempo su periodi più brevi di quelli necessari per un'adeguata raccolta di punti.

Il secondo approccio [8,9] supera in parte questo problema delle tempistiche di acquisizione utilizzando un modello a compartimenti che vede l'introduzione di un ricambio d'aria controllato e costante denominato λ_{Ric} . Lo scopo del ricambio d'aria è quello di evitare l'aumento eccessivo di radon nel volume della camera e minimizzare così l'effetto della retrodiffusione. Il flusso che determina il ricambio d'aria è dato dalla relazione $\lambda_{Ric} = f/V$, dove f è il flusso d'aria imposto da una pompa in estrazione (f_{out}). L'apertura per la compensazione dell'aria estratta detta "vent" è stata studiata in modo che risulti $f=f_{out}=f_{in}$. La camera in tal caso è denominata camera dinamica.

Figura 1 – schema modello a camera dinamica



L'equazione che regola il sistema diventa perciò

$$\frac{dC}{dt} = -[\lambda + \lambda_{Ric}]C(t) + \lambda_{Ric}C_{out}(t) + F\frac{S}{V} \quad (2)$$

In questo studio si è adottato il secondo metodo dato che permette una maggior versatilità sul tempo di acquisizione temporale del flusso fino ad arrivare a valutare l'andamento anche orario. L'equazione (2) si risolve numericamente o analiticamente e permette di ricavare l'andamento di $F(t)$ con l'ipotesi che $F(t)$ sia costante in ogni intervallo di acquisizione. Il metodo risolutivo adottato per affrontare l'equazione 2 si distingue dal più noto *Steady state condition model* per il fatto che nel ricavare l'incognita F si è supposto in ogni intervallo i -esimo di integrazione (campionamento) la condizione $C_{0i}(t_i) = C(t_{i-1})$. In pratica si considera che il sistema evolva continuamente senza necessariamente raggiungere una condizione di equilibrio nell'intervallo di campionamento considerato.

Questo metodo permette quindi di ottenere l'andamento nel tempo del flusso di radon dal suolo, previa un'attenta valutazione che il flusso di aria esterna non influisca sull'esalazione di radon stesso. Come già accennato e mostrato in figura 1, per creare un flusso di aria esterna che non perturbi il sistema occorre introdurre un'apertura nella camera (*vent*) per compensare il volume d'aria estratto dalla pompa. Il *vent* va dimensionato opportunamente e per questo motivo il sistema è stato dotato di un sensore differenziale di pressione (dP) tra interno ed esterno della camera, che permette di monitorare un'eventuale pressurizzazione o depressurizzazione indesiderata. dP nullo è comunque condizione necessaria, ma non sufficiente a garantire la correttezza della misura. Sussiste, infatti, la possibilità che un *vent* sovradimensionato porti ad un eccesso di diluizione dell'aria interna alla camera. Si limita tale rischio con l'aggiunta di un tratto di tubo che funge da interfaccia tra esterno e interno. Questo tubo, che permette il campionamento dell'aria esterna ad una certa altezza dal suolo, garantisce inoltre che la concentrazione di radon che introduciamo nella camera dall'atmosfera libera sia trascurabile.

STRUMENTAZIONE UTILIZZATA

Lo schema seguente mostra il sistema implementato in questo lavoro, composto principalmente da una camera di accumulazione e da una valigia impermeabile che contiene la strumentazione (fig. 3). La misura del radon è realizzata tramite un monitore a scintillazione (celle di Lucas) denominato radon mapper (Tecnavia-Mi.Am., 2022 [10]), accessorato con un apposito router per l'interrogazione da remoto. Nella camera (fig. 4) sono presenti i sensori di umidità e temperatura sempre acquisiti dal radon mapper. Un tubo collegato tra monitore e camera permette, invece, ad un sensore di misurare il differenziale di pressione (dP) tra l'interno della camera e l'atmosfera esterna (fig. 5).

L'aria ricca di radon viene estratta dalla camera con la pompa interna dello strumento e fatta passare attraverso un tubo di 50 metri che garantisce il decadimento del toron. Un eventuale volume aggiuntivo di 5 litri è disponibile nel caso di terreni con un elevato contenuto di toron. Un tubo di 4 cm di diametro permette la compensazione dell'aria estratta con aria esterna che viene prelevata a circa 1,5 metri di altezza. L'aria viene essiccata con silica gel per terminare la corsa all'interno del rivelatore radon (cella di Lucas) e successivamente ad un sensore di CO_2 . Tale sensore è stato aggiunto per verificare se effettivamente la misura del flusso radon abbia una similitudine di comportamento con il flusso di CO_2 non antropico proveniente dal suolo.

Figura 2 – schema sistema di misura del flusso

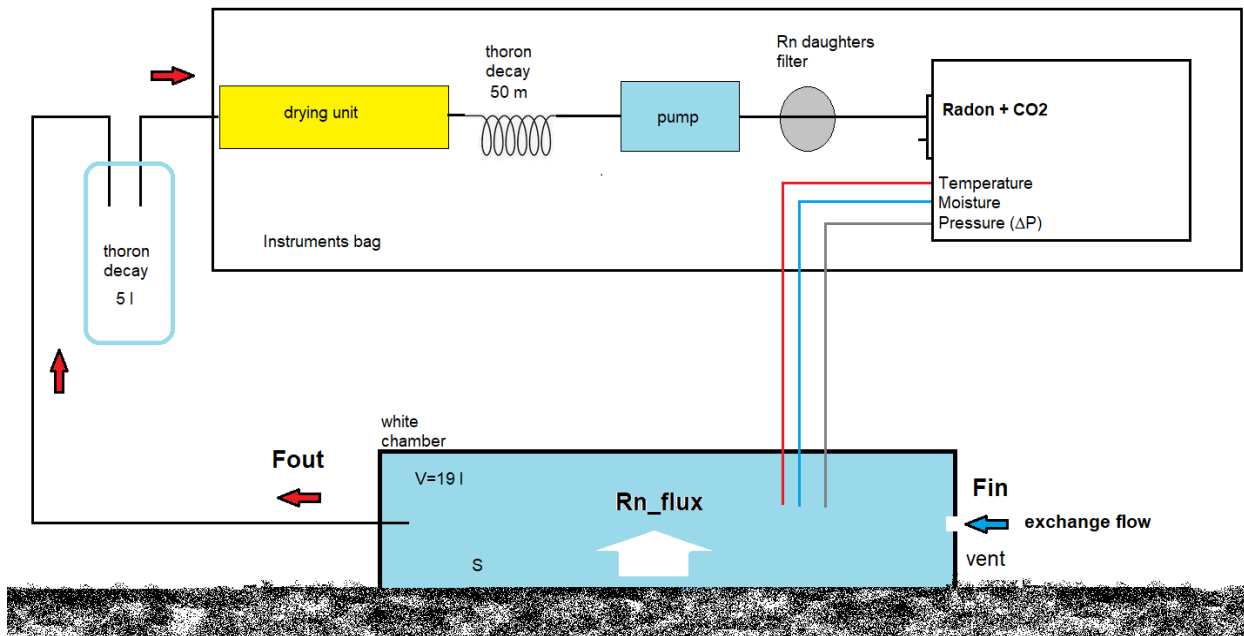


Figura 3- Valigia contenente gli strumenti



L'interno della valigia contenente la strumentazione appare come in figura 6.

Figura 4 – Camera di accumulo

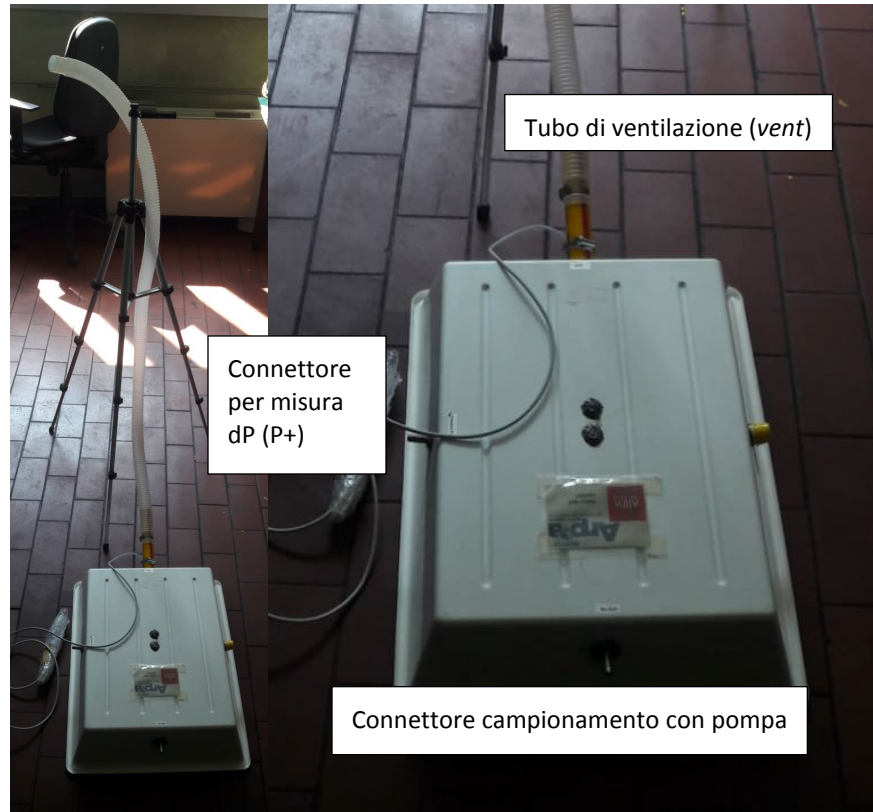
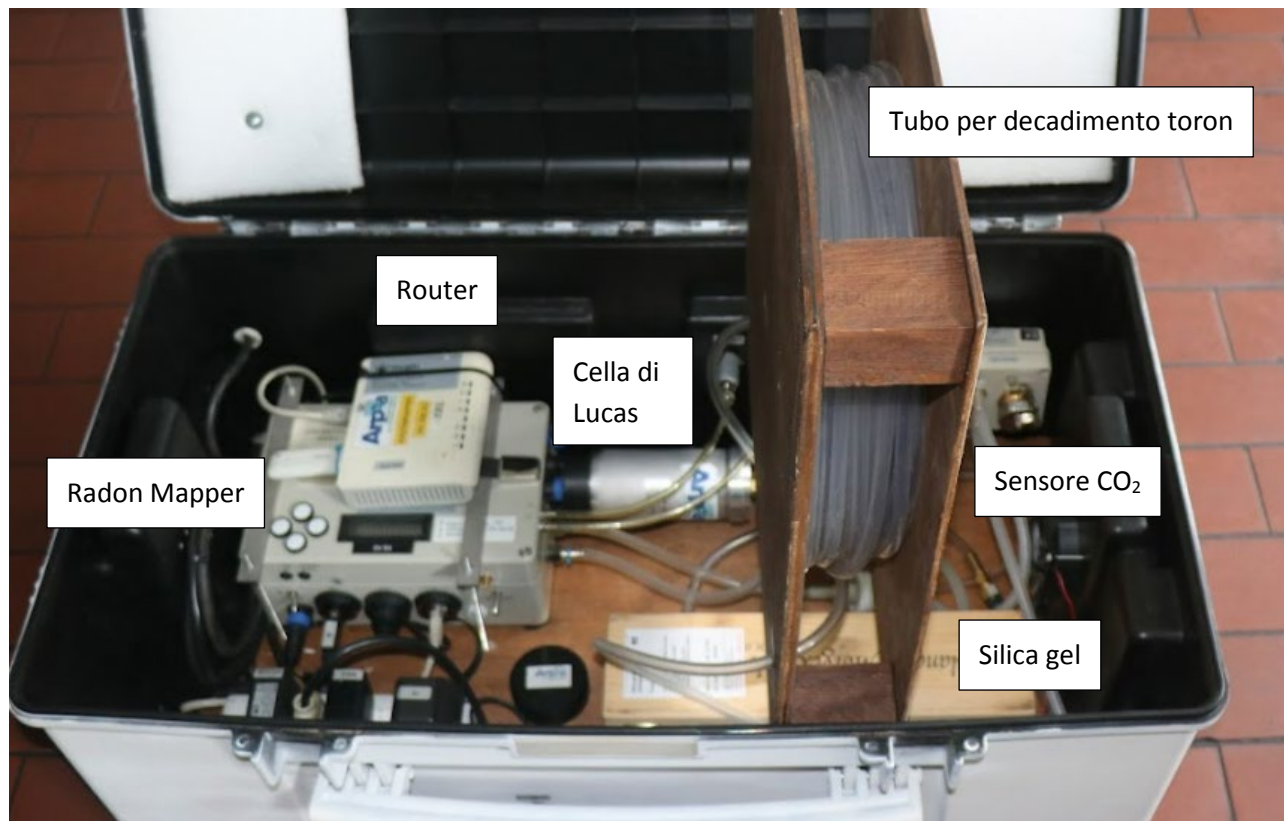


Figura 5 – posizionamento in campo



Figura 6 – posizionamento in campo



TEST IN LABORATORIO, TARATURA E VALIDAZIONE

La tenuta del circuito è stata verificata immergendo il contorno inferiore della camera sotto un velo d'acqua (fig. 7), così da verificare l'effettiva funzionalità del tubo di compensazione e il corretto dimensionamento del *vent*, con l'ausilio del sensore differenziale di pressione. Un foro di soli 4 mm di diametro è risultato ad esempio non adeguato facendo incrementare notevolmente il dP tra l'interno della camera e l'esterno. Con un foro più ampio (sezioni > 1 cm) la dP si mantiene invece nulla.

Figura 7 – Prova di tenuta



Prima delle misure in campo si è calcolata l'efficienza del circuito di misura, con l'utilizzo di una camera radon con all'interno una concentrazione di radon nota e misurata da un monitor di riferimento tarato all'ENEA (fig. 8). Tale validazione dell'apparecchiatura ha permesso inoltre di

valutare il ritardo nella misura introdotto dal percorso stesso che l'aria campionata deve seguire prima di giungere al rivelatore vero e proprio, dovuto soprattutto al tubo per il decadimento del toron e all'essiccatore (8 minuti). Ulteriori 20 minuti si hanno se si aggiunge in serie il contenitore da 5 litri per i suoli con elevato contenuto di toron.

Resta da validare l'efficienza complessiva utilizzando un sistema emanante con un flusso di riferimento.

Figura 8 - Taratura del sistema di misura



RISULTATI

Terminata una prima fase di test di funzionamento delle apparecchiature in Valle d'Aosta (Arnad e Aosta) la stazione di misura è stata posta in campo in siti prescelti (Casaccia ENEA – Saclay Francia) nell'ambito del progetto europeo EMPIR-TraceRadon per le prime prove effettive di misura e di interconfronto con altri apparati di misura del flusso radon congeniati dagli altri *partner*, che sfruttano la relazione (3) per ricavare l'esalazione radon [11].

Le misure effettuate nel sito all'ENEA Casaccia sono iniziate nella primavera 2022. In tale periodo è stato possibile testare sul sistema di misura ARPA due tipologie diverse di camere dinamiche. La prima, in acciaio, non ha fornito risultati congruenti con gli altri sistemi presenti, per via, probabilmente, del rapporto non ottimale tra volume e superficie di attacco al suolo e del materiale stesso utilizzato che favoriva un surriscaldamento eccessivo dell'aria interna, determinando una crescita smisurata ed irrealistica del flusso di radon dal suolo (>3000 Bq/m²/h). La camera d'acciaio è stata quindi sostituita da un contenitore di plastica di colore bianco che offre un miglior rapporto superficie volume pari a 9,8 (fig. 5) ed evita un eccessivo riscaldamento dell'aria interna. Il *vent* durante le prove alla Casaccia è stato lasciato libero senza collegare alcun tubo di separazione tra atmosfera outdoor e interna alla camera. Il *vent* è stato successivamente perfezionato durante le ulteriori prove sperimentali effettuate in Valle d'Aosta, prima dell'inizio della successiva campagna nel secondo sito a Saclay in Francia con l'aggiunta di un tubo di separazione tra atmosfera interna ed esterna.

Il flusso di estrazione dell'aria è stato regolato a 0,23 l/m all'uscita della camera (durante il percorso la velocità del flusso d'aria diminuisce fino ad arrivare a valle del sistema a 0,18 l/m).

L'incertezza per l'intero sistema di misura tenendo conto delle grandezze in gioco è stimato, considerando un tempo di campionamento orario, in circa il 19%. Non si conosce al momento la componente di incertezza dell'intero sistema rispetto ad un flusso di riferimento e pertanto in tabella 1 non è stata riportata l'incertezza sul valore medio stimato.

I risultati medi ottenuti nei siti di Arnad (AO) e presso L'ENEA-Casaccia sono presentati in tabella 1 e mostrano comunque un buon accordo, al di là delle difficoltà tecniche di misura riscontrate e delle diversità dei due suoli in esame: il primo a basso contenuto di radioattività e il secondo al contrario più alto. Il confronto al momento è stato fatto limitandosi al solo sistema ENEA.

Nel sito della Casaccia non è stato possibile confrontare i dati sull'intero periodo per l'assenza di misure continuative e per la presenza di anomalie nei dati. Le condizioni ambientali e in particolare l'ondata di alte temperature estive nel centro Italia hanno reso più aspre le condizioni di funzionamento degli strumenti, influenzando sulla correttezza delle misure. L'ordine di grandezza del flusso misurato con i sistemi nei due siti considerati (Casaccia e Arnad) è lo stesso, nonostante le differenze del suolo considerato sia in termini di concentrazione di radionuclidi naturali che di struttura (permeabilità, tessitura...). Osservando, inoltre, l'andamento in continuo delle misure mostrato in figura 7 si nota un marcato andamento giornaliero rilevato dal sistema ARPA. Non si comprende, però, al momento se l'andamento alternante dei valori sia imputabile alle sole fluttuazioni naturali del flusso o sia influenzato in parte dal sistema di misura stesso (temperatura e umidità interne alla camera d'accumulo).

Nel sito in Valle d'Aosta, il cui esito delle misure è ancora mostrato in tabella 1, è caratterizzato da un terreno drenante e da concentrazione di uranio inferiori rispetto alla Casaccia. Ne risultano valori di flusso minori sia col sistema ENEA che col sistema ARPA. Tali valori sono inoltre simili a quelli da letteratura [12] riscontrabili in Piemonte nel vicino Canavese (TO) pari a 57 ± 27 Bq/m²/h.

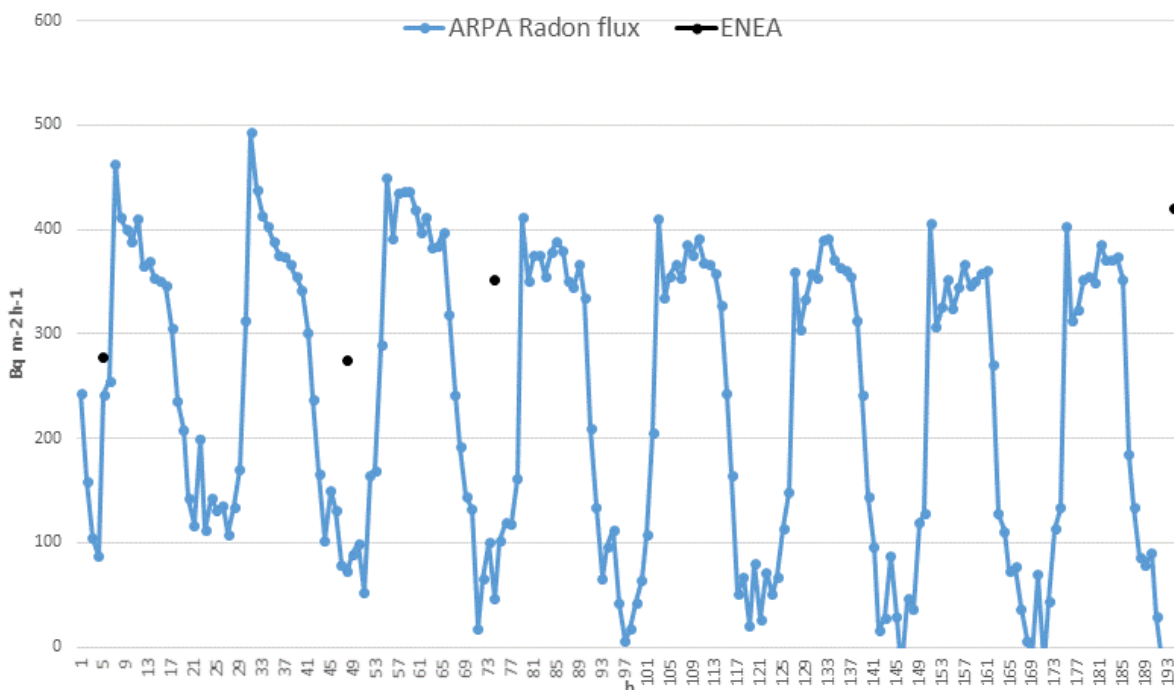
Nel sito di Saclay (Francia), invece, si è potuto testare lo strumento in un terreno caratterizzato da bassi contenuti di radioattività, ma estremamente poroso e permeabile. In figura 11 sono mostrati i valori di concentrazione sia di radon che di CO₂ raggiunti nella camera d'accumulo a Saclay. In figura 12 è invece mostrato il grafico dei corrispondenti flussi. Per il calcolo del flusso di CO₂ si è applicato lo stesso modello a compartimenti utilizzato per il radon con l'unica differenza che la CO₂ non decade e il contributo outdoor non è trascurabile. Il grafico mostra evidentemente una similitudine dell'andamento nel tempo dei due flussi. L'indice di correlazione R² è risultato uguale a 0,95 (fig.13) nell'ipotesi di semplice proporzionalità tra le due grandezze.

A Saclay i valori medi di flusso radon e di CO₂ misurati col sistema ARPA, nell'intervallo finora esaminato, sono di 58 ± 12 Bq/m²/h e 210 ± 42 mg/m²/h mentre nel sito ENEA Casaccia si è ottenuto un flusso medio di radon 218 ± 44 Bq/m²/h e di CO₂ di 256 ± 51 mg/m²/h (come è già stato detto nella valutazione dell'incertezza non è compresa la componente relativa all'efficienza del modello nella misura del flusso, in quanto non si ha a disposizione una taratura del sistema con un flusso di riferimento).

Tabella 1 – confronto tra valori medi in due siti differenti (sistemi ARPA, ENEA)

Sito	²²⁶ Ra Bq/kg	²³² Th Bq/kg	Caratteristiche generali del terreno	Sistema ARPA Camera dinamica Bq/m ² /h	Sistema ENEA Camera d'accumulo Bq/m ² /h
ENEA Casaccia	120	230	Compatto argilloso	-	203 (31/3/22 – 13/4/22)
				218 (10/5/22 – 18/5/22)	331 (10/5/22 – 18/5/22)
Arnad (AO)	40	50	Non compatto drenante	-	46 (gennaio)
				17 (luglio)	34 (luglio)

Figura 9 – Andamento del flusso misurato con diversa strumentazione – Sito ENEA Casaccia



È possibile che la presenza della camera di accumulo influenzi i moti di trasporto e scambio tra gas del suolo e atmosfera e che l'andamento alternante mostrato in figura 9 non sia del tutto un fenomeno naturale. I parametri ambientali misurati internamente alla camera, come ad esempio la temperatura, sono, infatti, correlati al flusso (fig. 10).

Figura 10 – Andamento del flusso misurato e temperatura interna alla camera – Sito ENEA Casaccia

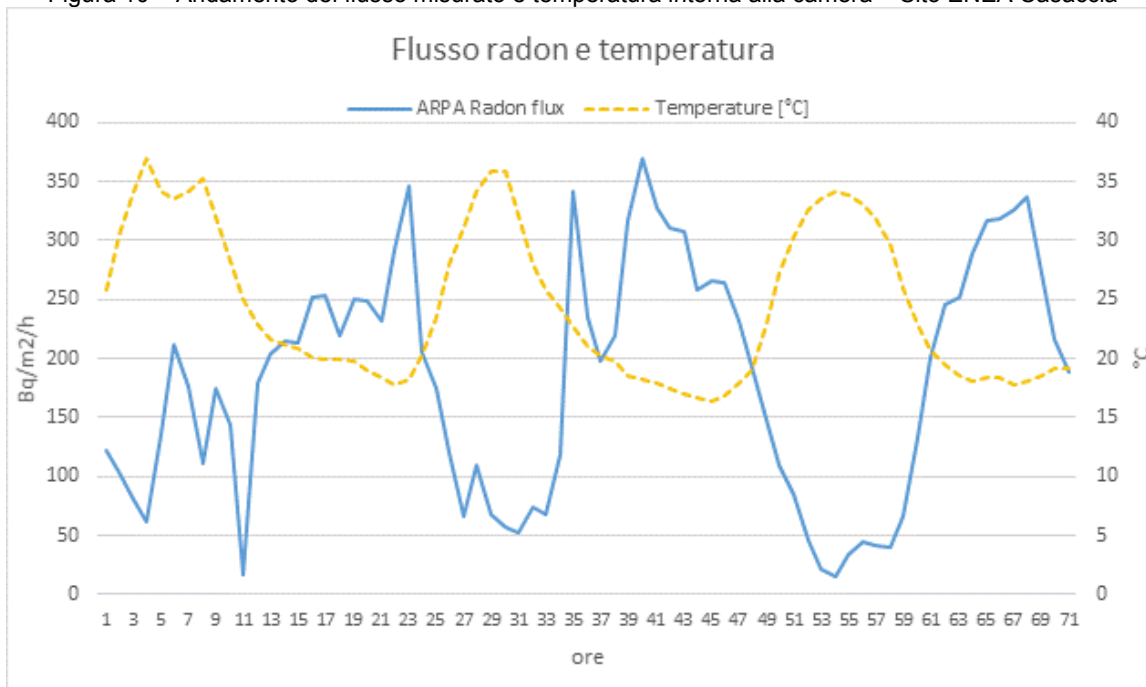


Figura 11 – Concentrazione di CO₂ e di attività radon nella camera di accumulo

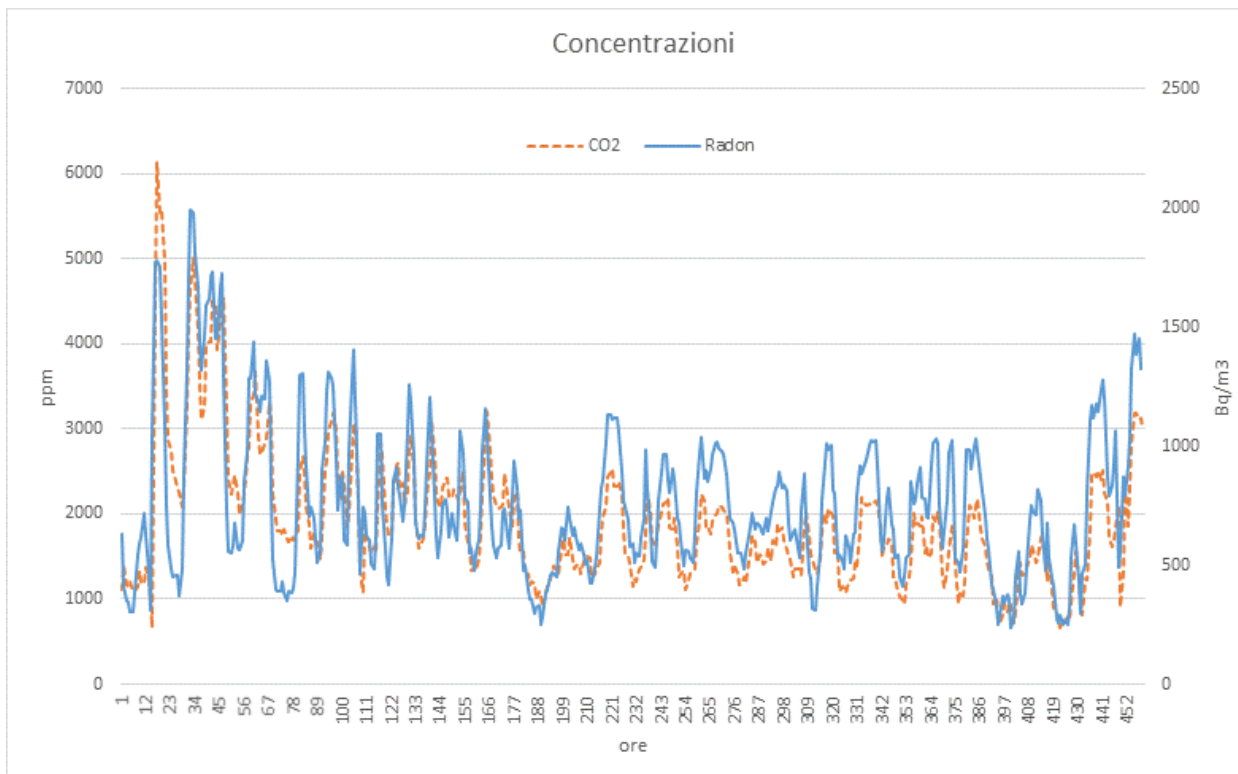


Figura 12 – Andamento del flusso di CO₂ e radon misurato dal sistema ARPA

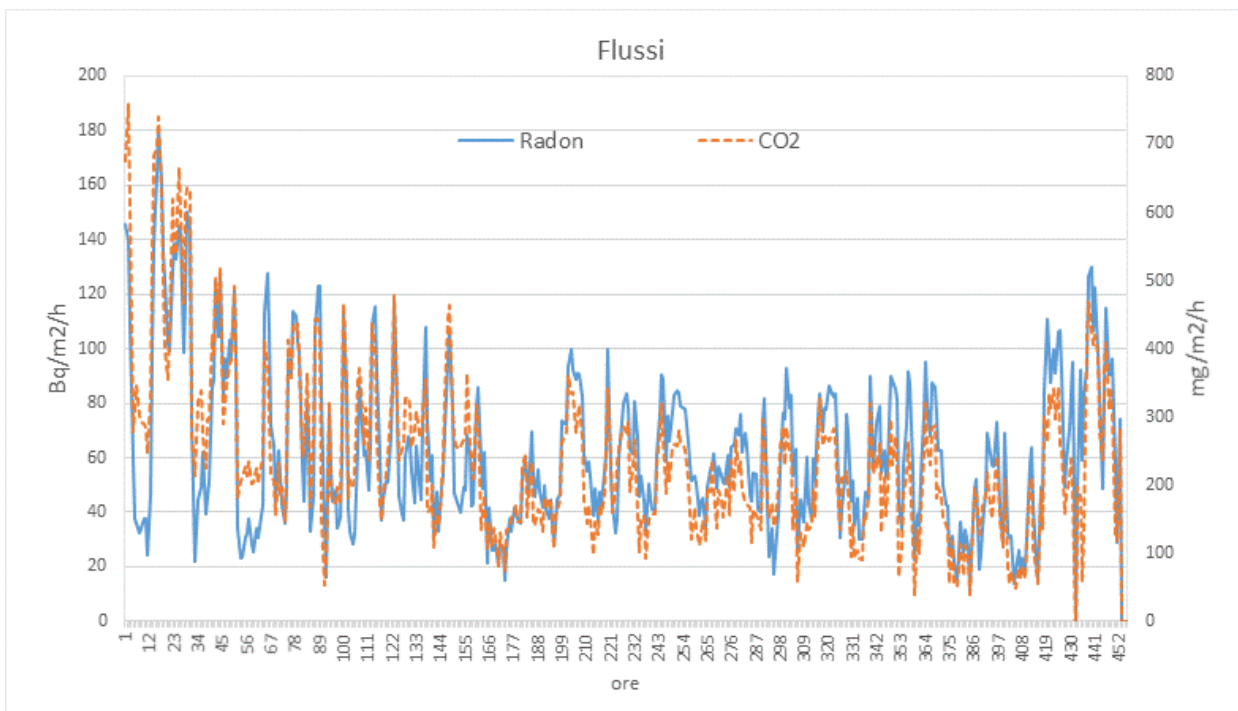
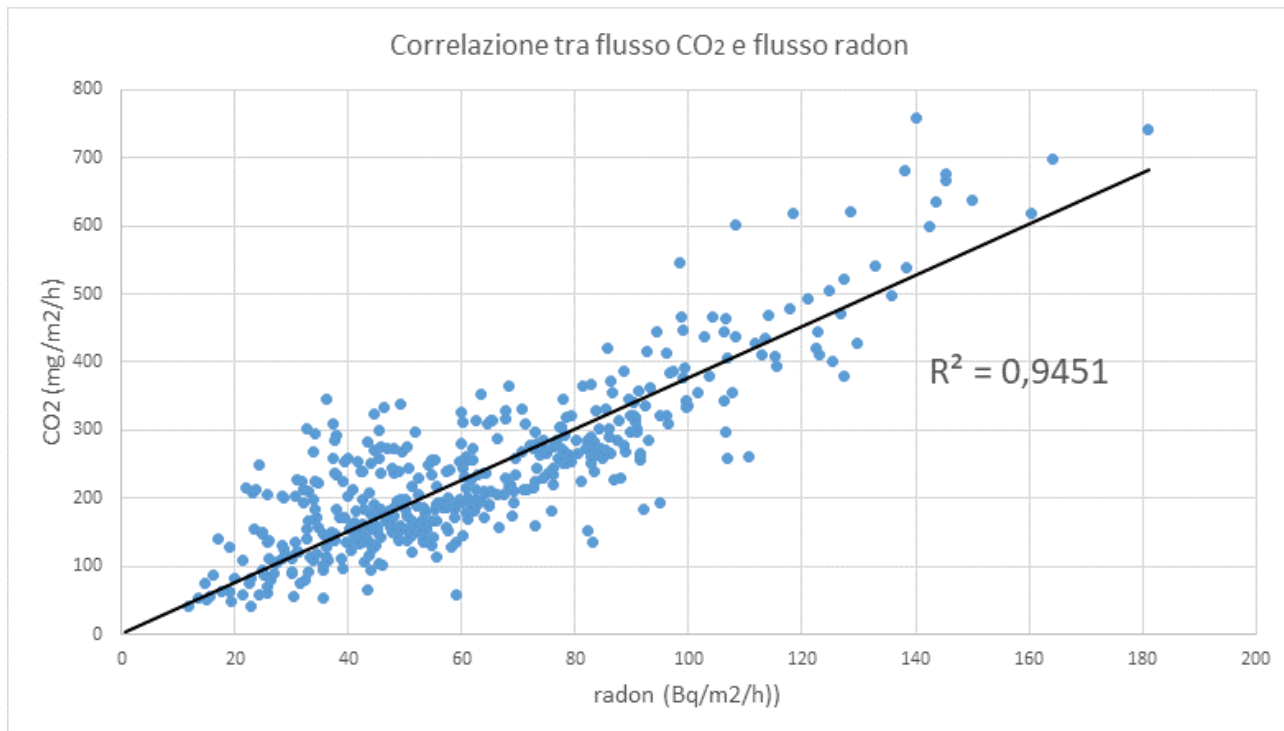


Figura 13 – Correlazione tra la concentrazione radon e la CO₂ interne alla camera dinamica



CONCLUSIONI

In conclusione, nonostante le difficoltà tecniche riscontrate dovute anche alla notevole permanenza in campo aperto della strumentazione, i dati raccolti sono incoraggianti. L'ordine di grandezza dei valori ottenuti tra gli strumenti confrontati è stato quasi sempre il medesimo anche se restano da risolvere alcune criticità tra cui il corretto dimensionamento del ricambio d'aria e della camera dinamica, al fine che la misura stessa non sia perturbata. Il sistema ARPA necessita, ancora, di una validazione in laboratorio con un flusso di riferimento.

Per quanto riguarda l'analisi dei dati di flusso CO₂ e del radon si ottiene, nei diversi siti, un'ottima correlazione. A Saclay e all'ENEA i flussi di radon dal suolo sono evidentemente diversi a causa del diverso contenuto radionuclidi naturali nel suolo e delle differenze strutturali (porosità, fratturazione...). Per la CO₂ non è invece noto il termine di sorgente profondo. L'ottima correlazione tra flusso radon e CO₂ in ciascun sito fa presupporre l'utilità di tale studio anche per valutare in generale la capacità o meno di un suolo di emanare i gas in esso presenti.

Gli spunti di approfondimento e le problematiche da investigare sono in conclusione numerose e perciò si intende proseguire lo studio in futuro, nell'ottica di installare una stazione permanente in grado di raccogliere dati non solo di flusso, ma anche di concentrazione radon nel suolo, e di radon e CO₂ outdoor in modo continuativo.

RINGRAZIAMENTI

Si ringraziano tutti i colleghi della collaborazione Traceradon per l'opportunità fornita di confronto sperimentale e teorico e la ditta mi.am per la fornitura dei sensori necessari.

Bibliografia

1. G. S. Gordeev et al,(2019), Technical equipment of radon advective flux density measurements from the soil. AIP Conference Proceedings 2174, 020101;
2. Grossi et al, (2014) , First estimation of CH₄ fluxes using the ²²²Rn Tracer Method over the central Iberian Peninsula. Air Pollution XXII 233;
3. Wilkening M.H,Hand J.E. (1960), Radon Flux at the Earth-Air Interface. Journal of Geophysical Research, Vol 65 n 10;
4. L. R. Stieff, P. Kotrappa, J. Bigu (1996), Passive EPERM radon flux monitors for measuring undisturbed radon flux from the ground. Environmental Science;
5. Chao, C.Y.H. Tung, T.C.W. Chan, D.W.T. and Burnett, J. (1997), Determination of Radon Emanation and Back Diffusion Characteristics of Building Materials in Small Chamber Tests. Building and Environment 32, 355-362;
6. N. Jonassen (1983), The determination of radon exhalation rates, Health Physics, 45, 369-376;
7. ISO 11665-7 Measurement of radioactivity in the environment — Air: radon-222 — Part 7: Accumulation method for estimating surface exhalation rate;
8. Masahiro Hosoda, T. I. (2011). Development and application of a continuous measurement system for radon exhalation rate. REVIEW OF SCIENTIFIC INSTRUMENTS;
9. Yanliang Tan, H. K.-Y. (2015). Improving the quality of the “ventilation chamber” technique for surveying the radon exhalation rate continuously. Stoch Environ Res Risk Assess;
10. mi.am (2022). Radon Mapper - <https://miam.it/en/radon-mapper/>;
11. ANSTO, Werczynski,(2020) Automatic Radon Flux measurement system AutoFlux. User Manual;
12. Magnoni, M.; Bellina, L.;Bertino, S.; Bellotto, B.; Chiaberto, E., (2022), E. Evaluation of the Terrestrial ²²²RnFlux from ²¹⁰Pb Deposition Measurements. Environments;
13. Marco Zecchiaroli (2022) ENEA system for radon flux measurements developed in traceRadon European project. Tesi di Laurea - Sapienza Università di Roma.

Determinazione della concentrazione di attività di radon (^{222}Rn) in acqua destinata al consumo umano: tecniche di misura a confronto

Eleonora Ragozzino¹, Anna Mastroberardino², Salvatore Procopio³

¹ Dipartimento di Fisica, Università della Calabria, Rende

² Dipartimento di Fisica, Università della Calabria, Rende Gruppo INFN Collegato di Cosenza, Italia

³ ARPACal, Laboratorio fisico Ettore Majorana Dipartimento di Catanzaro (CZ)

eleonoraragozzino@hotmail.it

Riassunto

Nello studio vengono esaminate le tecniche di misura impiegate per la determinazione della concentrazione di attività volumetrica di radon in acqua, presso il laboratorio Majorana dell'Arpacal, accreditato per la prova ISO 13164-3:2013. Il test è stato effettuato su un campione di una sorgente di acqua con un livello medio annuo di concentrazione di attività ricadente nell'intervallo tra $(60 - 80) \pm 10$ Bq/l di radon; sono stati confrontati i risultati ottenuti con metodo di prova normato che impiega un rivelatore al silicio e un metodo analitico non normato che utilizza uno scintillatore a stato solido. Entrambe le tecniche soddisfano a pieno i requisiti tecnici proposti dalle norme ISO 13164-3:2013 o UNI ISO 13164-3:2021 e la normativa di riferimento, decreto legislativo n. 28/2016. La stessa, considera infatti un parametro di riferimento specificatamente al il gas radon disciolto in acqua in termini di concentrazione di attività media annuale.

INTRODUZIONE

Il laboratorio Ettore Majorana dell'Arpocal di Catanzaro effettua la misurazione del gas radon in tutte le matrici ambientali, ed in particolare in acqua destinata al consumo umano.

La regione Calabria ^[1] presenta elementi geologici e rocce uranifere in grado di determinare un potenziale aumento della concentrazione di attività di gas radon nell'aria e nell'acqua. Quest'ultimo è uno dei vettori di incorporazione di sostanze radioattive nel corpo umano. Le caratteristiche chimicofisiche, in particolar modo, il tempo di dimezzamento e la solubilità del gas radon, facilitano il trasporto a notevoli distanze con vettori fluidi. Un altro elemento predisponente per la presenza di gas radon è rappresentato dalla densità di faglie, numerose nel territorio calabro.

L'obiettivo perseguito nello studio è quello di confrontare due metodi di misura impiegati per la determinazione della concentrazione di attività del gas radon in acqua destinata al consumo umano: i sistemi IDRA - MR1 con acquakit, in cui le due catene strumentali utilizzate impiegano entrambe la tecnica emanometrica per liberare il radon dall'acqua e stimano la concentrazione di attività di radon. Inoltre, gli apparati di conteggio sfruttano metodi di rivelazione diversi.

Entrambe le tecniche soddisfano a pieno i requisiti tecnici proposti dalle norme tecniche ISO 13164-3:2013 UNI ISO 13164-3:2021 e dalla normativa di riferimento (decreto legislativo n. 28/2016).

Per attuare il confronto è stato eseguito un campionamento di varie aliquote, durante un monitoraggio di una sorgente di acqua con un livello medio annuo di concentrazione di attività ricadente nell'intervallo tra $(60 - 80) \pm 10$ Bq/l di radon.

Nell'allegato III della stessa direttiva europea e del decreto n. 28/16, vengono suggerite le caratteristiche di prestazione e i metodi di analisi. In particolare, per la misura della concentrazione di attività di radon viene indicato un limite di rivelazione che deve necessariamente avere la catena strumentale, pari a 10 Bq/l, equivalente al 10% del valore di parametro previsto di 100 Bq/l.

METODI E MATERIALI

Le misure sui campioni d'acqua sono state effettuate utilizzando dei contenitori da 303 ml. Il campionamento è stato realizzato con un contenitore di volume pari a 5 l, e successivamente tramite un apposito sistema che permette la separazione del campione in aliquote di volume più piccolo. Il campione è stato suddiviso in 5 aliquote del volume di 303 ml per poter operare la misura della concentrazione di attività con le due diverse tecniche di misura sopra elencate e verificarne la riproducibilità.

Nel laboratorio fisico Ettore Majorana dell'Arpacal è presente un sistema che permette la separazione delle aliquote a partire da uno stesso campione; questo sistema è chiamato S2PF Transfer ed è stato ideato in situ. (Figura 1)

Figura 1 - Sistema di ripartizione del campione di acqua S2PF Transfer



Le misure sono state effettuate in condizioni di equilibrio secolare.

Il primo sistema utilizzato è il sistema IDRA (Attività minima rilevabile 2 Bq/l^[2]) in grado di determinare la concentrazione di attività di gas radon (²²²Rn) mediante la tecnica di degassamento e la rivelazione delle particelle alfa emesse dal polonio (²¹⁸Po).

I dati ottenuti sono stati determinati utilizzando la relazione [1]:

$$[^{222}\text{Rn}] = \left\{ \frac{N_{\alpha} - N_{\text{fondo}}}{V \cdot \tau \cdot 3 \cdot \varepsilon_{\text{riv}} \varepsilon_{\text{deg}}} \right\} e^{-[\lambda_{\text{Rn}} \Delta t]} \quad [1]$$

Dove [²²²Rn] è la concentrazione di radon in acqua espressa in Bq/l; $N_{\alpha} - N_{\text{fondo}}$ è il numero di conteggi netti; V è il volume del campione in litri; τ è il tempo di conteggio in secondi;

$\varepsilon_{\text{rivelazione}}$ è l'efficienza del rivelatore; $\varepsilon_{\text{degassamento}}$ è l'efficienza di degassamento; Δt è l'intervallo di tempo tra il prelievo e la fase di conteggio; λ_{Rn} è la costante di decadimento del gas radon.

Il sistema di misura ha un'incertezza media del 12% e il limite di rilevabilità è ben al di sotto delle indicazioni fornite dalla Direttiva Europea 2013/51/EURATOM.

Il sistema IDRA è riportato in Figura 2.

Figura 2 - Sistema IDRA per la determinazione della concentrazione di attività del radon e campione nel momento della tecnica del degassamento.



Il secondo sistema di misura adoperato è l'MR1 con acqua kit, costituito da una camera a ionizzazione, la più nota cella di Lucas. In questo caso si stima che la incertezza associata alla singola misura sia < 20% (errore di conteggio, perdita di radon nel contenitore del campione) con un M.A.R. 3 Bq/l.

La tecnica è in grado di determinare la concentrazione di attività di gas radon (^{222}Rn) mediante la tecnica di degassaggio e la rivelazione delle particelle alfa emesse dal radon (^{222}Rn). I dati ottenuti sono stati determinati utilizzando la relazione [2]:

$$[^{222}\text{Rn}] = \left\{ \frac{N_{\text{medi}} - N_{\text{fondo}}}{S \cdot 1000} \right\} \cdot CF \quad [2]$$

Dove $[^{222}\text{Rn}]$ è la concentrazione di radon in acqua espressa in Bq/l; N_{medi} : rappresenta la media dei conteggi al minuto nell'intervallo di misura; N_{fondo} sono i conteggi al minuto del fondo della cella; S è la sensibilità della cella a scintillazione espressa in cpm/Bq/m³; CF è il fattore di taratura del sistema.

Il sistema MR1 con acquakit è riportato in Figura 3.

Figura 3 - Sistema MR1 con acqua kit



Il campionamento è stato effettuato dallo stesso operatore in modo da normalizzare le incertezze associate alla fase del prelievo.

RISULTATI

La concentrazione di radon media misurata nella sorgente in questione ricade nell'intervallo tra $(60 - 80) \pm 10$ Bq/l.

Di seguito vengono riportati i dati ottenuti per diversi campionamenti nell'intervallo di tempo dal 2018-2022.

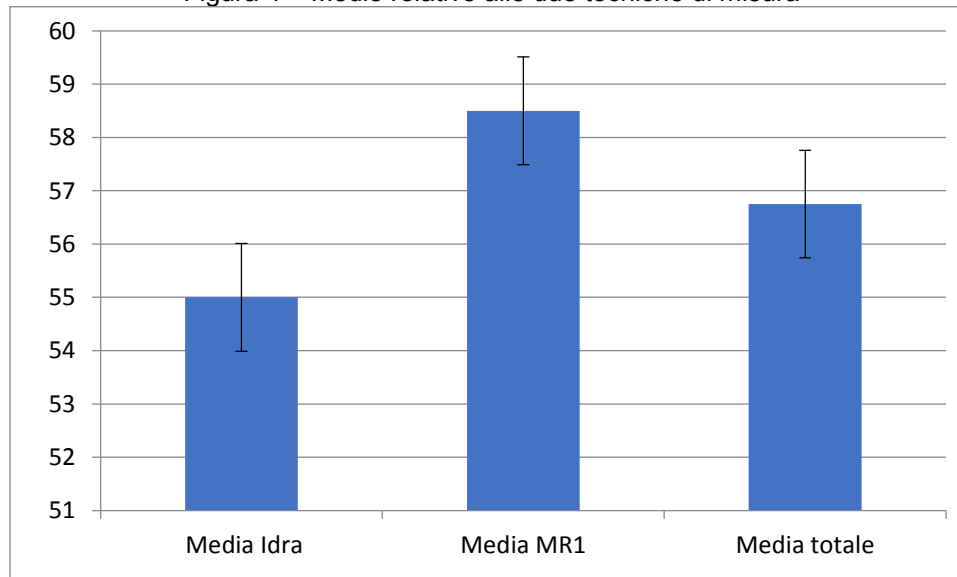
Tabella 1 - Dati

Data del campionamento	Concentrazione Bq/l
11/03/2018	84,0 ± 10,0 (IDRA)
11/03/2018	87,0 ± 10,0 (IDRA)
24/05/2018	55,1 ± 4,9 (MR1)
27/04/2022	58,4 ± 7,0 (MR1)
27/04/2022	58,2 ± 6,9 (MR1)
27/04/2022	58,9 ± 7,0 (MR1)
27/04/2022	54,0 ± 6,0 (IDRA)
27/04/2022	56,0 ± 7,0 (IDRA)

Per verificare che le due tecniche di misura sono equivalenti, e che quindi il risultato ottenuto è indipendente dalla tecnica utilizzata fra le due, è stato effettuato un test di significatività.

In Figura 4 sono state calcolate le medie relative ad uno stesso campione, prelevato in una giornata, con le due diverse tecniche di misura. Si osserva, supportati dai test di significatività effettuati, che le medie sono confrontabili e che i risultati ottenuti possono appartenere alla stessa popolazione di dati. Pertanto è stato determinato il valore medio della concentrazione di attività di radon della sorgente esaminata.

Figura 4 – Medie relative alle due tecniche di misura

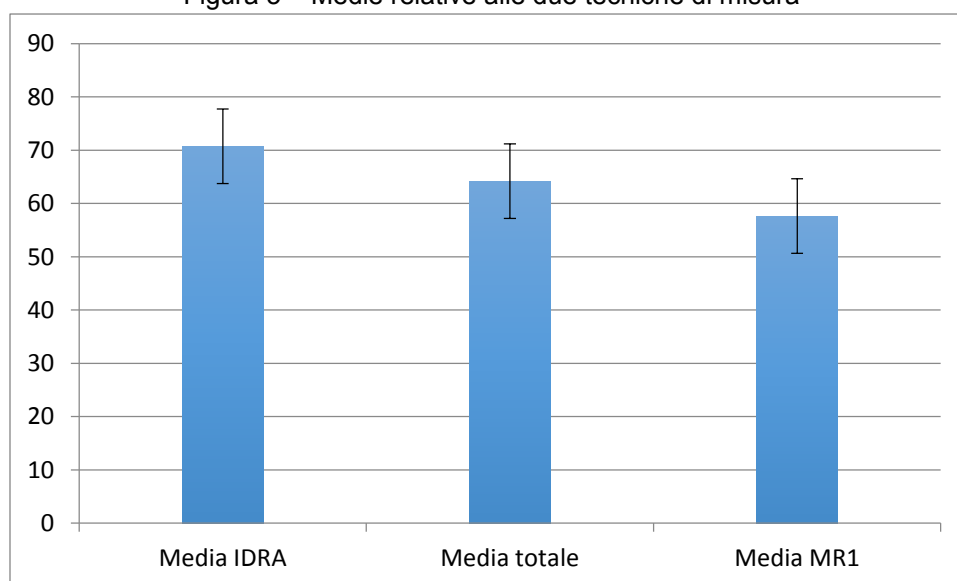


E' possibile osservare inoltre che la media ottenuta, anche se ricavata in intervalli di tempo diversi è confrontabile con risultati acquisiti in anni precedenti.

Confortati da questi ulteriori elementi, sono state calcolate le medie relative ai valori ottenuti con le due catene strumentali indipendentemente dal periodo di prelievo.

In Figura 5 vengono riportati i risultati di questa ulteriore verifica.

Figura 5 – Medie relative alle due tecniche di misura





XXXVIII Congresso Nazionale Airp
Milano, 28 – 30 settembre 2022

In Figura 5 vengono riportate le medie corrispondenti alle due tecniche di misura e il valore della media totale utilizzando tutti i dati acquisiti.

DISCUSSIONE

Con i risultati di questo studio è possibile affermare che le concentrazioni di radon misurate con due tecniche di misura diverse si possono considerare come appartenenti alla stessa popolazione di dati e che, di conseguenza, le due tecniche di misura sopra descritte sono indipendenti e si possono usare, almeno su questi livelli di concentrazioni di radon, indipendentemente.

Il test di confronto è stato effettuato su una sorgente che ha una concentrazione di attività media stimata su più anni pari a $(64,2 \pm 7,3)$ Bq/l. Se si assume questo valore come vero, la sorgente analizzata rispetta i valori di parametro del decreto legislativo e quindi non rappresenta un rischio radiologico per la popolazione, viste anche le risultanze effettuate sugli altri parametri di screening, indicati dalla norma.

Bibliografia

- [1] C. Tansi e VV. *Interpretation of radon anomalies in seismotectonic and tectonic-gravitational settings: the south-eastern Cratigraben (northern Calabria Italy)*, Elsevier Tectonophysics 396 (2005) 181-193
- [2] S. Grande S. Risica *Radionuclides in drinking water: the recent legislative requirements in the European Union* Journal of Radiological Protection, 35 (2015) 1-19
- [3] Guida tecnica sulle misure di radioattività ambientale: H₃, α e β totale in acque potabili, α e β emettitori artificiali e naturali in matrici ambientali AGF-T- GTE-03-01

Effetto di somma in coincidenza (ES): metodi di correzione applicati presso il Laboratorio Sogin della Centrale nucleare di Latina.

E. Calamai¹, G. Deodato¹, A. M. Esposito¹, M. Gianni¹, G. Sorrentino¹

¹Sogin Centrale Nucleare di Latina via Macchia Grande 6, 04100 - LATINA

E-mail: gianni@sogin.it

Riassunto

Nella spettrometria gamma ad alta risoluzione con rivelatori al Germanio Iperpuro una delle correzioni di cui tener conto in fase di analisi spettrale è dovuta all'effetto di somma in coincidenza (ES). Questo effetto si verifica, per un dato radionuclide, quando due o più fotoni prodotti da un singolo evento di disintegrazione sono rivelati contemporaneamente. Ne risulta la comparsa di picchi somma nello spettro di acquisizione e una perdita di conteggi nel picco fotoelettrico con conseguente errore nel calcolo quantitativo dell'attività.

Molti dei moderni software di acquisizione gamma consentono di applicare correzioni sfruttando metodi spettrometrici avanzati. In alternativa, opportuni fattori correttivi possono essere stimati attraverso misure sperimentali¹.

Lo scopo di questo lavoro è quello di presentare i risultati ottenuti nel Laboratorio della Centrale nucleare di Latina applicando entrambe le procedure. In un caso è stato utilizzato il metodo di correzione implementato da ORTEC nel software GammaVision (TCC True Coincidence Correction), nell'altro, i fattori correttivi sono stati determinati sperimentalmente. La verifica dei metodi è stata effettuata con l'ausilio di sorgenti multigamma certificate e di campioni di interconfronti IAEA-TEL (Terrestrial Environment Laboratory).

Il metodo di correzione TCC integrato in GammaVision è stato utilizzato per l'analisi di filtri tracciati con Cs-134 e Ag-110m (IAEA-TEL-2019-03 e IAEA-TEL-2020-03).

Nell'ambito degli interconfronti IAEA-TEL-2020-03 e IAEA-TEL-2021-03, la determinazione del Ba-133 e del Cs-134 in campioni acquosi misurati in geometria "bottiglia da un litro riempita fino a 0,5 litri", è stata effettuata applicando opportuni fattori correttivi (Fc). I fattori sono stati stimati sperimentalmente nel nostro Laboratorio utilizzando campioni di controllo certificati.

Un'ulteriore prova è stata effettuata sottoponendo ad analisi gamma un filtro certificato contenente Am-241, Cs-137 e Co-60 (radionuclidi di interesse per la Centrale Nucleare di Latina). Tra questi radionuclidi solamente il Co-60 dà effetto di somma in coincidenza. Applicando il metodo TCC si sono ottenuti risultati consistenti con i valori di attività certificati per tutti e tre i radionuclidi.

In conclusione, è possibile affermare che, per le geometrie di conteggio prese in esame (filtro e bottiglia da un litro riempita con 0,5 litri), si riesce a correggere l'effetto di sottostima derivante dalla somma in coincidenza utilizzando rispettivamente i metodi sopra descritti.

INTRODUZIONE

In fase di analisi spettrale, nella spettrometria gamma ad alta risoluzione con rivelatori al Germanio Iperpuro, una delle correzioni di cui tener conto è dovuta all'effetto di somma in coincidenza (ES). Tale effetto si verifica, per un dato radionuclide, quando due o più fotoni prodotti da un singolo evento di disintegrazione sono rivelati contemporaneamente. Ne risulta la comparsa di picchi somma nello spettro di acquisizione e una perdita di conteggi nel picco fotoelettrico con conseguente errore nel calcolo quantitativo dell'attività.

¹ UNI 11665:2017 - Determinazione di radionuclidi gamma emettitori mediante spettrometria gamma ad alta risoluzione

L'effetto dipende dal radionuclide ed è tanto più significativo quanto più la geometria di misura è prossima al rivelatore e quanto maggiore è l'efficienza del rivelatore impiegato. Filtri e smear sono tra i campioni più critici, almeno che non si utilizzino opportuni distanziatori durante il conteggio. Molti dei moderni software di acquisizione gamma consentono di applicare opportune correzioni sfruttando metodi spettrometrici avanzati. In alternativa, opportuni fattori correttivi possono essere stimati attraverso misure sperimentali, come suggerito dalla UNI 11665.

OBIETTIVO

Lo scopo di questo lavoro è quello di presentare i risultati ottenuti nel Laboratorio della Centrale Nucleare di Latina applicando entrambe le procedure. In un caso è stato utilizzato il metodo di correzione implementato da ORTEC nel software GammaVision, nell'altro, i fattori correttivi sono stati determinati sperimentalmente.

La verifica dei metodi è stata effettuata con l'ausilio di sorgenti multigamma certificate e di campioni di interconfronti IAEA-TEL (Terrestrial Environment Laboratory).

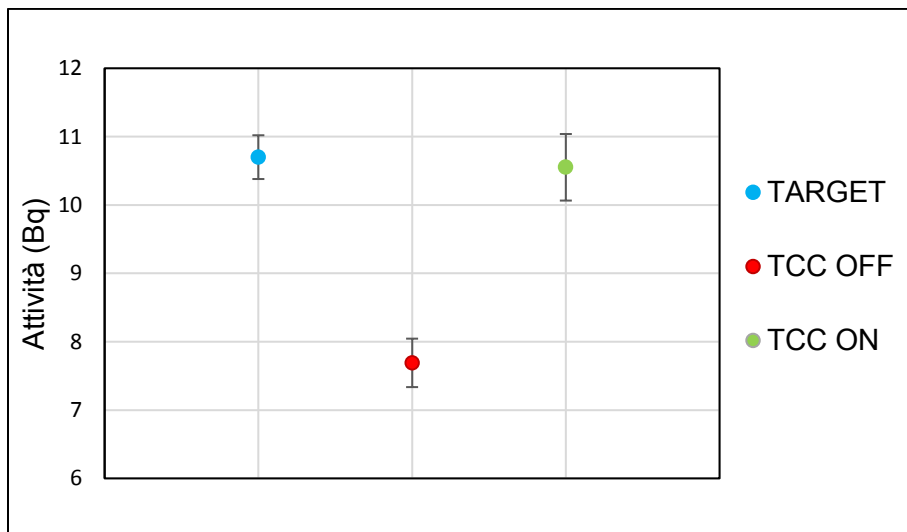
DATI SPERIMENTALI

CORREZIONE DELL'EFFETTO SOMMA MEDIANTE IMPIEGO DEL SOFTWARE GAMMAVISION TCC (TRUE COINCIDENCE CORRECTION)

Operativamente il metodo di correzione TCC integrato in GammaVision richiede l'impiego di una sorgente di taratura multigamma costituita sia da radionuclidi affetti da somma in coincidenza sia da radionuclidi che non danno tale effetto. Per la taratura dei rivelatori al Germanio iperpuro in uso presso il laboratorio della centrale nucleare di Latina, è stato utilizzato un filtro certificato contenente la seguente miscela radionuclidica (mix TCC): Am-241, Cd-109, Co-57, Ce-139, Hg-203, Sn-113, Cs-134, Cs-137, Mn-54, Y-88, Zn-65. Il Co-60 non deve essere presente a causa dell'interferenza con il picco somma del Cs-134 a 1173 keV.

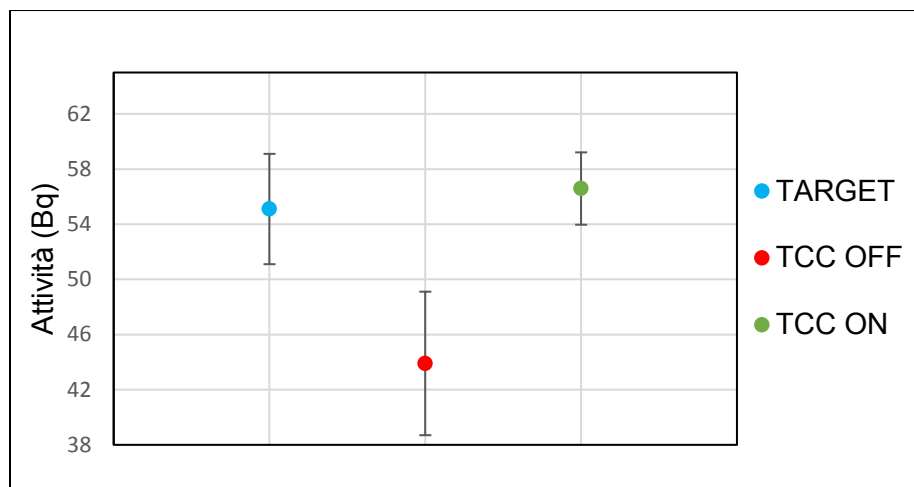
Nei grafici seguenti si riportano le misure effettuate nell'ambito degli interconfronti IAEA-TEL-2019-03 e IAEA-TEL-2020-03 su filtri tracciati con Cs-134 e Ag-110m, entrambi affetti da somma in coincidenza.

Figura 1 – IAEA-TEL-2019-03 FILTER 05 Cs-134



Correzione dell'effetto somma mediante software GammaVision (TCC) per la determinazione del Cs-134 su filtro (FILTER 05 interconfronto IAEA-TEL-2019-03)

Figura 2 – IAEA-TEL-2020-03 FILTER 05 Ag-110m



Correzione dell'effetto somma mediante software GammaVision (TCC) per la determinazione dell'Ag-110m su filtro (FILTER 05 interconfronto IAEA-TEL-2020-03)

CORREZIONE DELL'EFFETTO SOMMA MEDIANTE DETERMINAZIONE DI FATTORI SPERIMENTALI

Questo metodo è stato applicato per la determinazione del Ba-133 e del Cs-134 contenuti in campioni liquidi conteggiati in geometria "bottiglia da 1 litro riempita con 0,5 litri a diretto contatto con il rivelatore". La scelta di applicare fattori correttivi sperimentali, piuttosto che effettuare una correzione tramite software è stata dettata dal fatto che la sorgente di taratura utilizzata (QCY) non è idonea per la correzione mediante software. La miscela QCY, infatti, non contiene il Cs-134.

Per la determinazione sperimentale dei fattori correttivi sono stati utilizzati i campioni di controllo forniti nell'ambito degli interconfronti IAEA-TEL 2020 e 2021. I fattori di correzione F_c sono stati calcolati come rapporto tra i valori certificati di attività dei campioni di controllo e le attività sperimentali. Le incertezze sono state stimate come deviazione standard di F_c ricavati da ripetute misure.

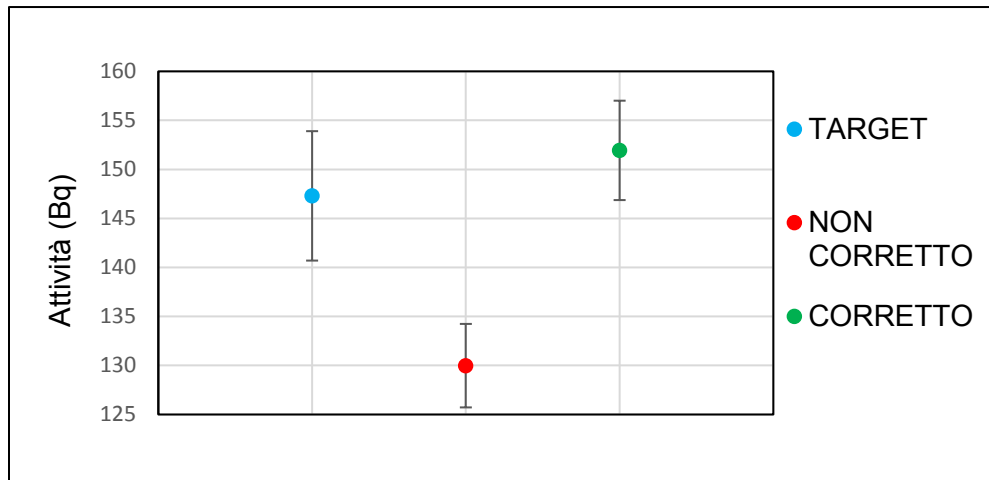
$$F_c \text{ Ba-133} = 1,15 \pm 0,01$$

$$F_c \text{ Cs-134} = 1,15 \pm 0,02$$

I fattori correttivi sono stati poi applicati per la correzione delle attività di campioni incogniti analizzati sempre nell'ambito di interconfronti. L'incertezza degli F_c è stata considerata nel computo dell'incertezza totale associata all'attività. I campioni di controllo utilizzati per la determinazione degli F_c sono stati conteggiati nella stessa geometria di misura dei campioni incogniti.

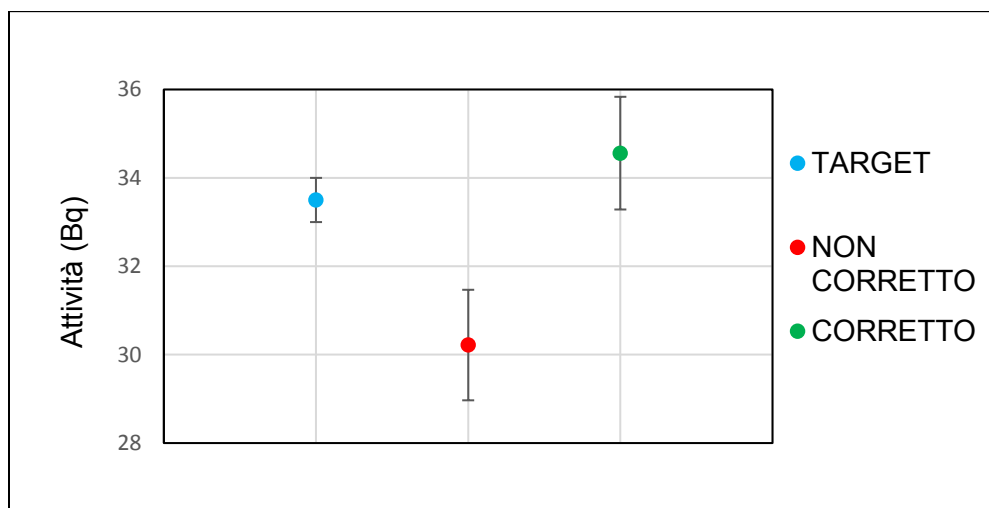
Di seguito si riportano due grafici esemplificativi, uno per il Ba-133 e l'altro per il Cs-134.

Figura 3 – IAEA-TEL-2021-03 WATER 02 Ba-133



Correzione dell'effetto somma mediante applicazione di fattori correttivi sperimentali per la determinazione del Ba-133 in un campione di acqua (WATER 02 interconfronto IAEA-TEL-2021-03)

Figura 4 – IAEA-TEL-2020-03 WATER 01 Cs-134



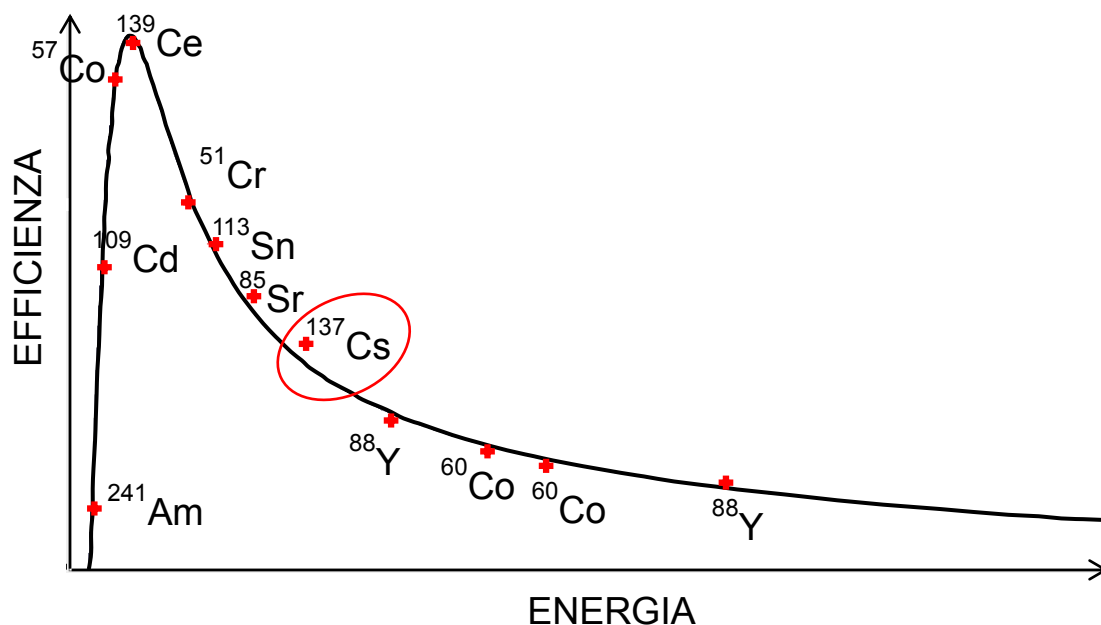
Correzione dell'effetto somma mediante applicazione di fattori correttivi sperimentali per la determinazione del Cs-134 in un campione di acqua (WATER 01 interconfronto IAEA-TEL-2020-03)

OSSERVAZIONI

Un'ulteriore prova è stata effettuata sottoponendo ad analisi gamma un filtro certificato contenente Am-241, Cs-137 e Co-60. Tra questi radionuclidi solamente il Co-60 dà effetto di somma in coincidenza. *Applicando il metodo di correzione TCC si sono ottenuti risultati consistenti* con i valori di attività certificati per tutti e tre i radionuclidi. In questo modo è stato verificato che il metodo TCC integrato in GammaVision può essere impiegato non solo per l'analisi di radionuclidi affetti da somma in coincidenza, ma anche per radionuclidi che non danno tale effetto, con un considerevole risparmio di tempo qualora si debbano analizzare campioni contenenti miscele di diversi radionuclidi.

Inoltre, si è osservato che per la geometria "filtro a contatto con il rivelatore" l'attività del Cs-137 risulta sistematicamente sovrastimata di circa un 10% quando non si applica il metodo TCC e l'analisi viene effettuata utilizzando una curva di efficienza costruita con sorgente QCY. Viceversa, se si applica il metodo di correzione TCC e come sorgente di taratura si utilizza il mix TCC, l'errore si riduce sotto al 2%. L'effetto di sovrastima è ragionevolmente dovuto alla presenza nella sorgente QCY dell'Y-88 e del Co-60. Essendo entrambi affetti da somma in coincidenza, se non si applicano correzioni, si ha un'apparente diminuzione dell'efficienza fotoelettrica, con conseguente "abbassamento" della curva di taratura che poi si traduce in una sovrastima dell'attività del Cs-137 in fase di analisi.

Figura 5 – Curva taratura in efficienza per la geometria filtro con mix QCY



Effetto di sottostima dell'efficienza fotoelettrica del Cs-137 nella curva di taratura ottenuta per la geometria filtro con miscela radionuclidica QCY.

CONCLUSIONI

I dati sperimentali descritti nel paragrafo precedente dimostrano che i risultati dei filtri ottenuti con la correzione dell'effetto somma mediante software GammaVision sono consistenti con i valori target certificati entro le incertezze sperimentali. Viceversa, non applicando tale correzione le attività di Cs-134 e Ag-110m sono significativamente sottostimate (-28% e -20%, rispettivamente). È stato inoltre verificato, mediante impiego di filtri certificati, che il metodo di correzione TCC integrato in GammaVision può essere applicato anche per campioni che contengono radionuclidi non affetti da somma in coincidenza.

Per campioni liquidi, non avendo a disposizione una sorgente di taratura idonea per poter applicare la correzione tramite software, sono stati applicati dei fattori correttivi determinati per via sperimentale. Anche in questo caso, i risultati ottenuti per Ba-133 e Cs-134 sono consistenti con i valori target certificati entro le incertezze sperimentali. Di contro, non effettuando alcuna correzione si commette un errore di sottostima di circa il 10% per entrambi i radionuclidi.

BIBLIOGRAFIA

Gamma Vision versione V.8.1 software user manual

UNI 11665:2017 - Determinazione di radionuclidi gamma emettitori mediante spettrometria gamma ad alta risoluzione



PG - Premio giovani

DOIN: un nuovo dosimetro elettronico personale per neutroni

Alessandro Calamida¹, A. Fontanilla¹, A. I. Castro Campoy¹, T. Napolitano¹, R. Bedogni¹

¹ INFN, Laboratori Nazionali di Frascati, via Enrico Fermi 40, 00044, Frascati (RM), Italia

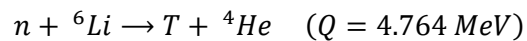
alessandro.calamida@Inf.infn.it

Riassunto

Nell'ambito del progetto DOIN (INFN Frascati) è stato sviluppato un prototipo di dosimetro elettronico personale per neutroni con l'ambizione di minimizzare la variabilità energetica ed angolare della risposta in equivalente di dose personale $H_p(10)$. Il disegno innovativo, basato su una combinazione di sensori elettronici ed un moderatore opportunamente sagomato, ha ottenuto sia il brevetto italiano sia quello USA. Le prove sperimentali hanno dimostrato che la sua risposta è in linea con i requisiti di variabilità energetica ed angolare previsti dalla norma IEC 61526. Ulteriori prove ne hanno confermato la compatibilità elettromagnetica. Al momento se ne sta studiando l'industrializzazione, collaborando con imprese del settore.

1. Introduzione

Una delle maggiori difficoltà nella rivelazione dei neutroni è che questi sono neutri ed altamente penetranti. Possono essere misurati solamente attraverso reazioni nucleari che li convertano in particelle cariche. Esse sono di semplice rivelazione in un comune sensore di particelle cariche come rivelatori a gas, a scintillazione o a semiconduttore. Le reazioni di conversione più comuni impiegate sono le seguenti:



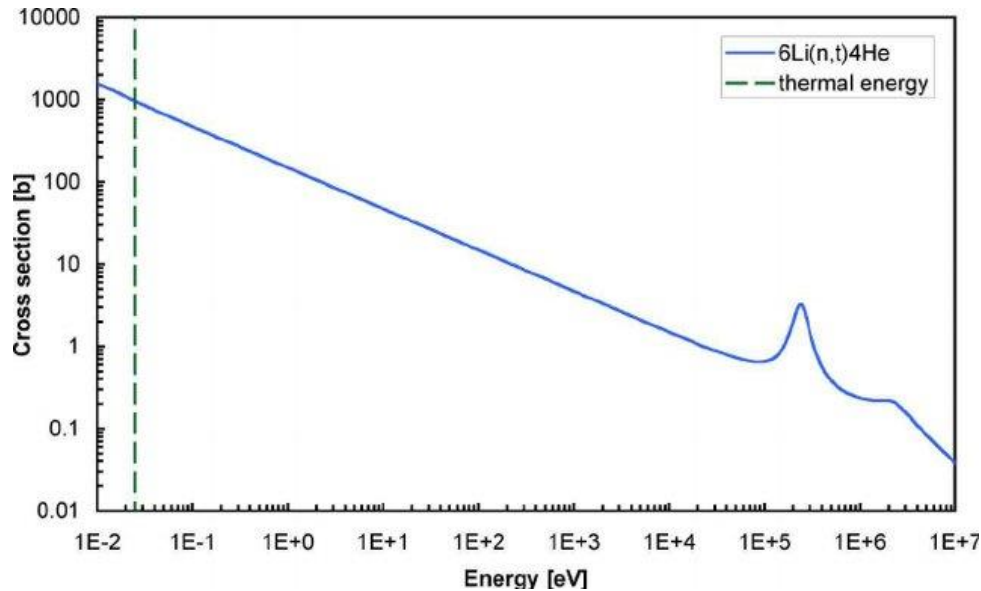
La probabilità che avvenga una reazione nucleare è quantificata dal concetto di sezione d'urto, definita per un nucleo come la probabilità di reazione per unità di fluensa incidente. Essa è funzione della specie nucleare e dell'energia dei neutroni. Per le reazioni di cattura citate, la sezione d'urto decresce all'aumentare dell'energia del neutrone incidente. Prendendo ad esempio il caso del ${}^6\text{Li}$, passando da 10 meV ad 1 eV, la sezione d'urto decresce di circa un fattore 10, si veda (fig. 1).

Un sensore al silicio ricoperto da un opportuno strato di ${}^6\text{LiF}$ è un ottimo sensore di neutroni termici, ma non offre risposta alle energie epitermiche (0.5 eV - 10 keV) e veloci (10 keV - 10 MeV) in cui invece si colloca buona parte della fluensa neutronica nei campi realistici dei settori elettronucleare, medico, ecc.

Pertanto, per poter utilizzare questo metodo di misura con i neutroni al di sopra del dominio termico occorre prima moderarli in un materiale idrogenato (ad es. il polietilene n-CH₂).

Il singolo sensore moderato è stato ampiamente utilizzato per applicazioni dosimetriche sin dagli anni '70, ma presenta un importante problema di dipendenza energetica della risposta R , dove con risposta R si intende il rapporto fra la lettura del sensore ed il valore vero della grandezza impartita, cioè l'equivalente di dose personale. Al fine di poter impiegare efficacemente il dispositivo in radioprotezione è necessario che R sia costante al variare dell'energia dei neutroni.

Figura 1 - Sezione d'urto della reazione ${}^6\text{Li}(n, \alpha)\text{T}$.



L'obiettivo del progetto DOIN, infatti, è stato quello di realizzare un dosimetro elettronico personale (EPD, *Electronic Personal Dosemeter*) per neutroni che avesse una variazione di R compresa in un intervallo pari a $0.65 \div 4$ dalle energie termiche fino a 100 keV ed uguale a $0.65 \div 2.22$ da 100 keV a 10 MeV. Questi limiti sono quelli definiti dalle norme di buona tecnica (norma IEC 61526 Par.9.5). Inoltre, la risposta non deve variare in funzione dell'angolo d'incidenza dei neutroni.

I pochi modelli di EPD attualmente in commercio, oltre al costo elevato, circa 2÷3 k€, presentano una risposta che non rientra nel criterio IEC 61526 dato che presentano un'oscillazione della risposta in funzione dell'energia di un fattore pari a $20 \div 50$ [1], [2] e [3]. Ciò è principalmente dovuto a sovrastime nel campo termico e grandi sottostime nell'intervallo energetico compreso tra 100 keV ed 1 MeV. Questo si deve principalmente all'intrinseca difficoltà tecnologica di rivelare simultaneamente neutroni su dieci o più ordini di grandezza in energia e pesare ogni componente energetica secondo la complessa relazione fra fluensa ed equivalente di dose personale.

2. Il dosimetro DOIN

Al fine di contribuire alla soluzione di questo serio problema tecnologico ed operativo, il laboratorio LEMRAP dell'INFN di Frascati ha sviluppato un nuovo EPD neutronico, chiamato DOIN (*DOsimetro Indossabile per Neutroni*). Due sono le sue caratteristiche distintive:

1. Il disegno multi-sensore permette di valutare grossolanamente la composizione energetica del campo attraverso un indice energetico q che permette di determinare il corretto fattore di taratura ottenendo l'equivalente di dose personale;
2. I sensori sono alloggiati in una calotta emisferica di raggio 3 cm che rende isotropica la risposta in termini di $H_p(10)$.

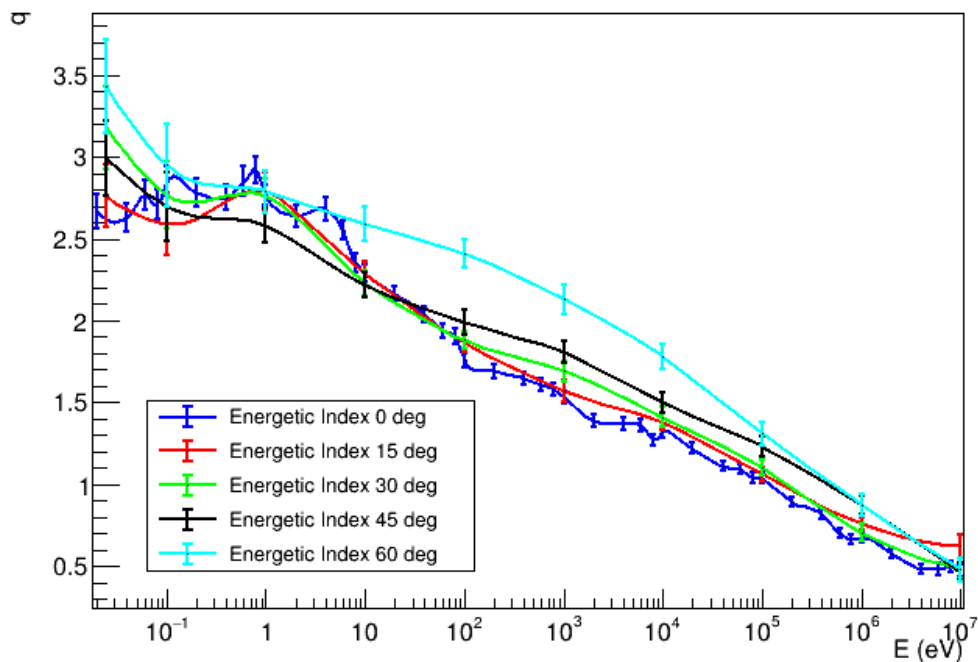
Pur non essendo una misura spettrometrica, gli esperimenti ed i calcoli numerici, si veda (fig. 2) per quest'ultimi, hanno mostrato che il fattore di taratura dello strumento è una funzione monotona di q e che non varia in funzione dell'angolo d'incidenza dei neutroni.

La calotta sferica insieme ai sensori ed alle schede elettroniche sono stati assemblati in un contenitori di ABS (*Acrilonitrile Butadiene Stirene*) di dimensioni $7 \times 4.5 \times 17 \text{ cm}^3$, si veda la (fig. 3). Al momento attuale il contenitore non è stato progettato per essere compatto. Nel prossimo stadio di lavorazione, questo sarà ridotto di un fattore 2 in volume. La calotta rimarrà invariata dato che la sua forma e dimensione sono direttamente correlate alla risposta energetica ed a quella angolare.

Il dosimetro include le seguenti componenti al suo interno:

- L'*assembly* rivelatori+moderatore;
- Le schede analogiche per controllare i rivelatori;
- La scheda madre digitale per processore i segnali con scheda di memoria SD e controllo del display;
- La scheda display per visualizzare i dati in tempo reale;
- La scheda di alimentazione che fornisce le corrette alimentazioni alla scheda digitale e a quelle analogiche, alimentata da una batteria da 3.8 V ai polimeri di litio (Li-P) ricaricabile da 1100 mAh.

Figura 2 - Valore del rapporto di moderazione q in funzione dell'angolo per diverse energie



I rivelatori forniscono le seguenti informazioni che sono lette sul display del dosimetro:

- Il numero totale dei conteggi che sono convertiti nell'equivalente di dose personale tramite un appropriato fattore di taratura;
- Un indice energetico q che permette di determinare il corretto fattore di taratura.

Il dosimetro DOIN è stato simulato impiegando il codice Monte Carlo (MC) FLUKA-INFN [4]. La risposta è stata simulata nell'intervallo energetico da 1 meV a 20 MeV a differenti angoli d'incidenza dei neutroni da 0° a $\pm 60^\circ$. Per simulare gli effetti del corpo umano è stato modellato un fantoccio ad acqua ISO di dimensioni $30 \times 30 \times 15 \text{ cm}^3$. I risultati, mostrati in (fig. 2), mostrano una decrescita monotona in funzione dell'energia e ciò permette di stimare il corretto fattore di taratura, necessario a stimare l'equivalente di dose personale. Inoltre, la risposta non varia in funzione dell'angolo nei limiti dell'errore. Solo nel caso $\pm 60^\circ$ si una leggera discrepanza nell'intervallo 100 eV \div 1 keV di $\sim 20\%$.

Figura 3 - Prototipo di DOIN assemblato ed ultimato.



3. Misure sperimentali

La risposta del dosimetro è stata misurata in diversi campi neutronici. Sono state eseguite tre differenti tipi prove:

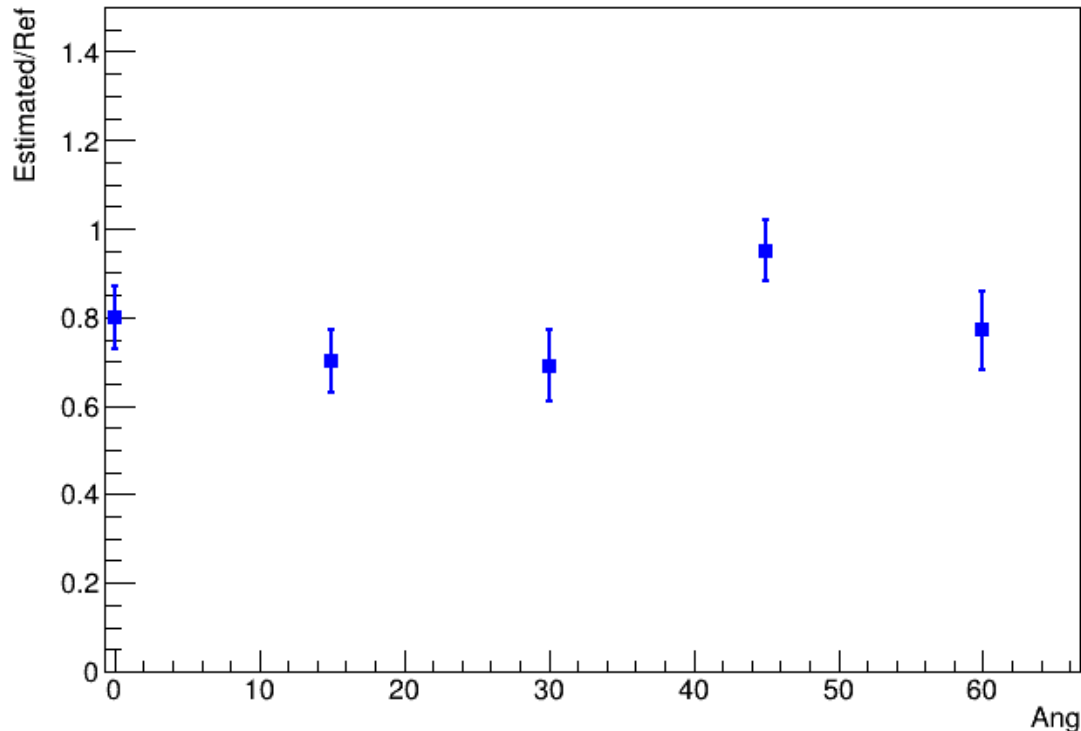
1. Risposta in funzione dell'angolo d'incidenza dei neutroni;
2. Risposta in funzione dell'energia dei neutroni;
3. Linearità in funzione dell'equivalente di dose personale.

Tutte le misure sperimentali descritte in seguito sono state effettuate usando la tecnica del cono d'ombra per eliminare il contributo dovuto ai neutroni diffusi.

3.1 Risposta in funzione dell'angolo d'incidenza dei neutroni

Le prove sono state effettuate presso il centro di taratura del politecnico di Milano. È stata impiegata una sorgente di $^{241}\text{Am-Be}$ posta a 70 cm dal dosimetro DOIN. A tale distanza si ha un $H^*(10) \approx 50 \mu\text{Sv/h}$. Le misure sono state effettuate da 0° a $\pm 60^\circ$ con *step* di 15° . Nella (fig. 4) sono mostrati i risultati, dove è stato graficato il rapporto tra l'equivalente di dose personale stimato dal dosimetro e quello di riferimento in funzione dell'angolo d'incidenza dei neutroni. Si può notare che nei limiti dell'errore i risultati risultano compatibili tra di loro. Questo, dimostra che la risposta è isotropa in funzione dell'angolo.

Figura 4 – Rapporto tra equivalente di dose personale stimato e quello di riferimento in funzione dell'angolo d'incidenza dei neutroni.



3.2 Risposta in funzione dell'energia dei neutroni

La risposta del dosimetro è stata studiata tramite un'intensiva campagna sperimentale in differenti laboratori. L'obiettivo era verificare se il dispositivo rispettasse i criteri imposti dalle norme di buona tecnica (standard IEC 61526). Questi stabiliscono che il rapporto (R) tra l'equivalente di dose personale e quello di riferimento debba rimanere entro dei limiti ben definiti. Questi sono:

- $R = 0.65 \div 4.0$ dalle energie termiche a 100 keV;
- $R = 0.65 \div 2.22$ da 100 keV a 10 MeV;
- $R = 0.65 \div 4.0$ da 10 MeV all'energia massima ottenibile.

I test eseguiti con i radionuclidi sono stati i seguenti:

- Sorgente di neutroni termici HOTNES [5], [6] e [7] presso l'ENEA di Frascati;
- Sorgente di ^{252}Cf presso il centro di taratura dell'ENEA di Bologna;
- Sorgente di $^{241}\text{Am-Be}$ presso il centro di taratura del politecnico di Milano;
- Sorgente di $^{241}\text{Am-B}$ presso l'ENEA di Frascati in aria e degradata con 4.5 cm e 9 cm di plexiglass.

Invece, con i campi monoenergetici sono state eseguite presso l'NPL (*National Physics Laboratory*, Teddington, UK) impiegando le seguenti energie standard ISO [8]:

- $E = 0.0715$ MeV, ottenuto con la reazione $^7\text{Li}(p, n) ^7\text{Be}$ ad un angolo di $\alpha = 50^\circ$;
- $E = 0.144$ MeV, ottenuto con la reazione $^7\text{Li}(p, n) ^7\text{Be}$ ad un angolo di $\alpha = 0^\circ$;
- $E = 0.565$ MeV, ottenuto con la reazione $^7\text{Li}(p, n) ^7\text{Be}$ ad un angolo di $\alpha = 0^\circ$;
- $E = 1.2$ MeV, ottenuto con la reazione $T(p, n) ^3\text{He}$ ad un angolo di $\alpha = 0^\circ$.

Tutte le energie dei fasci monocromatici sono ottenute con un errore di ± 2 keV [9].

Per ogni misura la dose, in termini di $H_p(10)$, è stata ottenuta dividendo i conteggi ottenuti per il coefficiente di calibrazione dipendente da q , non avendo nessuna informazione sulla distribuzione energetica del campo di irradiazione. La risposta in funzione dell'energia può essere vista nella (fig. 5). In questa, sono rappresentati anche i limiti massimi e minimi accettati dallo standard IEC 61526. Inoltre, nella (tab. 2) sono riassunti i risultati per ogni misura.

Tabella 1 – Valori dell'indice energetico per le diverse prove effettuate. Per ogni q sono riportate l'energia media del campo neutronico ($\langle E \rangle$), la sensibilità (k) ed il rapporto tra l'equivalente di dose stimato e quello di riferimento (R).

Sorgente	$\langle E \rangle$ (MeV)	q	k (cts ¹ /mSv)	R
$^{241}\text{Am-Be}$	4.16	0.83 ± 0.08	$(8.9 \pm 0.3) \times 10^3$	1.59 ± 0.16
^{252}Cf	2.13	0.84 ± 0.04	$(8.2 \pm 0.4) \times 10^3$	1.84 ± 0.14
$^{241}\text{Am-B}$	2.13	0.76 ± 0.09	$(8.1 \pm 0.7) \times 10^3$	1.10 ± 0.17
$^{241}\text{Am-B} + 4.5$ cm plexiglass	1.86	0.99 ± 0.08	$(20.3 \pm 1.2) \times 10^3$	1.10 ± 0.11
$^{241}\text{Am-B} + p$ cm plexiglass	1.69	0.94 ± 0.11	$(26 \pm 2) \times 10^3$	1.99 ± 0.3
NPL	1.2	0.73 ± 0.03	$(4.25 \pm 0.16) \times 10^3$	1.74 ± 0.10
NPL	0.565	0.746 ± 0.017	$(7.63 \pm 0.13) \times 10^3$	1.07 ± 0.03
NPL	0.144	0.90 ± 0.04	$(25.1 \pm 0.8) \times 10^3$	0.89 ± 0.05
NPL	0.0715	1.01 ± 0.03	$(69.5 \pm 1.5) \times 10^3$	0.67 ± 0.02
HOTNES	2.5×10^{-8}	1.352 ± 0.013	$(284.6 \pm 1.9) \times 10^3$	1.522 ± 0.018

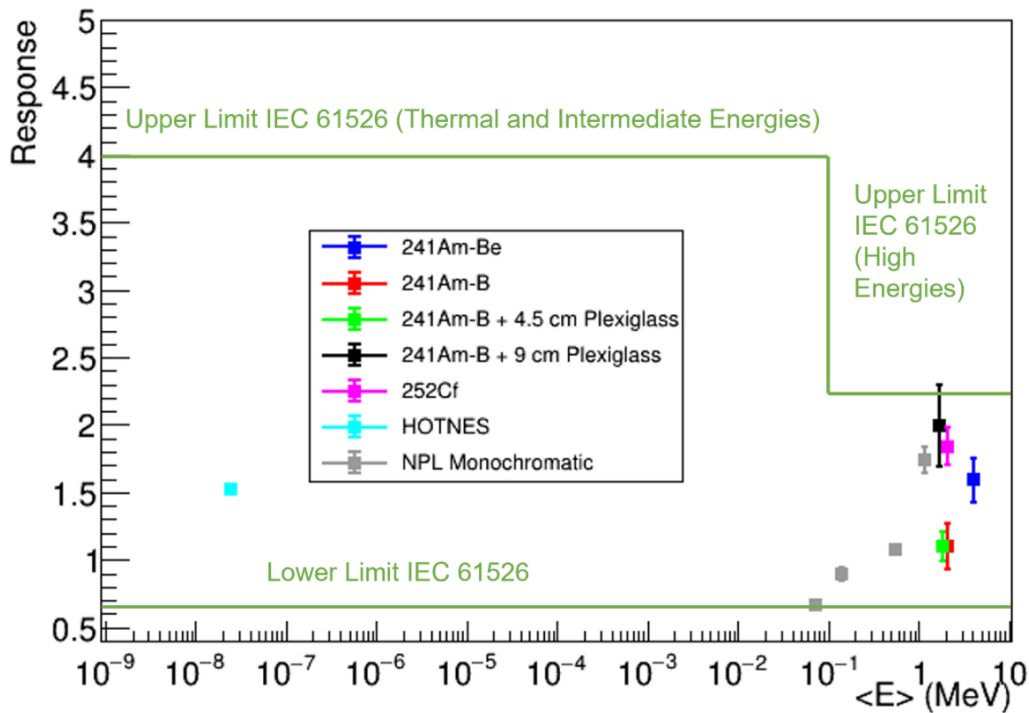
Come si può notare, la risposta in funzione dell'energia del dosimetro DOIN non è piatta. Tuttavia, lo standard di buona tecnica IEC 61526, stabilisce che questa possa variare di un fattore ~ 6 per dalle energie termiche a 100 keV e di ~ 3.34 da 100 keV a 10 MeV. La risposta del dosime-

¹ cts = counts

tro DOIN cambia di un valore ~ 3 su tutto l'intervallo energetico. Il dispositivo, quindi, rispetta pienamente i limiti imposti per i dosimetri a risposta attiva per neutroni.

Nella (fig. 6) è graficata la sensibilità del dosimetro in funzione dell'aumentare dell'indice energetico q . Questa cresce in maniera esponenziale all'aumentare di q . Rivedendo (fig. 2), si evince come questo incrementi al diminuire dell'energia dei neutroni. Quindi, si ha un numero maggiore di conteggi più l'energia del campo neutronico è bassa. La sensibilità del dispositivo varia da ~ 8000 cts/mSv per il ^{252}Cf a ~ 230000 cts/mSv per le energie termiche. Questo è un ottimo risultato in quanto dimostra che il dosimetro DOIN è in grado di apprezzare anche dosi molto basse.

Figura 5 – Rapporto tra l'equivalente di dose personale misurato dal dosimetro DOIN e quello di riferimento in funzione dell'energia media del campo neutronico.



3.3 Misure di linearità in funzione dell'equivalente di dose personale

Come ultima prova sperimentale è stata studiata la linearità della risposta del dispositivo in funzione dell'equivalente di dose personale. Le misure sono state effettuate presso il politecnico di Milano impiegando una sorgente di $^{241}\text{Am-Be}$. L' $H_p(10)$ è stato variato da $50 \mu\text{Sv}$ a $1000 \mu\text{Sv}$. I risultati sono mostrati nella (fig. 7) dove è graficato l'indice energetico q in funzione dell'equivalente di dose personale. Si può notare che nei limiti dell'errore questo non cambia all'aumentare dell'equivalente di dose personale provando che la risposta è lineare in funzione di questo.

Figura 6 – Sensibilità del dosimetro DOIN in funzione dell'indice energetico q .

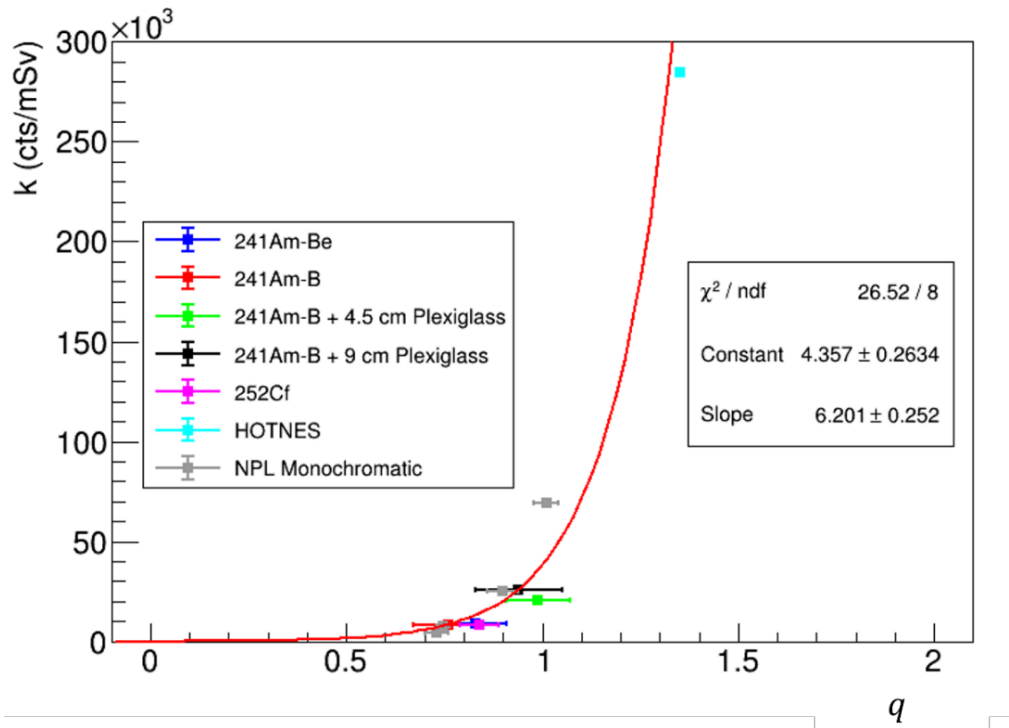
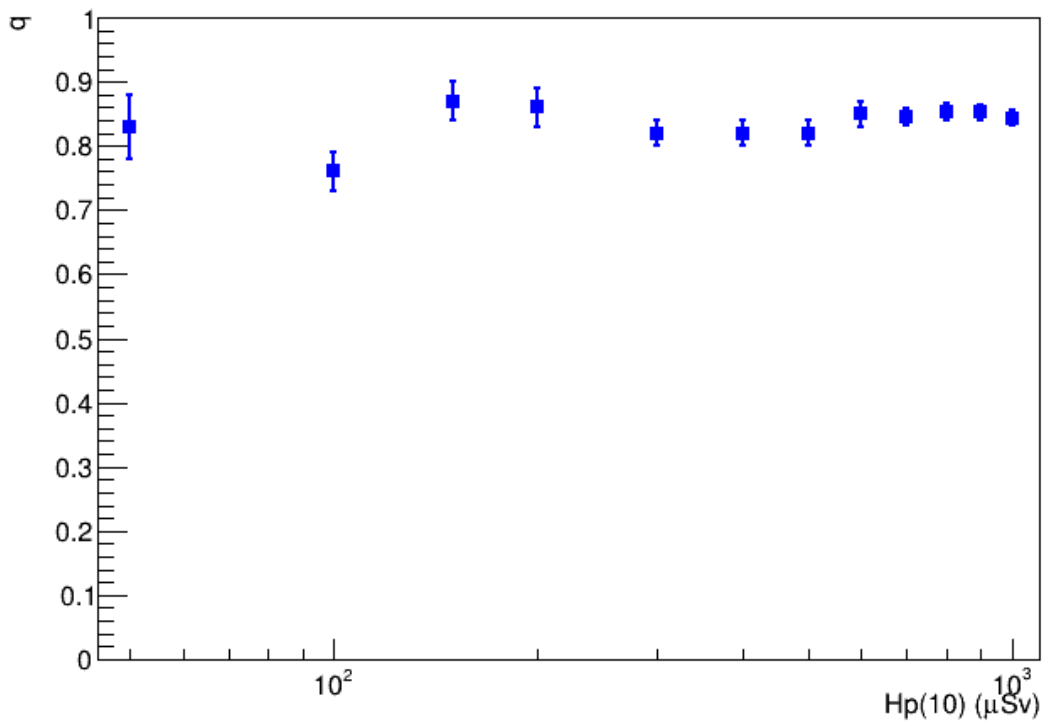


Figura 7 – Indice energetico q in funzione dell'equivalente di dose personale.



4. Risposta ai fotoni ed immunità elettromagnetica

Per studiare la risposta ai fotoni sono stati eseguiti dei test presso il centro di taratura dell'ENEA di Bologna SSDL. Questi sono stati effettuati con un tubo a raggi X alle energie di 48 keV, 118 keV e 205 keV e con una sorgente gamma di ^{137}Cs ($E = 662$ keV). I risultati sono mostrati nella (tab. 2).

Tabella 2 – Risposta del dosimetro DOIN ai fotoni.

E (keV)	k (cts/mSv)
48	0
118	0
205	0
662	$2 \pm 6\%$

Confrontando i valori ottenuti con quelli ricavati dalle misure con i neutroni (~ 8200 cts/mSv per il ^{252}Cf), si ricava che i segnali dovuti ai fotoni danno un contributo ai conteggi minore dello ~ 0.025 %. La risposta del dosimetro DOIN, quindi, è immune al contributo dovuto ai fotoni.

Inoltre, è stata studiata l'immunità elettromagnetica del dosimetro. Ovvero se questo rimane imperturbato quando viene sottoposto a disturbi elettromagnetici indotti ed emessi.

Le misure sono state eseguite presso la ditta GSD di Pisa [10]. I test svolti sono stati i seguenti:

- Emissione irradiata;
- Immunità magnetica;
- Immunità irradiata.

Il dispositivo non ho riscontrato conteggi spuri superando tutti i test e dimostrando così di essere immune ai disturbi elettromagnetici.

5. Conclusioni

Il dosimetro DOIN ha mostrato degli ottimi risultati e di rispettare i criteri di buona tecnica stabiliti nello standard IEC 61526. Dalle prove sperimentali, le sue caratteristiche principali sono:

- La variazione della risposta in funzione dell'energia è dell'ordine di un fattore ~ 3 passando dalle energie termiche a quella dell' $^{241}\text{Am-Be}$, comprendendo campi continui prodotti da radionuclidi e fasci monoenergetici;
- La risposta non mostra nessuna dipendenza angolare;
- La risposta è lineare in funzione dell'equivalente di dose personale;
- La sensibilità è più alta rispetto ai modelli attualmente in commercio, ~ 8200 cts/mSv per il ^{252}Cf , permettendo di apprezzare anche dosi piccole;
- La sensibilità ai fotoni risulta inferiore a 2 cts/mSv;
- Il dispositivo è immune a disturbi elettromagnetici indotti ed emessi.

Il dosimetro, inoltre, è stato marcato CE ed ha ottenuto il brevetto sia italiano che USA. Al momento si sta lavorando con imprese del settore per poter procedere alla fase di industrializzazione del dispositivo.

Bibliografia

- [1] <https://docplayer.net/63256057-Epd-n2-electronic-personal-gamma-neutron-dosimeter.html>.
- [2] [https://mirion.s3.amazonaws.com/cms4_mirion/_les/pdf/spec-sheets/dmc 3000 neutron module spec sheet pdf?1642605360](https://mirion.s3.amazonaws.com/cms4_mirion/_les/pdf/spec-sheets/dmc_3000_neutron_module_spec_sheet_pdf?1642605360).
- [3] K. Aoyama, Y. Nagase, T. Suzuki, S. Watanabe, K. Taniguchi, K. Muramatsu, M. Fujita and Y. Fujii, *The development of new generation electronic personal dosimeters*, in: *Proceedings of IRPA-10, 10th International Congress of the International Radiation Protection Association*, CD-ROM, IRPA, Hiroshima (2000).
- [4] *FLUKA: a multiparticle transport code*, CERN-2005-010, INFN TC 05/11, SLAC-R-773, 2005.
- [5] R. Bedogni et al., *NIM A* 843 (2017), 18{21}.
- [6] R. Bedogni et al., *Appl. Radiat. Isot.* 127 (2017) 68{72}.
- [7] A. Sperduti et al., *J. Instrum.* 12 (2018) P12029.
- [8] <https://www.npl.co.uk/>.
- [9] <https://www.npl.co.uk/products-services/neutron/monoenergetic-production.fg>
- [10] <https://www.gsd.it/>

INVESTIGATION OF MAGNESIUM TETRABORATE PRODUCTION FOR THERMOLUMINESCENCE MEASUREMENTS

Nascimento, D.S.¹, Ciolini, R.¹, Souza, S.O.^{1,2} Onorati, A.⁴. and d'Errico, F.^{1,3}

¹Dipartimento di Ingegneria Civile e Industriale, Università di Pisa, Pisa, Italy

²Departamento de física, Universidade Federal de Sergipe, São Cristovão, Sergipe, Brazil

³School of Medicine, Yale University, New Haven, CT, USA

⁴Centro Interforze Studi Applicazioni Militari (CISAM), San Piero a Grado, Pisa, Italy
deborasiqueiran.ds@gmail.com

ABSTRACT

Magnesium Tetraborate is a crystal that presents dosimetric properties when doped with rare-earth ions. The signal can be read out through thermoluminescence (TL) as well as optically stimulated luminescence (OSL) techniques. The aim of this study was to examine production parameters yielding a material optimized for radiation measurements. The material was produced via solid state synthesis of the reagents at 900°C for 7 hours. A grain selection was then made with sieves of 149, 74 and 45 μm, and finally pellets were produced for each grain size and submitted to a sintering at 825°C/1h and 850°C/1h. The production of magnesium tetraborate was confirmed by X-Ray diffraction (XRD), while thermoluminescence analysis was carried out using a TL Harshaw reader. Gamma ray sources of ¹³⁷Cs and ⁶⁰Co were for production optimization and for the analysis of different build-up conditions. XRD results showed the formation of a prevalent phase of Magnesium tetraborate via solid state synthesis. Thermoluminescent measurements showed that Magnesium tetraborate doped with Ce⁺⁴, grain size of 74 < x < 149 micron and sintering temperature of 825°C/1h is the optimal material. When irradiated with ¹³⁷Cs with a 2 mm “solid water” build-up and a 10 mm “solid water” backscatter layer, it gave the same results as the commercial dosimeter GR-200.

1. INTRODUCTION

MgB₄O₇ (Magnesium tetraborate) doped with rare earth (RE) ions has been studied as a candidate for personnel as well as clinical dosimetry applications, mainly, because its effective atomic number (~8.4) is close to that one of soft tissue (~7.4) [1-2]. Such properties allow personal dosimetry assessments without requiring correction factors. Furthermore, the material is sensitive to different types of ionizing radiation such as electrons, photons, and beta particles. It can also be produced with B-10 for thermal neutron detection, making it a strong candidate for universal dosimetry applications [3].

Initially, MgB₄O₇ compounds were explored as thermoluminescence dosimeters. In recent years, some groups used different RE doping yielding optically stimulated luminescence [2,4].

The most effective dopants used to achieve optically stimulated luminescence (OSL) in the MgB_4O_7 matrix are cerium (Ce) and lithium (Li) ions. These dopants introduce thermoluminescence (TL) and OSL response and interesting dosimetry characteristics such as wide linearity range and fading $< 5\%$ per month [5]. However, some aspects in the production of MgB_4O_7 : Ce, Li could be optimized to enhance the efficiency of the dosimeter.

In this work, we examined features such as grain size, sintering temperature, and valence of doping Ce ions to improve TL properties. Such advances in production can enable MgB_4O_7 as a future universal dosimeter.

2. MATERIALS AND METHODS

Samples of MgB_4O_7 :Ce0.5%wt, Li0.5%wt were produced by solid state synthesis. The starting chemicals used were MgO and H_3BO_3 for the main phase, cerium carbonate ($\text{Ce}_2(\text{CO}_3) \cdot x\text{H}_2\text{O}$), cerium oxide (Ce_2O) and lithium carbonate (Li_2CO_3) as doping reagents. Initially, two kinds of samples were produced to study the valence ion effect: one with cerium oxide (Ce_2O_3) and another with $\text{Ce}_2(\text{CO}_3) \cdot x\text{H}_2\text{O}$ as dopant reagent. The powders were mixed until homogeneity was reached and then heated in an oven at 900°C for 7 h.

A part of these samples with grain size smaller than $45\ \mu\text{m}$ was separated to perform X-Ray diffraction (XRD) analyses to confirm the major MgB_4O_7 phase. A D2 Phaser Bruker diffractometer in the Bragg-Brentano geometry using $\text{Cu K}\alpha$ radiation operating at 30 kV and 40 mA was utilized. The measurements were carried out at room temperature using the continuous scanning mode in the 2θ range between 5° and 60° with step range of $10^\circ/\text{min}$.

After phase identification, the samples were separated in 3 groups according to their grain size x : $74 < x < 149\ \mu\text{m}$, $45 < x < 74\ \mu\text{m}$ and $x < 45\ \mu\text{m}$. Grain selection is relevant because it can change optical properties of material. The powder was sifted using sieves with 149, 74 and $45\ \mu\text{m}$ mesh size to produce the pellets with different grain size. Then, the powder was compressed at 10 bars using a pellet die. The sintering temperature commonly used with pressed pellet is $950^\circ\text{C}/2\ \text{h}$ [6], however this temperature was considered too close to the melting temperature of MgB_4O_7 . Thus, we tested two protocols: $825^\circ\text{C}/1\ \text{h}$ and $850^\circ\text{C}/1\ \text{h}$.

The final product were pellets of 5 mm diameter, 0.8 mm thickness and 23 mg weight. An evaluation of the effect of different build-up layers was performed using a ^{137}Cs source available at CISAM (Centro Interforze Studi Applicazioni Militari, San Piero a Grado, Italy). The magnesium tetraborate pellets were irradiated to 60 mGy and compared to GR-200 commercial TL dosimeters irradiated to 1 mGy. Different configurations of backscatter and

build-up layers were tried: free in air, no build-up and 10 mm backscatter layer, 2 mm build-up and 10 mm backscatter layer, 4 mm build-up and 10 mm backscatter layer. The backscatter and build-up layers were made of solid water, a material which is commonly used in radiotherapy to dosimetry study. The TL signal was measured with a Harshaw mod. 4500 reader using the follow settings: heating rate of 2 °C/s from 50 °C up to 300 °C.

3. RESULTS AND DISCUSSION

Figure 1 shows the XRD results of sample produced at 900 °C/7 h, compared to the MgB_4O_7 and H_3BO_3 reference XRD patterns. Samples present a majority phase of magnesium tetraborate with some peaks identified as H_3BO_3 phase. The H_3BO_3 residue may be due to different fusion points of the starting reagents, boric acid and magnesium oxide, or unexpected reactions with lithium reagent. However, it is important to point out that extra phases are common in the production of MgB_4O_7 via solid-state reactions, and these phases do not seem interfere in thermoluminescence properties since the tetraborate phase is prevalent.

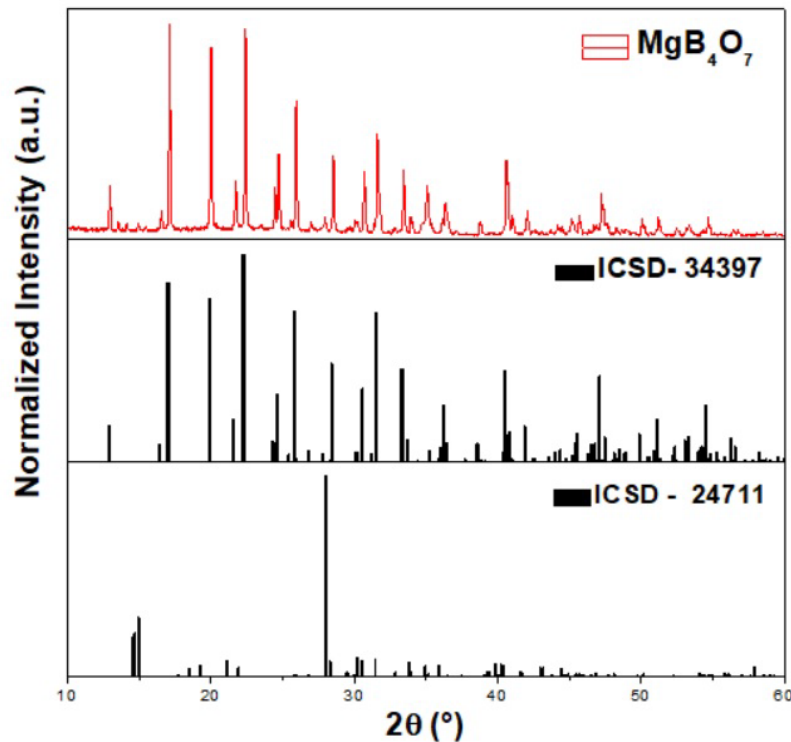


Figure 1 - XRD pattern of a) experimental sample b) ICSD 34397- MgB_4O_7 reference c) ICSD 24711 – H_3BO_3 reference.

The produced samples were separated according to the grain size and sintered as described in the methodology paragraph. Then, all samples were irradiated with the same set up by Co-60 gamma rays up to a dose of 100 mGy to identify the most sensitive batch for TL measurements. Two configurations were used to examine the impact of environmental light in TL measurements in the $\text{MgB}_4\text{O}_7: \text{Ce}^{+4}, \text{Li}$ and $\text{MgB}_4\text{O}_7: \text{Ce}^{+3}, \text{Li}$ samples, respectively. In the first configuration, the samples were always covered by a black tape during the entire procedure to prevent any signal loss due to environmental light. In the second condition, samples were exposed to environmental light until read out. The TL signal was then read out and the integral of the third peak of the luminescence glow curve was analyzed.

Figure 2 shows the TL response of both samples and the criteria to analyze the signal loss when the pellets were exposed to environmental light. Some signal loss occurred in both samples. However, $\text{MgB}_4\text{O}_7: \text{Ce}^{+4}, \text{Li}$ showed a 12% signal loss, while $\text{MgB}_4\text{O}_7: \text{Ce}^{+3}, \text{Li}$ of 59% [5]. Also, the time between irradiation and read out was minimized to avoid signal fading interference. Based on the results shown in Figure 2, all other experiments were performed protecting the samples from the environmental light.

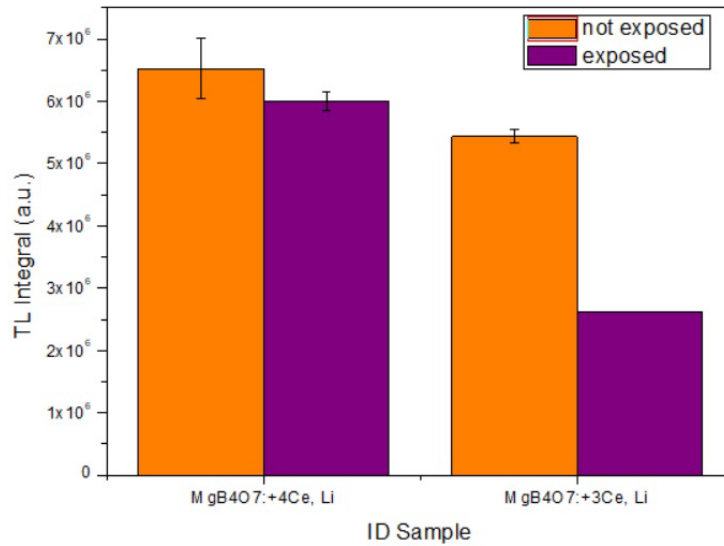


Figure 2- MgB₄O₇: Ce, Li TL response comparison of sample not exposed and exposed to environmental light.

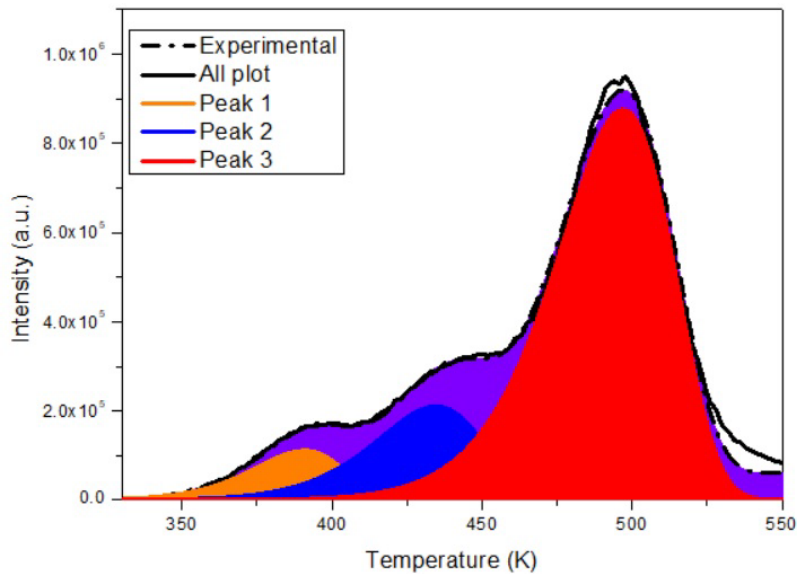


Figure 3- MgB₄O₇: Ce⁺⁴, Li glow curve.

MgB₄O₇: Ce, Li presents three TL peaks with first order kinetics. The third peak is best suited for dosimetry purposes. The Glow Fit program [7] was used to examine the integral of the curve for each peak under different irradiation conditions, as shown in Figure 3. For each

condition, 3 pellets were used to achieve adequate statistical significance. Figure 4 shows the TL integral of the curve for each TL peak of the sample with $74 < x < 149 \mu\text{m}$ grain size. In the horizontal line, different sinterization procedures were compared while in the vertical line the comparison is done between the different valence of the starting dopant.

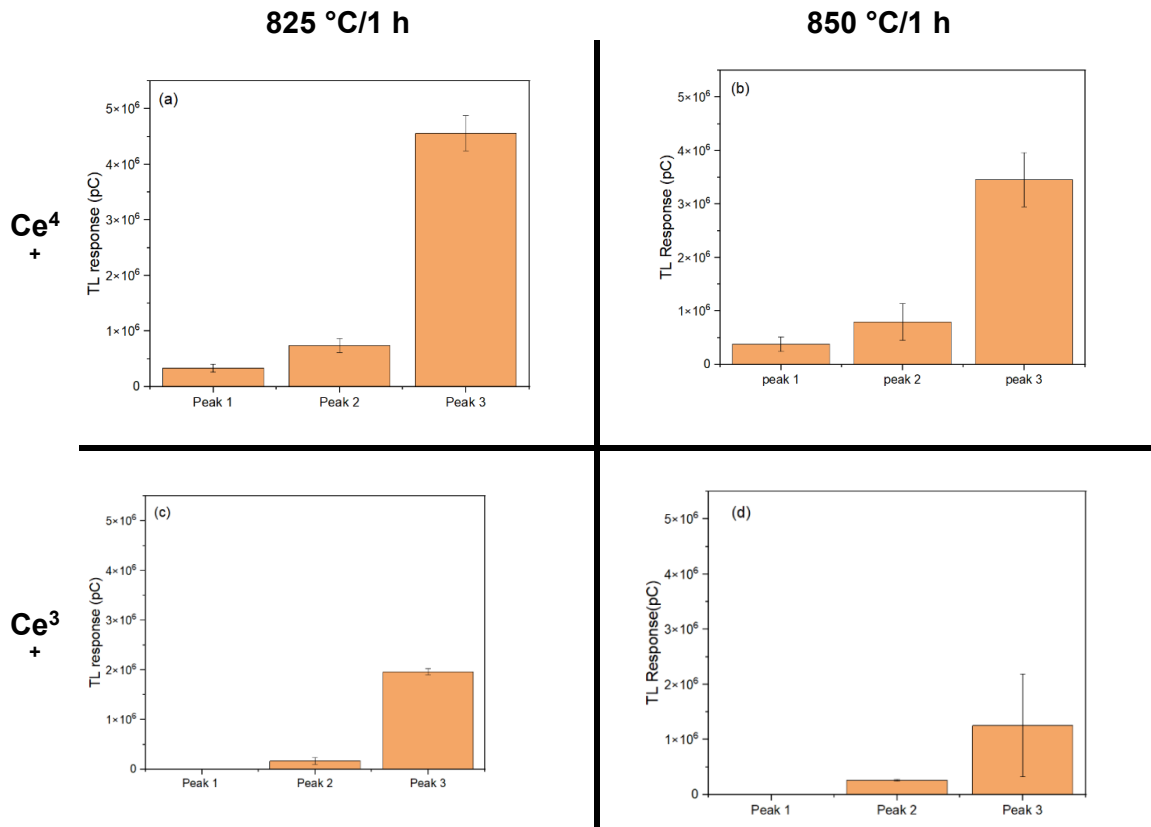


Figure 4- TL response in different conditions (a) $\text{MgB}_4\text{O}_7:\text{Ce}^{+4}$, Li sintering at 825 °C/1 h, (b) $\text{MgB}_4\text{O}_7:\text{Ce}^{+4}$, Li sintering at 850 °C/1 h, (c) $\text{MgB}_4\text{O}_7:\text{Ce}^{+3}$, Li sintering at 825 °C/1 h and (d) $\text{MgB}_4\text{O}_7:\text{Ce}^{+3}$, Li sintering at 850 °C/1 h.

Figure 4a shows the TL response for each peak separately, the third peak being the dosimetric one, responsible for most of the signal, while the others are more instable due to their low energy necessary to liberate the electrons from the traps. Figures 4b, 4c and 4d follow the same explanation as before, the difference in the figures is related to the different condition with which the pellets were made. A higher signal is achieved from sintering pellets at 825 °C/1 h, which permits to save energy and time, reducing production costs, compared to the sintering process (950 °C/2 h) reported in the literature [6]. These results are due to the different valence doping and showed that Ce^{+4} doping yields more sensitivity than Ce^{+3} doping. In general, the valence of the dopant reagent affects the intensity of the dosimetric peak, which is higher for Ce^{+4} samples, but it does not appear to change the structure of the peak. This can reduce the total production costs because the Ce^{4+} reagents are typically less expensive than the Ce^{3+}

reagents. Thus, an optimization of the material synthesis can be achieved both in terms of dosimetric performance and production costs.

Finally, the influence of grain size was evaluated as shown in Figure 5. As the grain size decreases, the TL signal decreases as well, indicating the grain size interval $74 < x < 149 \mu\text{m}$ as the best one. This behavior is expected because the porosity of the pellets should be greater when grain size increases, which influence light scattering inside the pellets.

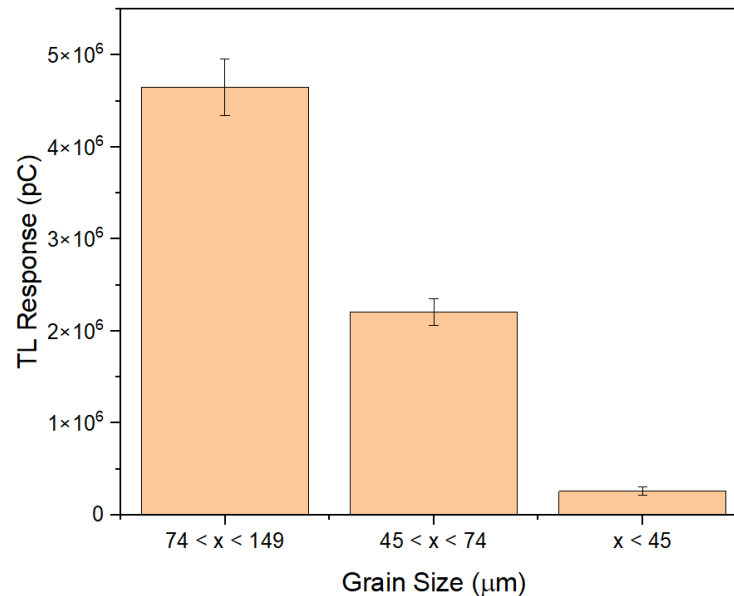


Figure 5 - Influence of grain size in thermoluminescence measurements of $\text{MgB}_4\text{O}_7: \text{Ce}^{+4}, \text{Li}$.

After optimizing the production method, some pellets were irradiated using a Cs-137 source to determine the optimal build-up layer. A standard TL dosimeter, GR-200, was used as reference for a comparison with our experimental dosimeter. The pellets were irradiated with different build up layers as shown in Figure 6. Magnesium tetraborate pellets and GR-200 pellets were found to present a higher absorbed dose response with 2 mm build-up, using a 10 mm backscatter layer.

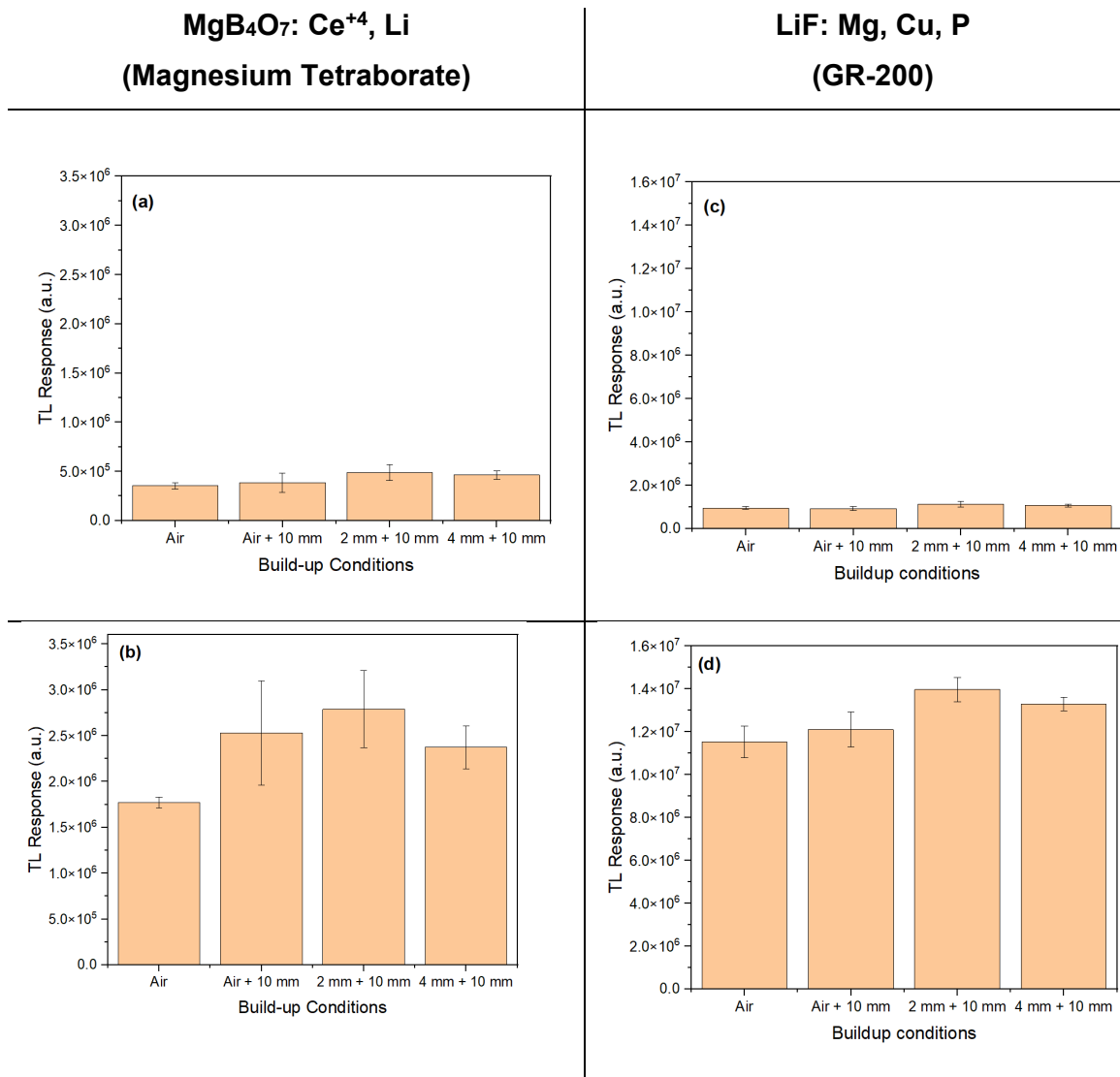


Figure 6 - TL response of magnesium tetraborate and GR-200 for different build-up conditions (free air, 10 mm backscatter, 2 mm build-up and 10 mm backscatter and 4 mm build-up and 10 mm backscatter) (a) MgB₄O₇:⁺⁴Ce,Li peak 2 integral (b) MgB₄O₇: Ce⁺⁴,Li peak 3 integral (c) GR-200 peak 2 integral (d) GR-200 peak 3 integral.

4. CONCLUSION

The production costs of magnesium tetraborate doped with Ce and Li can be reduced by optimizing some manufacturing aspects such as sintering temperature, valence of doping ions and selection of grain. In our work, the sintering temperature was decreased from 950 °C

for 2 hours to 825 °C for 1 hour, saving time and energy in the production of the dosimeter and yielding even better response. Our evaluation of the valence of doping ions showed that crystals produced with cerium oxide (Ce^{+4}) are more sensitive than using cerium carbonate (Ce^{+3}). This leads to significant cost savings because cerium carbonate is twice as expensive as cerium oxide. Finally, it was found that grains between 74 μm and 149 μm yield a higher sensitivity compared to pellets with smaller grain size. It should be stressed that the results from our study apply to thermoluminescence, and it will be necessary to perform similar investigations for OSL readout. In this work, once the production method had been examined, the pellets were irradiated with a Cs-137 source using different solid water build-up configurations to optimize the absorbed dose response; the configuration that showed the higher response was 2 mm build-up with a 10 mm backscatter layer.

REFERENCES

1. PROKIC, M. Magnesium borate in TL dosimetry. *Radiat. Protect. Dosim.* 17, 393–396, 1986.
2. YUKIHARA, E.; MILLIKEN, E.; DOULL, B. Thermally stimulated and recombination processes in MgB_4O_7 investigated by lanthanide doping. *J. Lumin.* 154, 251–259, 2014.
3. PROKIC, M.S.; DUFTSCHMID, K.E. (Ed.). (1996). Optimization of magnesium borate thermoluminescent material for radiation protection dosimetry. Austria: Berger.
4. YUKIHARA, E.G.; DOULL, B.A.; GUSTAFSON, T.; OLIVEIRA, L.C.; KURT, K; MILLIKEN, E.D. Optically stimulated luminescence of MgB_4O_7 : Ce, Li for gamma and neutron dosimetry, *Journal of luminescence*, 183, P. 525-532, 2017.
5. SOUZA, L.F.; SILVA, A.M.B.; ANTONIO, P.L.; CALDAS, L.V.E.; SOUZA, S.O.; d'ERRICO, F.; SOUZA D.N. Dosimetric properties of MgB_4O_7 : Dy, Li and MgB_4O_7 : Ce, Li for optically stimulated luminescence applications. *Radiat. Meas.* 106, 196–199, 2017.
6. SOUZA, L.F.; CALDAS, L.V.E.; JUNOT, D.O.; SILVA, A.M.B.; SOUZA, D.N. Thermal and structural properties of magnesium tetraborate produced by solid state synthesis and precipitation for use in thermoluminescent dosimetry. 164,108382, 2019
7. PUCHALSKA, M.; BILSKI, P. Glow Fit – a new tool for thermoluminescence glow-curve deconvolution. *Radiation Measurements.* 41, 659-664, 2006.

Rivelatore Timepix3 per la misura dei prodotti di decadimento da radon*

Antonella Tamburrino^{1,2,4}, Gerardo Claps^{1,2}, Francesco Cordella^{1,2}, Fabrizio Murtas^{2,3}, Danilo Pacella^{1,2}

¹ENEA (FSN-PLAS-PAX) - C. R. Frascati, via E. Fermi 45, 00044 Frascati, Italia

²INFN - Laboratori Nazionali di Frascati (LNF), via E. Fermi 40, 00044 Frascati, Italia

³CERN, CH-1211 Geneva 23, Svizzera

⁴ DIAEE - Dipartimento di Ingegneria Astronautica, Elettrica ed Energetica, Sapienza Università di Roma, Piazzale Aldo Moro 5, 00185 Roma, Italia

E-mail: antonella.tamburrino@uniroma1.it

Riassunto

Il presente lavoro è incentrato sulla caratterizzazione di un rivelatore Timepix3 (TPX3) quale sistema atto a identificare le particelle appartenenti alla complessa catena di decadimento del ²²²Rn la cui presenza, in ambienti confinati, costituisce un problema di notevole interesse nel campo della radioprotezione ambientale. La stima del rischio di gas radon è legata alle emissioni radioattive della sua progenie composta da isotopi del Po, Bi e Pb: le particelle alfa emesse costituiscono le principali responsabili del conseguente danno biologico. Alla luce di tali evidenze, si propone un metodo di rivelazione innovativo basato sul rivelatore TPX3 che consente di identificare i prodotti di decadimento tramite un'accurata analisi di traccia, misure in carica e misure in tempo. Il rivelatore in questione è composto da un semiconduttore (spessore 500 µm) pixellato al Cadmio Tellurio (CdTe) e bump-bondato su un chip ASIC TPX3. Le misurazioni sono state effettuate presso il Laboratorio NIXT (ENEA Frascati) in presenza di gas naturale radon, sfruttando la raccolta degli ioni carichi da parte di un campo elettrico in seguito alla polarizzazione del rivelatore stesso. Tale studio dimostra che questo nuovo metodo di misura è in grado di fornire una più rapida e dettagliata analisi dei prodotti di decadimento del radon ed è tale per cui la sua applicazione può rivelarsi estremamente utile per successivi sviluppi in ambito radioprotezionistico.

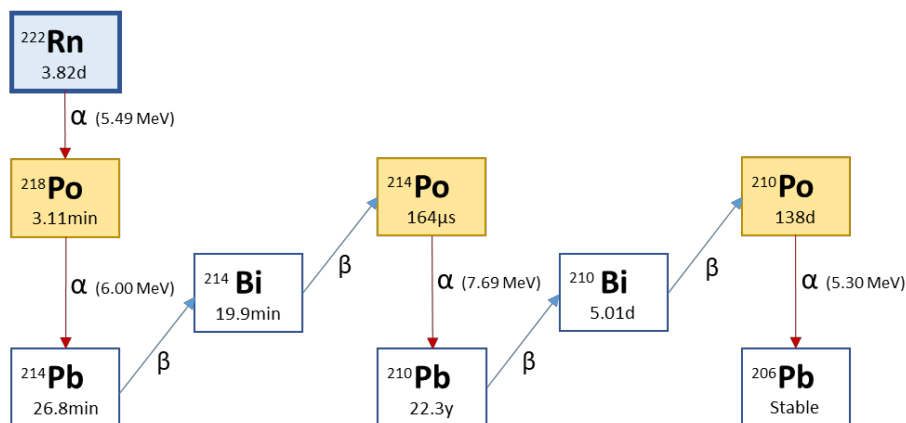
INTRODUZIONE

L'uomo, per tutto il corso della sua esistenza, è esposto a radiazioni di origine naturale ed è ormai ampiamente riconosciuto quanto l'inalazione dei prodotti di decadimento da radon rappresenti la componente più significativa dell'esposizione. In particolare, il radon indoor è responsabile del 50% della dose dovuta all'esposizione a radiazioni ionizzanti provenienti da sorgenti naturali (UNSCEAR, 2020). Il radon si caratterizza per essere un agente ubiquitariamente diffuso e, in quanto discendente dell'uranio, viene costantemente generato nella crosta terrestre ed è ampiamente presente nel suolo, nelle rocce e nei materiali da costruzione. Essendo un gas nobile una volta formatosi non viene assorbito dal suolo ma tende a lasciare il sito in cui è stato prodotto e si diffonde in atmosfera, diluendosi rapidamente, oppure si accumula all'interno di edifici,

* La relazione ricalca il lavoro dell'articolo di A. Tamburrino, G. Claps, F. Cordella, F. Murtas and D. Pacella, *Timepix3 detector for measuring radon decay products*, già pubblicato nel 2022 sulla rivista JINST (DOI: 10.1088/1748-0221/17/06/P06009).

soprattutto se il ricambio d'aria è limitato. Dunque, sebbene non sia dannoso all'aria aperta, può costituire una fonte significativa di rischio in ambienti interni dove può essere inalato durante la respirazione. In natura, il radon, è presente in tre differenti isotopi: ^{222}Rn (radon), ^{220}Rn (thoron) e ^{219}Rn (actinon). Il ^{222}Rn a causa della sua emivita di 3,82 giorni (a fronte del ^{220}Rn con tempo di dimezzamento di 56 s e del ^{219}Rn con tempo di dimezzamento di 3,96 s) ha la possibilità di raggiungere distanze fino a diverse centinaia di metri rispetto al luogo di formazione. Ciò, unito al fatto che l' ^{238}U costituisce la quasi totalità della miscela di uranio naturale (99,3%), comporta che le concentrazioni del ^{222}Rn in aria siano maggiori rispetto a quelle degli altri due isotopi. Per i motivi suddetti, l'attenzione sarà incentrata quasi esclusivamente sul ^{222}Rn che è, dunque, caratterizzato da un impatto radiologico decisamente superiore. Tuttavia, ciò che preme sottolineare è il fatto che il radon, essendo un gas nobile, è chimicamente inerte e non costituisce di per sé un rischio in quanto viene riesalato con esposizione trascurabile delle vie respiratorie alle particelle alfa. Il rischio è, invece, legato alle emissioni radioattive della progenie del radon: elementi di tipo metallico, elettricamente carichi. In figura 1 è mostrata la catena di decadimento del ^{222}Rn : la sua progenie è composta da Po, Bi e Pb (isotopi instabili) che sono la fonte di particelle alfa, beta e gamma. Tali isotopi emettitori una volta formati si depositano a livello delle vie respiratorie direttamente, per la quota di radon che decade all'interno dell'albero bronchiale, o indirettamente quando il radon decade in aria e la progenie, adesa al particolato sospeso, viene inalata insieme ad esso (Caresana M. et al., 2014).

Figura 1 – Parte della catena di decadimento dell' ^{238}U



^{222}Rn e i suoi prodotti di decadimento (in giallo gli isotopi emettitori di particelle alfa).

Le particelle alfa emesse hanno energie di 5,30 MeV (^{210}Po), 7,69 MeV (^{214}Po) e 6,00 MeV (^{218}Po); sono caratterizzate da elevata densità di ionizzazione e depositano la loro energia in un piccolo spessore di tessuto contribuendo in modo significativo alla dose. Dunque, le particelle alfa sono le principali responsabili dell'irradiazione interna, e del conseguente impatto biologico, e il radon (con la sua progenie) può essere considerato un agente oncogeno il cui unico effetto finora dimostrato è l'induzione di neoplasie polmonari (Zeeb H. et al., 2009) di cui è ritenuto il principale responsabile dopo il fumo di sigaretta.

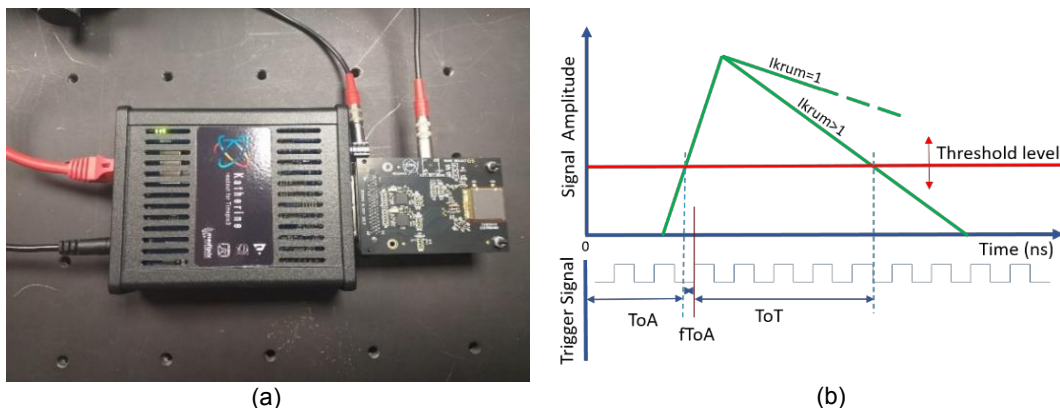
APPLICAZIONE DEL TIMEPIX3 PER MISURE SU RADON E ANALISI DEI RISULTATI

La campagna di misure sperimentali è stata condotta presso il laboratorio NIXT dell'ENEA di Frascati, una città caratterizzata da una litologia di tipo vulcanico. Si tratta di un ambiente confinato particolarmente predisposto all'esposizione da radon a causa della sua ubicazione posta al di sotto del piano di campagna. In generale, la concentrazione di radon nell'atmosfera è regolata dall'intensità della sorgente e da fattori di diluizione, entrambi significativamente influenzati dalle condizioni meteorologiche (temperatura, pressione atmosferica, umidità e condizioni del vento in superficie). Per le misure è stato utilizzato il rivelatore Timepix3 (TPX3) al CdTe e al fine di aumentare la concentrazione di radon sulla superficie del sensore è stato posizionato su un banco ottico lontano da fonti di calore, estrattori d'aria, porte e finestre.

RIVELATORE TPX3 E LE SUE PRINCIPALI CARATTERISTICHE

Il TPX3 (Poikela T. et al., 2014) è un rivelatore pixelato di nuova generazione appartenente alla famiglia dei rivelatori a semiconduttore sviluppati nell'ambito della collaborazione Medipix che comprende il CERN di Ginevra, centri di ricerca ed università (Medipix Collaboration, 2004). Si tratta di un rivelatore CMOS costituito dall'accoppiamento di due componenti: il chip di lettura ASIC Timepix3 e un volume attivo costituito da uno strato di Cadmio Tellurio spesso 500 μm , avente un'area di $14 \times 14 \text{ mm}^2$ e uniformemente suddiviso in una matrice di 256×256 pixel con un passo di 55 μm . L'accoppiamento tra sensore e chip è realizzato mediante la tecnica del bump-bonding e l'assemblato risultante è montato su una scheda PCB. Il controllo e l'acquisizione dati viene effettuato tramite il modulo Katherine (Burian P. et al., 2017) (fig. 2a), e due pacchetti software: Burdaman e il più recente MMtrack (leap software repository, 2021).

Figura 2 – Il TPX3 montato sul modulo di controllo Katherine



(a): TPX3 con Katherine; (b): schema delle modalità di acquisizione del TPX3.

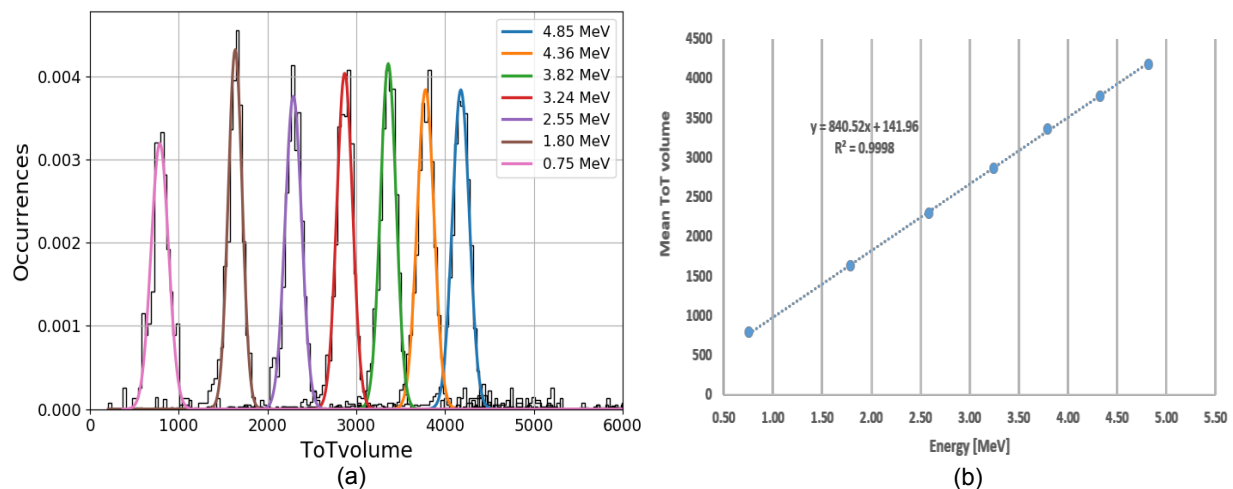
Le particelle ionizzanti sono raccolte dal campo elettrico negativo prodotto in prossimità dell'elettrodo di Al (100 nm) quando il rivelatore è polarizzato (Mamedov F. et al., 2013). Ogni singolo pixel è dotato della propria elettronica di lettura ed è in grado di effettuare simultaneamente misure

in carica e in tempo. Per ogni pixel è presente un “Charge Sensitive Preamplifier” (CSP) che riceve l'impulso di corrente indotto da un' interazione tra particelle e produce un segnale triangolare di uscita (fig. 2b) che viene confrontato con un livello di soglia; il tempo trascorso sopra la soglia è misurato mediante un clock interno da 40 MHz (Claps G. et al, 2018). Questa è la modalità “Time over Threshold” (ToT) e fornisce una misura digitale della carica rilasciata. Contemporaneamente, quando il fronte di salita del segnale CSP supera la soglia viene registrato il tempo di arrivo del segnale dovuto all'interazione della particella. Questo costituisce il “Time of Arrival” (ToA) della particella rispetto a un tempo di riferimento software o hardware e la sua risoluzione temporale massima è di 1,6 ns.

CALIBRAZIONE IN ENERGIA

La modalità di acquisizione in ToT fornisce una misura della carica rilasciata pixel per pixel in seguito all'interazione delle particelle e ciò rende necessario eseguire una procedura di calibrazione in energia. In questo caso si è preferito effettuare una scansione in energia sfruttando una sorgente di ^{241}Am , emettitore di alfa ad alta energia. La sorgente è stata collocata su uno stage lineare variando la distanza rispetto alla superficie del rivelatore, da un minimo di 7 mm ad un massimo di 37 mm con un passo di 5 mm. È stata, inoltre, utilizzata una maschera in PVC con un foro di 1 mm al fine di selezionare solo le alfa incidenti in direzione perpendicolare. Una singola interazione di alfa accende un raggruppamento di pixel (“cluster”) e la carica totale rilasciata viene misurata sommando tutti i contributi di ToT dei pixel adiacenti; il risultato è definito “ToTvolume” ed è misurato in conteggi di clock (fig. 3a). In questo modo, è stata stimata una risoluzione relativa di energia tra il 10 e il 5% per energie superiori a 1,5 MeV. Il setup sperimentale è stato anche simulato con il Software Fluka per stimare l'energia delle alfa che raggiungono il rivelatore. Il grafico in figura 3b mostra la correlazione tra le energie delle alfa e i valori medi di ToT misurati permettendo di ottenere una retta di calibrazione.

Figura 3 – Calibrazione in energia

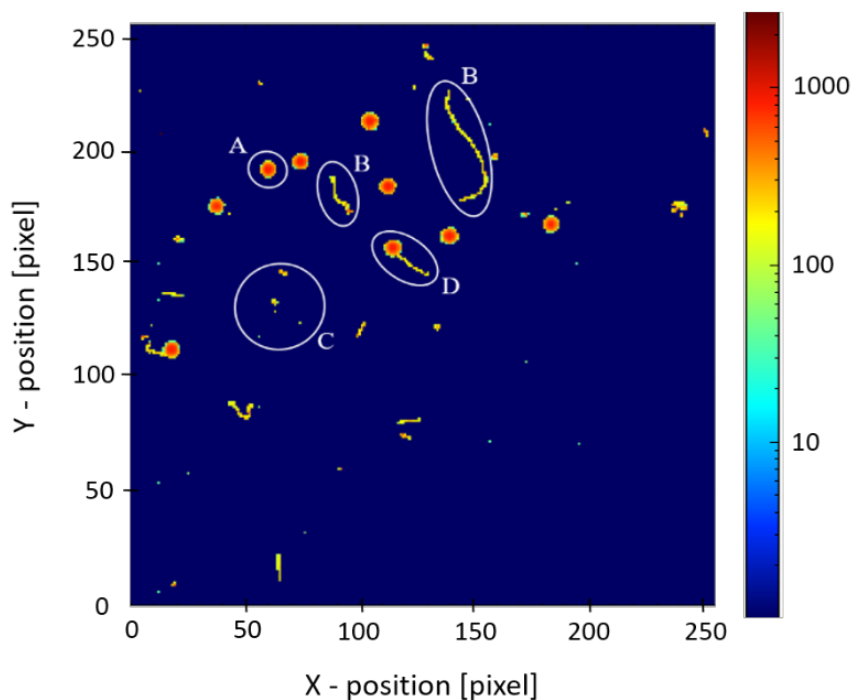


(a): scansione in energia con alfa da ^{241}Am alle diverse distanze; (b): retta di calibrazione in energia.

ANALISI MORFOLOGICA

Analogamente ai primi risultati ottenuti in passato utilizzando il Timepix1 (Caresana M. et al, 2014), anche la risposta del Timepix3 al CdTe è stata caratterizzata tramite i parametri morfologici delle tracce risultanti dall'interazione delle particelle, sfruttando la configurazione 2D e l'elevata risoluzione spaziale. A seconda del tipo e dell'energia della particella interagente, il cluster assume forme diverse (fig. 4) per cui, a livello spaziale, si possono definire una serie di parametri morfologici che consentono l'identificazione delle particelle stesse. Questo è particolarmente evidente per le tracce prodotte da beta e alfa.

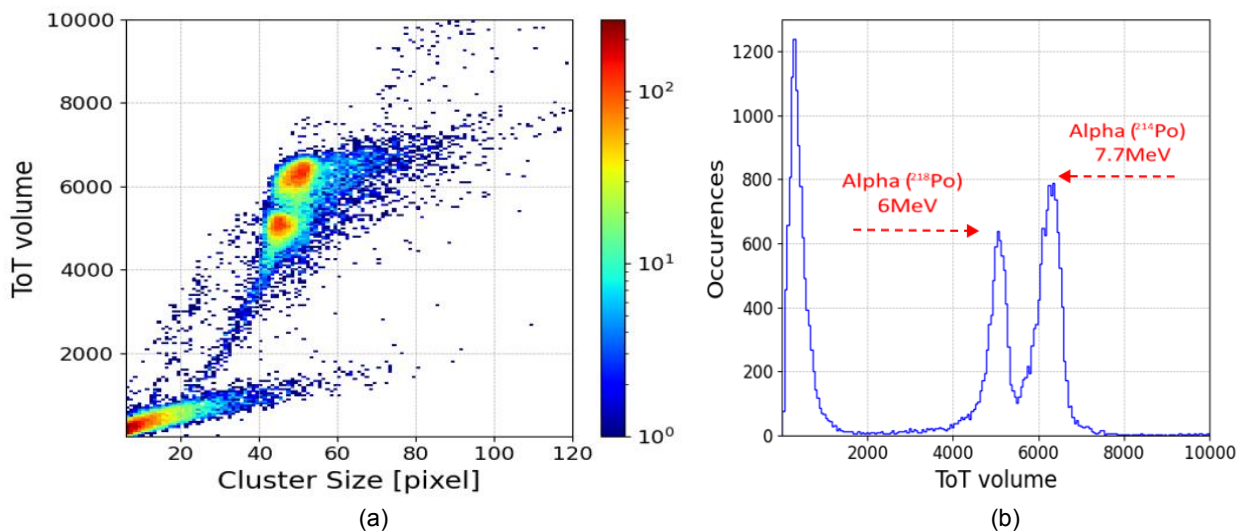
Figura 4 – Tracce di forma diversa osservate sul TPX3



A) Traccia da alfa, B) traccia da gamma o beta, C) traccia da raggi X soft e duri e D) traccia composta.

Tra i parametri più comunemente utilizzati ci sono la "cluster size" (CS) e il "ToT volume". La CS viene definita come il numero di pixel adiacenti in un singolo cluster mentre il ToT volume, come già anticipato, è la somma di tutti i valori di ToT dei pixel appartenenti al cluster. Un grafico 2D della carica in funzione della CS (fig. 5a) mostra la presenza di tre distinte popolazioni: la prima con CS basso e ToT volume basso, dovuta a tracce di tipo B e C evidenziate in figura 4, la seconda e la terza corrispondono alle tracce A e D della medesima figura. Il contributo di queste due popolazioni è evidenziato anche nella figura 5b che riporta l'istogramma del ToT volume. Si possono chiaramente osservare i due picchi corrispondenti alle due energie delle particelle alfa provenienti rispettivamente dai decadimenti di ^{218}Po e ^{214}Po .

Figura 5 – Discriminazioni tra particelle alfa, beta e gamma



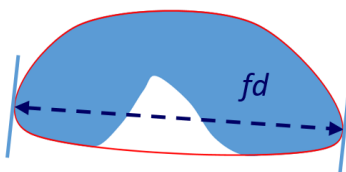
(a): distribuzione 2D che evidenzia le diverse popolazioni ; (b): le alfa da ^{218}Po e ^{214}Po presentano due distribuzioni distinte nell'istogramma del ToT volume.

In seguito, al fine di effettuare un' ulteriore discriminazione delle tracce è stato introdotto e definito il parametro "roundness" (f_{dc}):

$$f_{dc} = \sqrt{\frac{4CS}{\pi}} / f_d$$

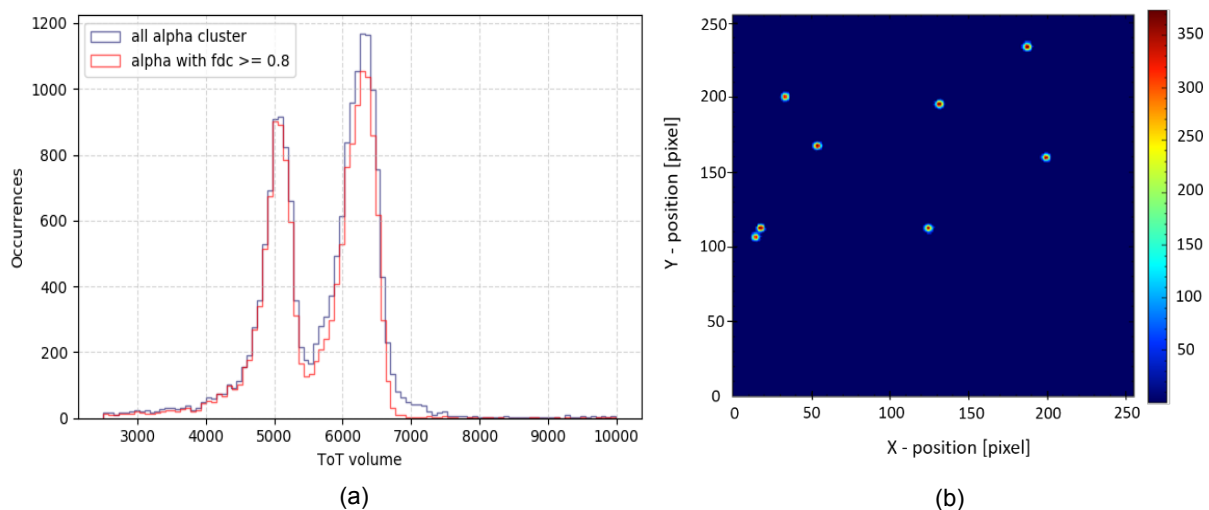
dove il numeratore definisce il diametro di un cluster circolare avente area uguale alla CS mentre f_d e' il "massimo diametro di Feret" definito come la massima distanza tra due rette parallele tangenti al perimetro del cluster (fig. 6).

Figura 6 – Massimo diametro di Feret



Introdotta il parametro f_{dc} e selezionando i cluster con $f_{dc} \geq 0.8$ e un ToT volume compreso tra 10 000 e 22 000 si nota come la distribuzione in ToT volume sia quasi sovrapposta a quella originaria (senza il taglio su f_{dc}) per cui si deduce che la maggior parte delle tracce sono quelle circolari (fig. 7).

Figura 7 – Distribuzione di ToT con filtro sulla roundness

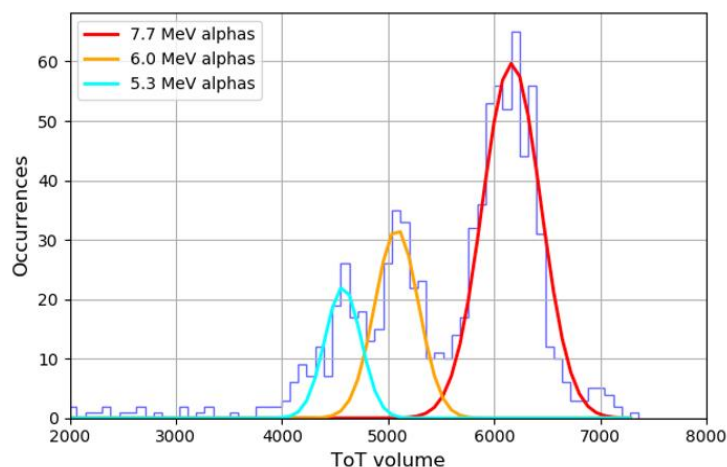


(a): istogrammi del ToT volume con e senza taglio sul valore della roundness ; (b): alcune tracce da particelle alfa dopo il taglio sulla roundness.

SPETTROSCOPIA ALFA E ANALISI TEMPORALE

La figura 8 mostra un istogramma in ToT volume registrato in seguito alla permanenza di diversi mesi del rivelatore TPX3 nel laboratorio NIXT. In questo caso, la distribuzione del ToT volume mette in evidenza la presenza di tre popolazioni distinte. Applicando la curva di calibrazione presentata in figura 3b, le energie stimate in corrispondenza dei massimi sono $5,3 \pm 0,2$ MeV, $5,9 \pm 0,2$ MeV e $7,2 \pm 0,3$ MeV dove gli errori associati sono calcolati sulla FWHM dei fit gaussiani. Il valore centrale è coerente con l'energia delle particelle alfa da ^{218}Po mentre l'energia più bassa probabilmente è dovuta alle particelle alfa da ^{210}Po che fornisce il suo contributo a causa della lunga permanenza del TPX3 nell'ambiente oggetto di misura. Il valore corrispondente all'energia più alta, invece, è leggermente sottostimato rispetto al valore atteso di 7,69 MeV delle particelle alfa da ^{214}Po e ciò è probabilmente dovuto ad un diverso andamento della curva di calibrazione ad energie più elevate, come osservato in uno studio sui rivelatori Timepix1 (Sommer M. et al, 2022). La calibrazione a energie più alte sarà oggetto di indagine in futuri lavori.

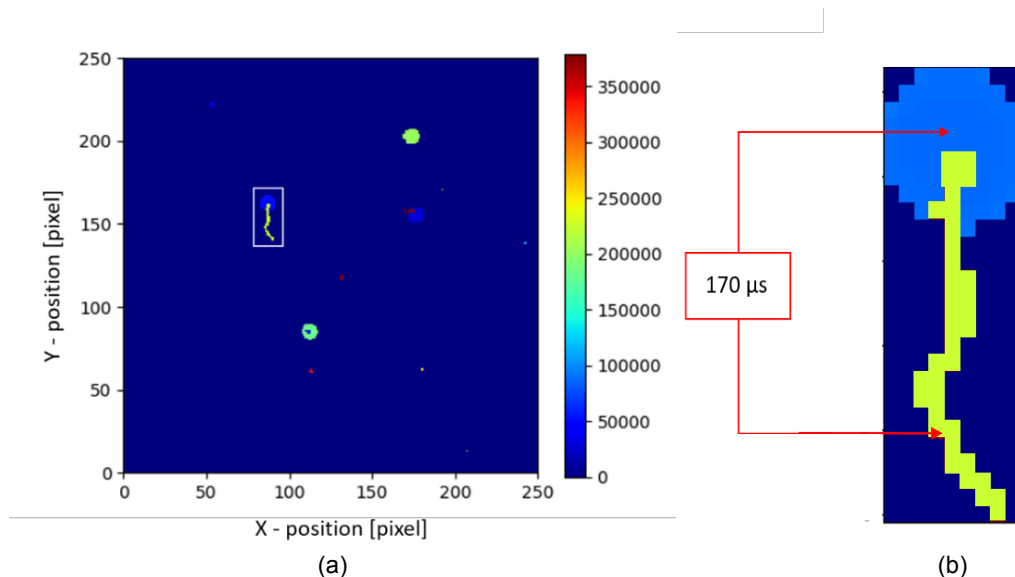
Figura 8 – Distribuzione del ToT volume



I tre picchi provengono dalle particelle alfa prodotte dal decadimento del ^{210}Po , ^{218}Po e ^{214}Po

Un'analisi più accurata è stata condotta sulle tracce composte che vengono identificate applicando tagli specifici sui valori della CS, ToT volume e Roundness. In questo modo sono state selezionate le tracce "con la coda" analoghe a quella evidenziata in figura 9 e su queste è stato stimato il tempo ToA. In particolare, è stato osservato come questo tipo di tracce (quale D, in figura 4) corrisponda alla sovrapposizione di due tracce consecutive con una differenza in tempo di alcune centinaia di μs : una tipica traccia alfa, tondeggiante, sovrapposta in parte ad una traccia beta (o gamma).

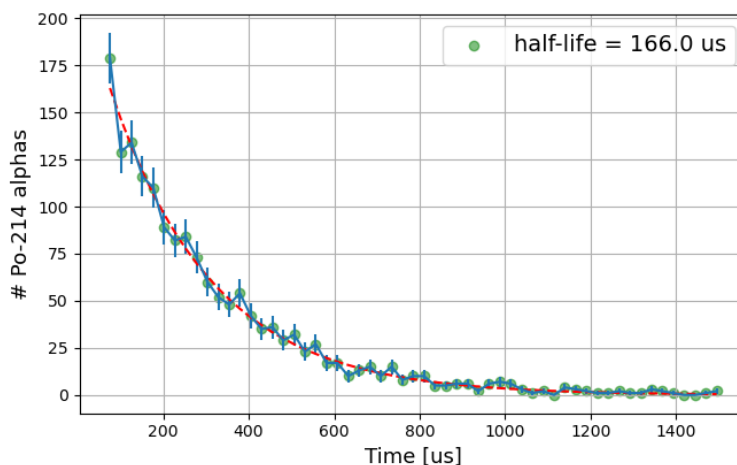
Figura 9 – Immagine 2D in tempo ToA



(a): mappa 2D in ToA con alcuni tipi di tracce; (b): vista ingrandita della traccia con "testa e coda".

Dunque, utilizzando le differenze in ToA, è possibile scomporre il singolo cluster della “traccia composta” di cui sopra in due cluster distinti: uno per la traccia beta (coda) e l'altro per l' alfa (testa). Quello che si osserva è una differenza in tempo che va da decine a diverse centinaia di μs . Al fine di indagare meglio tali differenze, per ciascuna coppia di tracce (testa e coda) è stata calcolata la differenza in tempo Δt . In questo modo si è osservato che la distribuzione dei Δt segue una tipica curva di decadimento esponenziale con un' emivita di $166 \pm 4 \mu\text{s}$, in ottimo accordo con l' emivita del decadimento alfa del ^{214}Po , di $160 \mu\text{s}$ (fig. 10).

Figura 10 – Curva di decadimento alfa del ^{214}Po



Emivita di $166 \pm 4 \mu\text{s}$ del ^{214}Po ; la linea rossa tratteggiata rappresenta il fit del decadimento esponenziale.

La “testa” della traccia identifica la particella alfa da ^{214}Po mentre la “coda”, a cui corrispondono tempi ToA più piccoli, identifica le tracce di particelle β da ^{214}Bi . Ciò dimostra chiaramente come l'analisi temporale possa essere efficacemente utilizzata per discriminare in modo più accurato alcune tracce. Nel caso specifico, è stato possibile valutare l'emivita, caratterizzata da tempi estremamente brevi, del ^{214}Po consentendo la discriminazione di quel sottoinsieme di particelle beta provenienti dal ^{214}Bi .

CONCLUSIONE

Il lavoro presentato mette in evidenza le potenzialità di un possibile e nuovo metodo di misura basato sul TPX3: le caratteristiche del CdTe combinate con quelle del chip TPX3 (alta sensibilità, compattezza, basse tensioni di lavoro, misurazione in tempo reale, portabilità, alta risoluzione spaziale e temporale, misure in energia) hanno dimostrato che questo rivelatore può essere utilizzato per un' analisi dettagliata della radiazione proveniente dalla catena di decadimento del radon. L'attività è stata incentrata prevalentemente sull'analisi morfologica e ha permesso, in modo molto efficace, di discriminare tra loro le tracce delle particelle alfa da quelle relative alle particelle beta e gamma; lavoro simile a quello eseguito con il Timepix1 (Caresana M. et al., 2014).

L'accurata calibrazione in energia, ha consentito di evidenziare chiaramente tre specifiche energie attribuibili alle alfa provenienti dalla catena di decadimento del radon; tuttavia, il risultato decisamente più significativo è quello che si è ottenuto dall'analisi temporale di determinate tracce caratterizzate da una morfologia più complessa. Si è dimostrato che esse sono il risultato di una sovrapposizione di due tracce distinte dovute all'interazione delle particelle provenienti dai decadimenti consecutivi di ^{214}Bi e ^{214}Po . Questi ultimi emettono, rispettivamente, una particella beta ed una particella alfa e osservando la distribuzione delle differenze temporali si nota un tipico andamento esponenziale con un tempo di decadimento compatibile con quello del ^{214}Po . In generale, l'evoluzione temporale degli eventi è possibile seguirla anche per tempi estremamente piccoli, come è stato dimostrato per il decadimento dell'isotopo ^{214}Bi , e può essere efficacemente applicata per discriminare particelle aventi energie simili ma i cui isotopi emettitori sono caratterizzati da emivite diverse. Ciò può rivelarsi utile in caso di presenza simultanea di radon, thoron e actinon per i quali i radionuclidi possono essere confusi nelle misurazioni spettrometriche. In conclusione, il lavoro presentato dimostra quanto il rivelatore in oggetto possa costituire un ottimo candidato per successive e innovative misure di interesse in campo radioprotezionistico.

BIBLIOGRAFIA

- Burian P., Broulím P., Jára M., Georgiev V. and Bergmann B., *Katherine: Ethernet Embedded Readout Interface for Timepix3*, 2017, JINST.
- Caresana M., Garlati L., Murtas F., Romano S., Severino C.T. e Silari M., *Real-time measurements of radon activity with the Timepix-based RADONLITE and RADONPIX detectors*, 2014, JINST.
- Claps G., Murtas F., Foggetta L., Di Giulio C., Alozy J. and Cavoto G., *Diamondpix: A CVD diamond detector with timepix3 chip interface*, 2018, IEEE Transactions on Nuclear Science.
- leap software repository, <https://software.utef.cvut.cz> (2021).
- Llopart X., Ballabriga R., Campbell M., Tlustos L. and Wong W., *Timepix, a 65k programmable pixel readout chip for arrival time, energy and/or photon counting measurements*, 2007, Nucl. Instrum. Meth. A.
- Medipix collaboration, <https://medipix.web.cern.ch> 2004.
- Poikela T., Plosila J., Westerlund T., Campbell M., Gaspari M.D., Llopart X. et al., *Timepix3: a 65k channel hybrid pixel readout chip with simultaneous ToA/ToT and sparse readout*, 2014, JINST.
- Sommer M., Granja C., Kodaira S. and Ploc O., *High-energy per-pixel calibration of timepix pixel detector with laboratory alpha source*, 2022, Nucl. Instrum. Meth. A.
- UNSCEAR, *Sources and effects of ionizing radiation*, 2000, United Nations, New York.
- Zeeb H. e Shannoun F., *WHO handbook on indoor radon: a public health perspective*, 2009, World Health Organization.

First indoor radon mapping in Campania region – southern Italy

F. Ambrosino^{1,2}, G. La Verde^{1,2}, C. Sabbarese^{2,3}, V. Roca², A. D'Onofrio^{2,3}, M. Pugliese^{1,2}

¹Department of Physics “E. Pancini”, University of Naples Federico II, Naples, Italy

²National Institute of Nuclear Physics – Naples section, Italy.

³Department of Mathematics and Physics, University of Campania “L. Vanvitelli”, Caserta, Italy.

e-mail of the presenting author: fabrizio.ambrosino@unina.it

Riassunto

Maps are important tools for geographic visualization of the state of the environment with respect to resources as well as to hazards. One of the hazards is radon (^{222}Rn): a natural radioactive gas believed to be the most important cause of lung cancer after smoking. Maps serve information of citizens, public opinion formation, decision-making by authorities for the implementation of effective and efficient radon action plans, by the prioritization of the measures to be adopted in certain areas, in order to reduce the population exposure [1]. This fact was clearly recognized also in recent laws and regulations at national and international range. The Euratom Directive 59/2013, established by the European Atomic Energy Community in revising the European Basic Safety Standards, mentions explicitly radon mapping as a technical instrument for the definition of the radon priority areas, defined as the areas of a given territory (state or region) where the probability of occurrence of high indoor radon concentrations is significantly greater ($\geq 300 \text{ Bq}\cdot\text{m}^{-3}$, i.e. the reference level) than other parts of the territory. In Italy, this Directive adopted by the Council of the European Union, has been transposed into national law by the Legislative Decree 101/2020, which establishes the legal regime for radiological protection against the dangers arising from exposure to ionizing radiation for both workers and general population, involving workplaces, dwellings and public buildings. In particular, a further emphasis is given in the need of regional radon map: the article 11 of the Decree establishes that the Italian regions have to identify radon priority areas defined as portions of territory of a given region where the percentage of monitored building, in which the indoor radon activity concentration is greater than the reference level of $300 \text{ Bq}\cdot\text{m}^{-3}$, is equal or exceeds 15% of the total. Therefore, in order to fulfill this new research task of regulatory obligation of mapping the distribution of radon gas, few and recent studies have been published. Each of them adopt specific technical criteria on the data normalization and on the mesh subdivision of the investigated territory according to administrative, geographical, geological or geometric portions. Regarding Italy, only a few regions of central and northern Italy made publicly available regional maps, and the others only partially completed their indoor measurement campaigns. In this context, the current work presents a first indoor radon mapping at regional scale of the Campania territory in southern Italy, based on the municipal average concentrations of indoor radon, normalized at ground floor. The Campania, one of the twenty Italian region and located in the south part of Country, is the third region for number inhabitants with a population of over 5.8 million, and the eleventh for territorial extension occupying an area of about 13600 km^2 . The administrative territory is comprised of 550 municipalities belonging to five provinces: Avellino (118 municipalities), Benevento (78 municipalities), Caserta (104 municipalities), Naples (92 municipalities), and Salerno (158 municipalities). The measurements of the activity concentrations of radon in the monitored indoor environments were performed by LR-115 and CR-39 solid state nuclear track detectors. Measurements covered two consecutive semesters, obtaining a year of averaged exposure. The detectors consist of materials very sensitive to energy of highly ionizing particles, such as alpha particles, housed inside a radon-permeable plastic holder, in which radon gas diffuse and having the role to avoid that the radon daughters could reach the measurement volume. The alpha particles generated from the decay of radon damage the molecular bonds of the sensible films of the detectors creating sub-microscopic latent tracks. Using a calibration curve validated during international intercomparison campaigns at different known radon exposure, the number of tracks can be converted into radon activity concentration [2]. In order to reduce the heterogeneity of the database of indoor ^{222}Rn activity concentrations measurements obtained by annual monitoring in buildings environments, at different floor, throughout the Campania region, the ground floor normalization procedure [1] need to be applied. Ground floor indoor radon concentration is recognized as optimal indicator for radon mapping purposes, also according to the Italian Legislative Decree 101/2020, because its value is strongly correlated to the soil radon flux and indoor entry rate. So, to make statistically significant the available data and to put all together in the mapping and the analysis, they were normalized to ground floor. In the current study, the indoor radon map of Campania is presented based on a database consisting of 4622 measurements performed at various floors in different types of buildings (dwellings, schools, university, workplaces, public establishments, stores), randomly chosen within each municipality and representative of all the Campania building stock. The used database is composed by data from recent campaigns performed in the last twenty-years, and another consistent part of the data dates back to the nineties of the previous century during surveys started in the context of the Italian National Radon Survey. Some considerations emerge from the results: (i) the province of Naples is the most monitored, while those of Benevento and Avellino the least; (ii) many municipalities were monitored with few measurements, less than 10, decreasing by an average of six times; (iii) the

number of municipalities having indoor radon activity concentration $\geq 300 \text{ Bq}\cdot\text{m}^{-3}$ is about five times less for municipalities with at least 1 measurement, while halved for municipalities with more than 10 measurements; (iv) the ground and lower floors are the most sampled, and the number of municipalities and measurements decrease as the floor increases; (v) as natural, the indoor radon values increase up to the ground and lower floors. The frequency distribution of all database is the log-normal function, confirming the literature. The main statistical indicators of the entire database are: mean value = $156 \text{ Bq}\cdot\text{m}^{-3}$; standard deviation = $141 \text{ Bq}\cdot\text{m}^{-3}$; minimum value = $87 \text{ Bq}\cdot\text{m}^{-3}$; maximum value = $1085 \text{ Bq}\cdot\text{m}^{-3}$; skewness = $3 \text{ Bq}\cdot\text{m}^{-3}$; 11% of the data exceed the reference level of $300 \text{ Bq}\cdot\text{m}^{-3}$. This mean value is higher the mean from a previous article based on the Italian National Radon Survey: $95 \text{ Bq}\cdot\text{m}^{-3}$ [3] performed mainly in dwelling environments. The increasing of the mean value derives from the fact that measurements in schools, shops and public buildings are added where ventilation rate is poor [4]. The obtained mapping of indoor radon in Campania region highlights many municipalities not sampled (Fig. 1). In fact, the map is obviously incomplete and need to be upgraded and revisioned in the near future (following the requirements of the D.lgs 101/2020), with a significant increase in measurements, especially in the municipalities not monitored, i.e. more than 150. High indoor radon values occur in the center-west part of the region, located in the south-west of Caserta province and all Napoli province. Medium and low values are scattered throughout the remain part of Campania. Roughly, these results mimic the main volcanic centres and the faults network, and reflect the increasing in permeability and ^{238}U radioactivity content of the region. Spots of high/medium indoor radon activity concentration appear in the map, mainly due to the use of natural building material originating from volcanic areas, like tuffs, intensively adopted also in other parts of the territory away from extraction and production sites. According to the article 11 of the Legislative Decree 101/2020, in Fig. 4b, 47 municipalities located can be classified as radon priority areas having more than 15% of measurements overtaking $300 \text{ Bq}\cdot\text{m}^{-3}$ (Fig. 1). This work outlines the need to increase the measurements not only in municipalities not monitored, but also in those with few measurements (less than 10). The map represents a useful tool for the public administration to plan a regional strategy and mitigation policy to properly apply in indoor environments (public buildings and private dwellings) in radon priority areas, in order to reduce the activity concentration below the recommended action level of $300 \text{ Bq}\cdot\text{m}^{-3}$.

- [1] Chiaberto E. et al. 2022. J. Eur. Radon Ass. 3: 7719.
- [2] Sabbarese C. et al. 2020. Radiat. Prot. Dosim. 191 (2) 154-159.
- [3] Bochicchio F. et al. 2005. Radiat. Meas. 40 (2-6), 686-694.
- [4] Venoso G., et al. 2009. Radiat. Meas. 44 (1), 127-130.

Metodologia per la validazione di un software di monitoraggio della dose finalizzata alla definizione della procedura di follow-up del paziente in radiologia interventistica

Brambilla L.¹, Cavatorta C.¹, Veronese I.², Tenconi C.¹, Giandini T.¹, Gallo R.³, Basile P.³, Pignoli E.¹

¹*ssd Fisica Medica, Fondazione IRCCS Istituto Nazionale dei Tumori, Via Venezian 1, 20133, Milano, Italia*

²*Dipartimento di Fisica, Università degli Studi di Milano, Via Celoria 16, 20133, Milano, Italia*

³*S.C. Radiologia Diagnostica e Interventistica, Fondazione IRCCS Istituto Nazionale dei Tumori, Via Venezian 1, 20133, Milano, Italia*

laura.brambilla@istitutotumori.mi.it

INTRODUZIONE

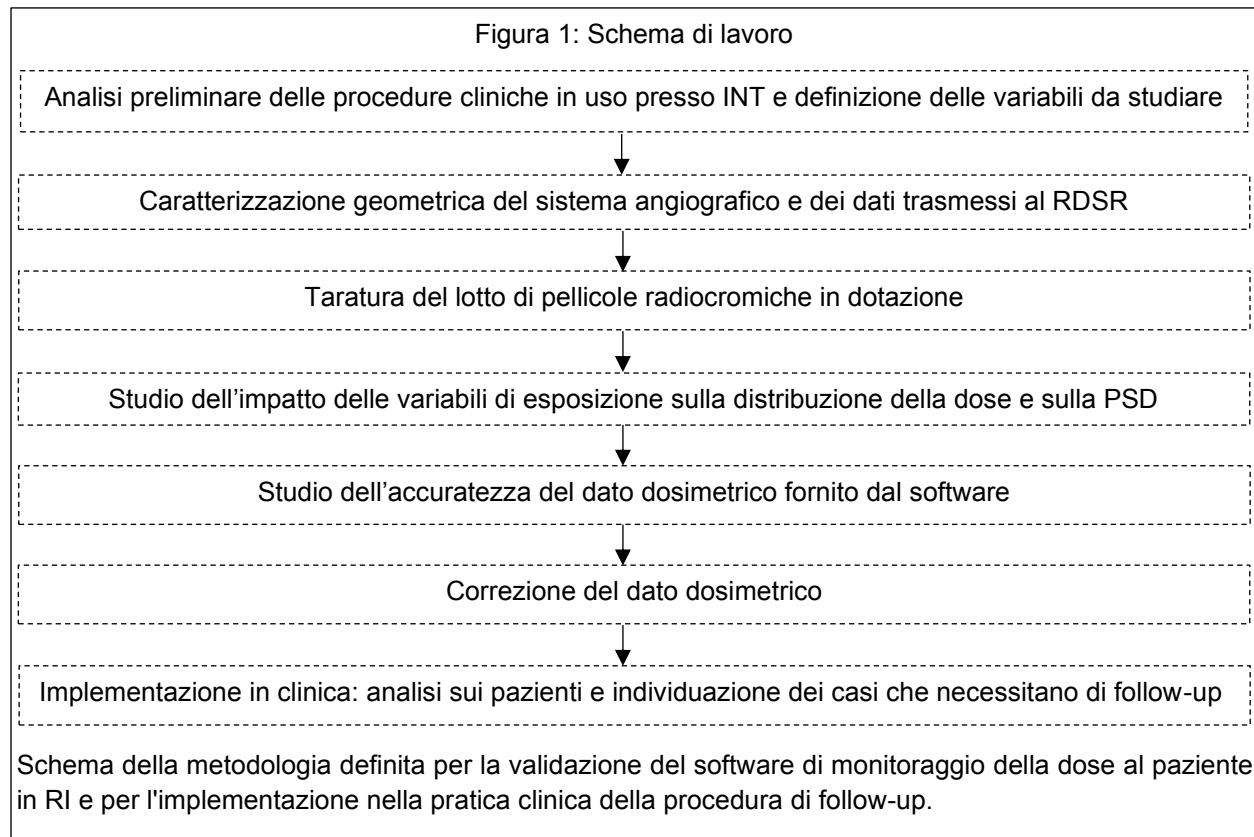
La radiologia interventistica (RI) è una pratica medica consistente nell'impiego di tecniche per immagini a raggi X per agevolare l'introduzione e la guida di dispositivi nell'organismo a fini diagnostici o terapeutici. L'utilizzo clinico frequente di queste procedure e la prolungata esposizione del paziente alle radiazioni rendono la RI una delle pratiche più impattanti dal punto di vista della dose di radiazione erogata. Pertanto in RI il controllo della dose al paziente è di primaria importanza, in particolare per evitare, ove possibile, l'insorgenza di effetti deterministici alla cute, dal semplice eritema fino all'ulcera. Questo aspetto viene sottolineato anche dalla vigente normativa italiana e dalle più recenti linee guida [(D.Lgs.101/2020), (ISS 2021)], che richiedono il monitoraggio della dose al paziente esposto a radiazioni e la definizione di condizioni soglia per l'attivazione di una procedura di follow-up, al fine di monitorare l'eventuale insorgenza di danni alla cute.

Nell'ambito della RI, l'indice dosimetrico più rilevante è la dose cutanea di picco (peak skin dose-PSD), ovvero la dose massima assorbita localmente dalla cute. Per effettuare un monitoraggio accurato, oltre alla PSD è necessario verificare anche la distribuzione spaziale della dose alla cute. Attualmente lo strumento di elezione per queste valutazioni sono le pellicole radiocromiche XR-RV3, dosimetri chimici autosviluppanti nei quali l'irraggiamento provoca una variazione della densità ottica correlabile con la dose assorbita. Le pellicole presentano notevoli vantaggi, quali dimensioni ampie, buona sensibilità e maneggevolezza nell'utilizzo. Tuttavia il costo elevato, l'impossibilità di riutilizzo, la complessità di conservazione e la necessità di una procedura di taratura per ogni lotto, ne rendono complicata l'adozione nella pratica clinica quotidiana. Negli ultimi anni sono stati quindi sviluppati alcuni software di monitoraggio della dose che utilizzano le informazioni presenti sul report archiviato automaticamente al termine di ogni esame e forniscono una stima di PSD e distribuzione di dose alla cute. Questi software devono essere validati prima dell'utilizzo nella pratica clinica. Questo lavoro ha permesso di definire una procedura di caratterizzazione del software di monitoraggio della dose al paziente nell'ambito della RI DoseWatch™, al fine di validarne il dato dosimetrico di output con scopo ultimo l'introduzione dello stesso nella pratica clinica per il controllo in tempo reale della dose al paziente unitamente alla definizione dei requisiti e della procedura di follow-up, in ottemperanza alle esigenze di legge evidenziate.

MATERIALI E METODI

Lo studio è stato interamente realizzato sul sistema angiografico Siemens Axiom Artis Zee Ceiling (Siemens Healthcare GmbH© 2022), collegato alla piattaforma DoseWatch™, che utilizza i dati registrati nel report dosimetrico DICOM archiviato al termine di ogni esame (DICOM Radiation Dose Structured Report – RDSR) [(Greffier 2019), (Jones 2011)] per riportare le informazioni geometriche e calcolare quelle dosimetriche di ciascun esame eseguito.

L'accuratezza del software nella valutazione del dato dosimetrico è stata esaminata mediante interconfronto con le pellicole radiocromiche XR-RV3. Si descrive in Figura 1 la procedura seguita per la realizzazione dello studio.



ANALISI PRELIMINARE DELLE PROCEDURE CLINICHE: Sono stati analizzati, mediante indagine statistica, i protocolli utilizzati presso INT. Questa analisi è necessaria per determinare i protocolli più frequenti e al tempo stesso più rilevanti che concorrono alla dose rilasciata al paziente, e per definire le variabili ed i parametri di acquisizione più appropriati per lo studio dosimetrico e la validazione del software in una condizione quanto più possibile simile alla situazione della pratica clinica.

CARATTERIZZAZIONE GEOMETRICA DEL SISTEMA: Altra indagine preliminare fondamentale è la caratterizzazione geometrica del sistema, in quanto l'accuratezza geometrica dei dati di input è condizione necessaria alla correttezza del dato dosimetrico fornito dal software. Tale caratterizzazione è stata realizzata acquisendo immagini di diversi fantocci che consentono di valutare in maniera quantitativa se le impostazioni scelte dall'utente si traducano e registrino correttamente. Sono stati quindi verificati gli spostamenti del tavolo porta-paziente, l'inclinazione dell'arco a C del sistema angiografico, l'ortogonalità del fascio e la corretta registrazione delle distanze relative del sistema.

TARATURA DELLE PELLICOLE RADIOCROMICHE: Le valutazioni dosimetriche sono state effettuate mediante pellicole radiocromiche XR-RV3. Per prima cosa devono essere definite le condizioni ottimali di irraggiamento e lettura dei film, fondamentali per ridurre quanto più possibile l'incertezza associata alla misura. Sono stati quindi individuati: la regione di maggiore uniformità del campo di radiazione all'interno della quale posizionare i dosimetri sia in fase di taratura che di irraggiamento, l'orientazione ideale con cui posizionare i film da irraggiare rispetto alla sorgente, il tempo ottimale da attendere prima della lettura delle pellicole irraggiate, l'orientazione dei dosimetri nello scanner e le impostazioni di quest'ultimo. È stato quindi tarato il lotto in dotazione, definendo la relazione tra l'annerimento dei film e la misura di kerma in aria ottenuta con una camera a ionizzazione calibrata [(Farah 2015), (McCabe 2011)]. Sono state irraggiate pellicole dello stesso lotto a livelli di kerma in aria crescenti da 0.2 Gy a 3 Gy e utilizzando un fascio di raggi X generato dal tubo radiogeno con una tensione applicata coerente con quanto emerso dall'analisi delle procedure maggiormente utilizzate. In questa fase è inoltre fondamentale valutare esaustivamente le incertezze associate alle misure. Seguendo l'approccio proposto in letteratura (Farah 2015) sono state scorporate le sorgenti di incertezza legate alle misure di dose (incertezza nella misura della camera a ionizzazione e livello di uniformità del fascio), all'uso delle pellicole (dipendenza dal dose rate, incertezza dei pixel value entro una regione di interesse e tra fogli diversi dello stesso lotto), all'uniformità dello scanner, alla curva di taratura.

DISTRIBUZIONI DI DOSE E DOSE CUTANEA DI PICCO: Irraggiando in fantoccio (lastre di Plastic Water®DT- CIRS) e in diverse configurazioni le pellicole tarate (fig. 2) si è valutato l'impatto sulle distribuzioni spaziali della dose alla cute di diversi parametri di acquisizione: il campo di vista, l'inclinazione dell'arco a C in direzione latero-laterale (L-L) e cranio-caudale (C-C), la distanza sorgente-rivelatore, l'altezza del tavolo e lo spostamento sul piano del paziente. Le distribuzioni ottenute sulle pellicole sono state confrontate con quelle stimate dal software. L'analisi delle pellicole è stata eseguita realizzando una macro nel software ImageJ che dividesse l'immagine della pellicola in 169 regioni di interesse (ROI) da 20x20 pixel e che calcolasse per ciascuna il segnale medio. Rappresentando graficamente i risultati tramite Python si è ottenuta la distribuzione spaziale della dose. Individuando poi la ROI associata alla densità ottica maggiore si è ottenuto il kerma in aria corrispondente dalla curva di taratura, e quindi, moltiplicando per il rapporto tra i coefficienti massici di assorbimento del tessuto molle e dell'aria si è determinata la PSD, che è stata confrontata con il valore dato da DoseWatch™.

Figura 2: Sistema angiografico



Sistema angiografico Axiom Artis Zee Ceiling (Siemens Healthcare GmbH©2022) su cui è stato realizzato lo studio.

ANALISI SU PAZIENTI E PROPOSTA PER IL FOLLOW-UP: La validazione del dato dosimetrico descritta è un primo passo verso l'introduzione del software nella pratica clinica, ma non può prescindere dalla definizione di valori di allerta immediatamente osservabili dall'operatore durante

la procedura in modo da poter ottimizzare l'esposizione e nel caso non sia evitabile il superamento attivare una procedura di follow-up. Pertanto sono state identificate le procedure per le quali, nell'arco di un anno, la PSD è risultata superiore a 2 Gy, sia con una procedura singola che con procedure ripetute nell'arco di 60 giorni, in ottemperanza alle recenti linee guida (ISS 2021).

RISULTATI E DISCUSSIONE

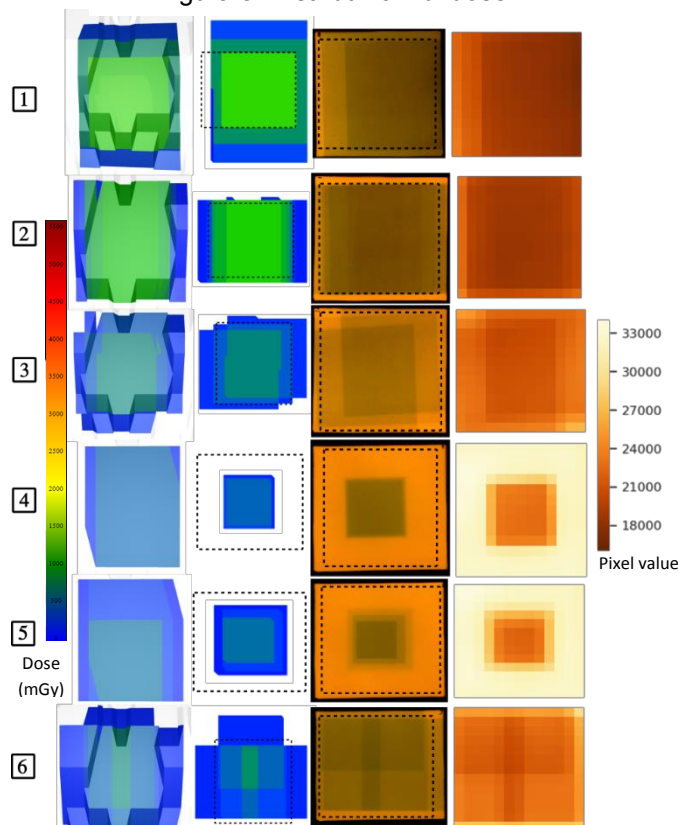
ANALISI PRELIMINARE DELLE PROCEDURE CLINICHE: Dall'analisi statistica sulle procedure in uso presso INT è emerso che le più significative in termini sia di frequenza che di dose al paziente sono quelle relative all'indagine e al trattamento di patologie epatiche, e in particolare la chemioembolizzazione (TACE) e l'angiografia digitale dell'aorta addominale. Dallo studio di queste procedure sono stati inoltre registrati i parametri di acquisizione statisticamente più utilizzati in termini di tensione del tubo radiogeno, corrente anodica, posizione del tavolo portapaziente, filtrazione utilizzata, campo di vista e frame al secondo, poi riprodotti nelle fasi successive dello studio.

CARATTERIZZAZIONE GEOMETRICA DEL SISTEMA: Per quanto riguarda la caratterizzazione geometrica del sistema, tutte le prove eseguite hanno mostrato che le impostazioni definite dall'utente vengono tradotte correttamente dall'apparecchiatura, ed è quindi stato possibile confermare l'accuratezza del sistema nell'interpretazione dei dati geometrici. Questo risultato permette di escludere la presenza di errori sistematici dovuti ad una non corretta comunicazione tra il sistema angiografico e il software.

TARATURA DELLE PELLICOLE RADIOCROMICHE: I punti di taratura ottenuti sono stati fittati con un polinomio di terzo grado, per il quale si è registrato un coefficiente di determinazione $R^2=0.9994$. L'incertezza totale associata alle misure di dose, ottenuta accorpondo i contributi dati dalle diverse fonti di incertezza, è risultata del 13.4% per $k=1$ e del 25.7% per $k=2$.

DISTRIBUZIONI DI DOSE E DOSE CUTANEA DI PICCO: Per tutti i casi analizzati si è osservato un buon accordo qualitativo tra le mappe di dose fornite da DoseWatch™, modellizzate su fantocci virtuali sia antropomorfi che 2D, e quelle ottenute su pellicole, come mostrato in Figura 3. Dall'analisi quantitativa si sono osservate differenze percentuali tra le PSD calcolate dal software e misurate dalle pellicole in media del 23.5%, come riportato in Tabella 1. Confrontando queste differenze con l'incertezza totale, si può concludere che in termini di PSD la discrepanza è confrontabile con le incertezze ottenute, ma non trascurabile. Un fattore degno di nota è la sistematicità con cui si osserva che le PSD misurate mediante le pellicole sono maggiori del dato fornito dal software. Tale sottostima potrebbe essere dovuta ad uno dei fattori di calcolo della PSD, i cui valori esatti non sono tutti noti all'utilizzatore: il fattore di attenuazione del tavolo portapaziente e del materasso, di assorbimento della cute e di radiazione retrodiffusa dal paziente. Tra questi in particolare è possibile ipotizzare che la sottostima possa derivare dal fattore usato di default da DoseWatch™ per tenere conto dell'attenuazione del lettino (1.4 mmAl), che non risulta confrontabile con la trasmissione misurata del fascio pari a 0.8. Si è introdotto quindi cautelativamente un fattore correttivo nel software pari a 1.24, che tenga conto della discrepanza media riscontrata tra la dose calcolata sulle pellicole e computata dal software.

Figura 3: Distribuzioni di dose



Mappe di dose in cute computate dal software su fantocci antropomorfi e 2D (colonne 1 e 2). Mappe corrispondenti ottenute su pellicole e ricavate dall'analisi su ImageJ per le configurazioni oggetto di studio (colonne 3 e 4), ottenute indagando l'influenza dei seguenti parametri: campo di vista (1), inclinazione dell'arco in direzione L-L e C-C (2 e 3), distanza sorgente-rivelatore (4), altezza del tavolo (5), spostamenti sul piano del paziente (6).

Tabella 1: Confronto delle PSD

	PSD (Gy)	PSD DW (Gy)	Diff %
1	1.66	1.11	32.85%
2	1.35	1.04	22.67%
3	0.88	0.69	21.86%
4	0.66	0.53	19.56%
5	0.73	0.58	20.18%
6	0.99	0.75	24.03%

Valori di PSD calcolati mediante pellicole radiocromiche, corrispondenti valori forniti dal software (DW) e differenze percentuali tra i due.

ANALISI SU PAZIENTI E PROPOSTA PER IL FOLLOW-UP: A seguito dell'introduzione del fattore correttivo è stato possibile definire il numero di pazienti da ricontattare e per i quali attivare la procedura di follow-up. Rispetto alle circa 800 procedure di RI eseguite in un anno, presso INT si sono registrati circa 30 casi di superamento della soglia di 2 Gy.

CONCLUSIONI

Lo studio ha evidenziato come la validazione di un software per il calcolo della dose al paziente negli esami radiologici necessita di un confronto con misure di dose accurate e della possibilità di accedere ai parametri utilizzati dal software stesso per il calcolo della dose per stimare il livello di incertezza che queste tipologie di calcolo possono avere. Solo a seguito di una validazione di questo tipo è possibile introdurre nella pratica clinica il software e identificare i pazienti per cui attivare la procedura di follow-up.

Bibliografia

- [1] Decreto Legislativo 101 del 31 luglio 2020. *Attuazione della Direttiva 2013/59/Euratom, che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti, e che abroga le direttive 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom e 2003/122/Euratom e riordino della normativa di settore in attuazione dell'articolo 20, comma 1, lettera a), della legge 117 del 4 ottobre 2019. Supplemento Ordinario - Gazzetta Ufficiale 201 del 12 agosto 2020.*
- [2] Farah J, Trianni A, Ciraj-Bjelac O, Clairand I, De Angelis C, Delle Canne S, Hadid L, Huet C, Jarvinen H, Negri A, Novák L, Pinto M, Siiskonen T, Waryn MJ, Knežević Ž. *Characterization of XR-RV3 GafChromic® films in standard laboratory and in clinical conditions and means to evaluate uncertainties and reduce errors.* Med Phys. 2015 Jul;42(7):4211-26. doi: 10.1118/1.4922132. PMID: 26133620.
- [3] Istituto Superiore di Sanità, Rapporto ISTISAN 21/1. *Indicazioni operative per l'ottimizzazione della radioprotezione nelle procedure di radiologia interventistica, 2021.*
- [4] Joël Greffier, Nicolas Grussenmeyer-Mary, Ahmed Larbi, Jean Goupil, Guillaume Cayla, Bertrand Ledermann, Jean Paul Beregi, Julien Frandon, *Experimental evaluation of a radiation dose management system-integrated 3D skin dose map by comparison with XR-RV3 Gafchromic® films*, Physica Medica, Volume 66, 2019, Pages 77-87, ISSN 1120-1797, <https://doi.org/10.1016/j.ejmp.2019.09.234>.
- [5] Jones AK, Pasciak AS. *Calculating the peak skin dose resulting from fluoroscopically guided interventions. Part I: Methods.* J Appl Clin Med Phys. 2011 Nov 15;12(4):3670. doi: 10.1120/jacmp.v12i4.3670. Erratum in: J Appl Clin Med Phys. 2014 Jul;15(4):402. PMID: 22089023; PMCID: PMC5718743.
- [6] McCabe BP, Speidel MA, Pike TL, Van Lysel MS. *Calibration of GafChromic XR-RV3 radiochromic film for skin dose measurement using standardized x-ray spectra and a commercial flatbed scanner.* Med Phys. 2011 Apr;38(4):1919-30. doi: 10.1118/1.3560422. PMID: 21626925; PMCID: PMC3078021.

Approccio integrato per la determinazione degli attinoidi (²⁴¹Am, ²⁴²Cm, ²⁴⁴Cm e isotopi del plutonio) in campioni metallici derivanti dal decommissioning delle centrali nucleari italiane

D. Gorietti¹, I. Giardina¹, D. Arginelli², P. Battisti³

¹ENEA C.R. Casaccia, Via Anguillarese 301 – 00123 S. Maria di Galeria (Roma)

²ENEA C.R. Saluggia, Strada per Crescentino – 13040 Saluggia (VC)

³ENEA C.R. Bologna, Via Martiri di Monte Sole 4 – 40129 Bologna

daniela.gorietti@enea.it

Abstract

Oggetto di questo lavoro è la presentazione di una metodica analitica appositamente messa a punto presso il Laboratorio di Monitoraggio e Misura della Radioattività dell'Istituto di Radioprotezione dell'ENEA (ENEA IRP-MIR) di Casaccia per la determinazione sequenziale dei singoli isotopi di plutonio (²³⁸Pu, ²³⁹Pu, ²⁴⁰Pu, ²⁴¹Pu) americio e curio (²⁴¹Am, ²⁴²Cm, ²⁴⁴Cm), partendo da un'unica aliquota di campione metallico derivante dal decommissioning di un impianto nucleare italiano, attraverso l'accoppiamento di diverse e complementari tecniche di rivelazione.

Gli attinoidi sono tra i radionuclidi che più contribuiscono alla radiotossicità dei rifiuti radioattivi. Mentre altri radioisotopi, come i prodotti di attivazione (³H, ¹⁴C, ⁶⁰Co, ⁶³Ni...) e di fissione (⁹⁰Sr, ¹²⁹I, ¹³⁴Cs, ¹³⁷Cs...) beta/gamma emettitori, sono tendenzialmente più facili da misurare, gli elementi transuranici presentano in tal senso difficoltà decisamente superiori, soprattutto per quanto riguarda la separazione radiochimica in matrici generalmente complesse, quali sono i materiali derivanti dal decommissioning.

Oltre a questo, ci sono da considerare anche i limiti intrinseci della rivelazione degli alfa emettitori. A prescindere dalla tecnica di purificazione, infatti, alcune sovrapposizioni spettrali non possono essere risolte: è il caso delle emissioni alfa degli isotopi di ²³⁹Pu e ²⁴⁰Pu, troppo vicine tra loro per poter essere osservate separatamente in spettrometria alfa. E' quindi necessario utilizzare un metodo di misura diverso per poter ottenere le singole attività di questi due radioisotopi.

In realtà, anche la determinazione dell'isotopo ²⁴¹Pu, beta emettitore, necessita di una diversa tecnica di rilevazione, come ad esempio la scintillazione liquida. Tuttavia, poiché questo metodo di rilevazione non è selettivo, è fondamentale, anche in questo caso, realizzare una purificazione radiochimica dagli altri beta emettitori interferenti, presenti nella matrice.

Poiché la procedura di separazione radiochimica è lunga e complessa, si è trovata una soluzione che permettesse di effettuare il pretrattamento del campione una sola volta e la determinazione di tutti gli isotopi di interesse tramite l'accoppiamento di differenti tecniche di misura, compresa la spettrometria di massa a singolo quadrupolo per la determinazione delle singole attività degli isotopi di ^{239}Pu e ^{240}Pu .

Il metodo prevede un attacco acido del campione fino a completa dissoluzione, seguito da una serie di passaggi per la rimozione degli interferenti chimici (principalmente ferro) e radiochimici (come uranio e torio) mediante cromatografia ionica. Il metodo è detto sequenziale, in quanto procede separatamente, ma contemporaneamente, per gli isotopi del plutonio, da una parte, e gli isotopi di americio e curio, dall'altra, fino alla preparazione di due sorgenti per il conteggio in spettrometria alfa (Canberra), mediante elettrodeposizione.

Per quanto attiene il plutonio, dopo il conteggio in spettrometria alfa, il piattello viene sottoposto a specifico trattamento di dissoluzione al fine di ottenere due aliquote: una per la determinazione dell'isotopo ^{241}Pu mediante rivelazione delle sue emissioni beta a bassa energia, con contatore a scintillazione liquida di tipo ultra low level (QUANTULUSTM 1220 della Perkin Elmer) e l'altra per la determinazione dei singoli isotopi ^{239}Pu e ^{240}Pu mediante ICP-MS (Agilent 7700), in termini di massa.

Quest'ultima misura, tuttavia, risulta inficiata dall'interferenza isobarica dell' ^{238}U sulla massa 239, a causa dell'incompleta decontaminazione da uranio e della conseguente formazione dell'addotto protonico $^{238}\text{UH}^+$. Studiando più approfonditamente questa interferenza, è stato verificato che essa risulta proporzionale alla quantità di uranio presente nel campione analizzato e, pertanto, è stato possibile costruire un modello per ricavare un fattore di correzione sperimentale del segnale misurato a massa 239.

L'informazione sul rapporto in termini di massa, così ottenuta, combinata all'informazione dell'attività totale misurata per spettrometria alfa, permette di calcolare le singole attività degli isotopi ^{239}Pu e ^{240}Pu , risolvendo un semplice sistema di equazioni matematiche.

La resa chimica della procedura analitica risulta, come prevedibile, dipendente dalla quantità di campione analizzato. Sottoponendo 10 g di campione metallico a dissoluzione e prelevando un'aliquota corrispondente a circa 300 mg di campione disciolto, si ottengono rese intorno all'89% e al 96% per il plutonio e l'americio/curio, rispettivamente.

Considerando tali rese ed un tempo di conteggio tipico di 600.000 s si ottengono valori di MDA dell'ordine di 10^{-4} Bq/g per gli alfa emettitori, mentre per il ^{241}Pu il valore di MDA si attesta intorno agli 80 mBq/g.

mention that the screed plays a crucial role in shielding α -, β -, and γ -radiations [5]. As a matter of fact, we estimated that the screed attenuates the γ -rays by a factor 2, whereas the β -radiation is damped from 43 to 2 cps.

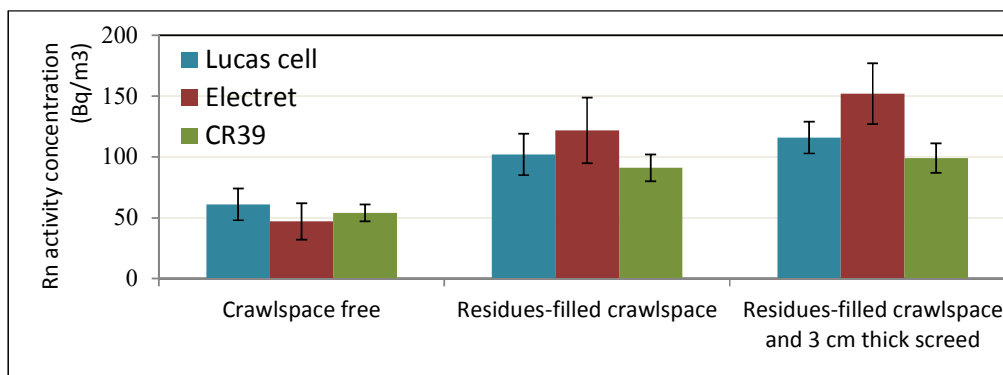


Fig. 1 The values reported are averaged over 11 CR39s and 6 electrets used in two different campaigns, each of which being about 3 months long.

In addition, we carried out radiometric measurements based on ICP-Mass and γ -spectrometry, as well as X-ray fluorescence and X-ray diffraction analysis of the residues (not shown here). These measurements confirmed, on the one hand, the presence of elemental ^{232}Th , ^{238}U , and, on the other hand, that the main mineral structures of the TENORM were fluorapatite and hydroxyapatite, as expected for factory residues.

Finally, the results of the model were compared to a real use case, i.e., a warehouse in Crotone. Remarkably, a good agreement was found between the results of the environmental screening of the warehouse and the predictions of the model in terms of ^{222}Rn activity. This indicates that ^{222}Rn can actually be used as a TENORM precursor in order to indirectly determine and to map the phosphorite contamination. In terms of perspective, the house-model will be used to study the behavior of ^{222}Rn gas in a controlled environment. As a final note, we highlight that a recycle of the residues is still possible in outdoor environments provided that particular attention is paid to potentially dangerous factors, such as the erosive action of atmospheric agents.

- [1] Rutherford, P. M., M. J. Dudas, and J. M. Arocena. "Radon emanation coefficients for phosphogypsum." *Health Physics* 69.4 (1995): 513-520.
- [2] Nicolino, Antonella, et al. "TENORM employed as inert material for house building: a model for evaluating the radon activity enhancement." *Environmental Science and Pollution Research* 29.17 (2022): 25020-25028.
- [3] Yanchao, Song, et al. "Study on a new charcoal closed chamber method for measuring radon exhalation rate of building materials." *Radiation Measurements* 134 (2020):106308.
- [4] Keller, G., B. Hoffmann, and T. H. Feigenspan. "Radon permeability and radon exhalation of building materials." *Science of the total environment* 272.1-3 (2001): 85-89.
- [5] Han, Baoguo, Liqing Zhang, and Jinping Ou. *Smart and multifunctional concrete toward sustainable infrastructures*. Singapore: Springer (2017): 329-327.

Progetto di un sistema IoT per la segnalazione di eventi anomali in un reparto di terapia di medicina nucleare

G. Stendardo¹, C. Nuccetelli¹, S. Grande¹, A. Palma¹, G. Venoso¹, C. Zicari², C. Andenna², G. Frau³, I. Bonanno³, V. Landoni⁴, R. Sciuto⁴, V. Bruzzaniti⁴, B. Cassano⁴, G. Iaccarino⁴, F. Murtas⁴, C. Canzi⁵, F. Zito⁵, P. Ferrari⁶, P. Fattibene¹

¹Istituto Superiore di Sanità, Viale Regina Elena 299, 00161, Roma

²INAIL, DIT, Via Torraccio di Torrenova, 00133, Roma

³Deep Blue S.r.l., Via Manin, 53, 00185, Roma

⁴IRCCS Regina Elena-IFO, Via Elio Chianesi 53, 00144, Roma

⁵Fondazione IRCCS Ca' Granda Ospedale Maggiore Policlinico, Via F. Sforza 35, 20122 Milano

⁶Enea - Istituto di Radioprotezione, via martiri di Monte Sole 4, 40129 Bologna

INTRODUZIONE

Negli ultimi anni, la prevenzione da esposizioni accidentali e non intenzionali alle radiazioni ionizzanti nelle pratiche mediche sta suscitando un'attenzione sempre crescente. Nel caso di eventi rilevanti e dagli esiti gravi, la IAEA, nei suoi *Basic Safety Standards* (IAEA, 2014), dispone che vengano messe in atto procedure obbligatorie di segnalazione alle autorità competenti e che vengano raccolti dati necessari alla ricostruzione degli scenari di incidente. Tuttavia, come raccomandato dal *Bonn Call for Action* (IAEA, 2012), sistemi di segnalazione volontaria e confidenziale possono rivelarsi degli utili strumenti per l'analisi e la predisposizione di azioni correttive e strategie di prevenzione anche nel caso di eventi minori, incidenti mancati (i cosiddetti "near misses"), malfunzionamenti tecnici e altre non conformità. Tali sistemi, laddove adottati, presentano spesso alcune difficoltà operative, ad esempio la segnalazione è effettuata a posteriori per mancanza di tempo, con conseguenti dubbi sull'accadimento e dimenticanza dei dettagli dell'evento. Possono quindi risultare imprecisi e poco accurati, e di conseguenza scarsamente utilizzabili nella prevenzione. Nei reparti di Terapia di Medicina Nucleare (TMN), in cui vengono utilizzate sorgenti non sigillate, gli incidenti possono comportare un'esposizione indebita non solo al paziente, ma anche al personale addetto alla preparazione e somministrazione dei radiofarmaci e all'assistenza ai pazienti. Poiché gli incidenti durante tali pratiche rappresentano circa il 20% di quelli segnalati nelle pratiche medico-radiologiche, la tematica in questo contesto assume particolare rilievo (Martin, 2005).

Il presente lavoro vuole dunque proporre la realizzazione di un sistema innovativo di segnalazione volontaria, semplice, rapida e accurata degli eventi anomali che possono verificarsi in un reparto di TMN. L'obiettivo è quello di creare un database degli eventi avversi e dei *near misses* accaduti nella struttura, con lo scopo di promuovere un atteggiamento proattivo nei confronti della prevenzione e della preparazione agli incidenti da parte delle strutture sanitarie e contribuire al processo di ottimizzazione della radioprotezione degli operatori. Tale sistema, chiamato SIREN, è attualmente in fase di sviluppo, e si presenta come una soluzione "Internet of Things" (IoT) basata su tecnologie wireless digitali. Il prototipo realizzato dovrà permettere la raccolta in tempo quasi reale di dati utili alla ricostruzione della dinamica degli eventi, quali gli elementi descrittivi

presenti nelle segnalazioni, la dose ambientale e i movimenti delle persone presenti, semplificando al tempo stesso la classificazione e l'analisi delle informazioni raccolte.

CASO DI STUDIO

Come ambiente di test per lo sviluppo, l'installazione e la validazione di SIREN, è stata scelta una stanza di degenza dell'unità di terapia radiometabolica del Dipartimento di Medicina Nucleare dell'IRCCS Regina Elena-IFO di Roma (IFO). In IFO vengono effettuate, in regime di ricovero protetto, terapie con ^{131}I , ^{177}Lu e ^{90}Y . Ogni stanza di degenza ha una dimensione di 20 m² per circa 3 m di altezza, ed è dotata di un posto letto, un bagno privato con scarichi collegati al sistema di raccolta e decadimento dei rifiuti biologici radioattivi, sistemi di condizionamento, campionamento ed espulsione dell'aria e una telecamera di videosorveglianza.

In situazioni di routine, la dose al personale è misurata mediante dosimetri a termoluminescenza, tarati in termini di Hp (10) per la valutazione della dose efficace e in Hp(0.07) per la dose equivalente alla mano. Inoltre, ai fini della dosimetria ambientale, è utile conoscere anche la dose attorno al paziente. A tale scopo vengono utilizzati dosimetri per il monitoraggio degli ambienti, tarati in termini di H*(10). Le misure di irraggiamento da pazienti trattati con ^{131}I vengono effettuate dal personale tecnico della struttura mediante un rivelatore a camera di ionizzazione della Fluke Biomedical, mantenendo lo strumento a 1 m e a 3 m dal paziente in piedi, nelle direzioni antero-posteriore e postero-anteriore. Le misurazioni vengono eseguite tipicamente dopo 15 min, 18 h, 42 h, 66 h e 90 h dalla somministrazione della terapia. La stessa strumentazione è utilizzata nel caso di terapie con ^{90}Y per il trattamento di tumori epatici. Le misure sono condotte immediatamente dopo la somministrazione, ponendo il rivelatore prima a contatto con l'addome e poi a un metro di distanza dal paziente disteso sul letto in posizione supina. Infine, le misure di radioattività da pazienti trattati con ^{177}Lu vengono effettuate mediante lo strumento AtomLab 950 Thyroid Uptake System, ad una distanza di 4 m dal paziente in piedi, nelle direzioni antero-posteriore e postero-anteriore. Le acquisizioni hanno luogo immediatamente dopo la somministrazione, a vescica piena e successivamente a vescica vuota, dopo quattro ore dalla somministrazione ed infine una volta al giorno per i successivi tre giorni.

ARCHITETTURA DEL SISTEMA IOT

Il sistema SIREN si compone di tre parti: i) un'applicazione per dispositivi mobili (app *SIREN*) per le segnalazioni di incidente e una piattaforma web per la consultazione dei dati raccolti mediante le segnalazioni; ii) una rete di rivelatori wireless di dose ambientale; iii) un sistema per il tracciamento automatico della posizione degli operatori nelle stanze di degenza e della loro distanza dal paziente. Tutti i dati acquisiti da SIREN confluiranno su di un server remoto e potranno essere facilmente visualizzati e analizzati, da parte del personale autorizzato, mediante una *dashboard* dedicata. L'idea è quella di fornire una panoramica delle informazioni più importanti sugli eventi anomali e i *near misses* accaduti, agevolando il monitoraggio proattivo dei rischi e la presa di decisioni in merito alla prevenzione degli incidenti.

Sistema di segnalazione di incidente

Poiché gli incidenti in TMN sono spesso causati dalla percezione di basso rischio radiologico e dal fattore umano (Martin et al., 2019), il sistema di segnalazione di SIREN è stato progettato coinvolgendo in prima persona gli operatori, ascoltando le loro esperienze ed esigenze specifiche e raccogliendo il loro feedback sulle soluzioni proposte. Sono state quindi condotte interviste in modalità semi-strutturata a 12 membri volontari del personale medico e paramedico professionalmente esposto delle categorie A e B, con lo scopo di individuare criticità e situazioni di rischio in TMN e individuare i margini di miglioramento negli attuali sistemi di comunicazione interna delle informazioni.

La scelta di un'applicazione mobile per la segnalazione di incidenti risiede nella necessità di fornire agli operatori uno strumento di semplice utilizzo, che possa ridurre il più possibile ritardi e inaccurately nella descrizione dell'accaduto. L'app *SIREN* è stata sviluppata utilizzando il framework *Flutter* di Google e adottando una metodologia *Agile* che, sulla base di frequenti aggiornamenti, ha permesso l'introduzione di nuovi requisiti anche in fasi avanzate dello sviluppo. Dalla schermata principale, mostrata in fig. 1a, è possibile aggiungere una segnalazione di incidente, visualizzare le segnalazioni più recenti aggiunte da altri operatori e leggere avvisi relativi alla sorveglianza della radioprotezione (ad es. prossime visite mediche, data di sostituzione del dosimetro personale).

Figura 1 - Interfaccia dell'applicazione mobile *SIREN*

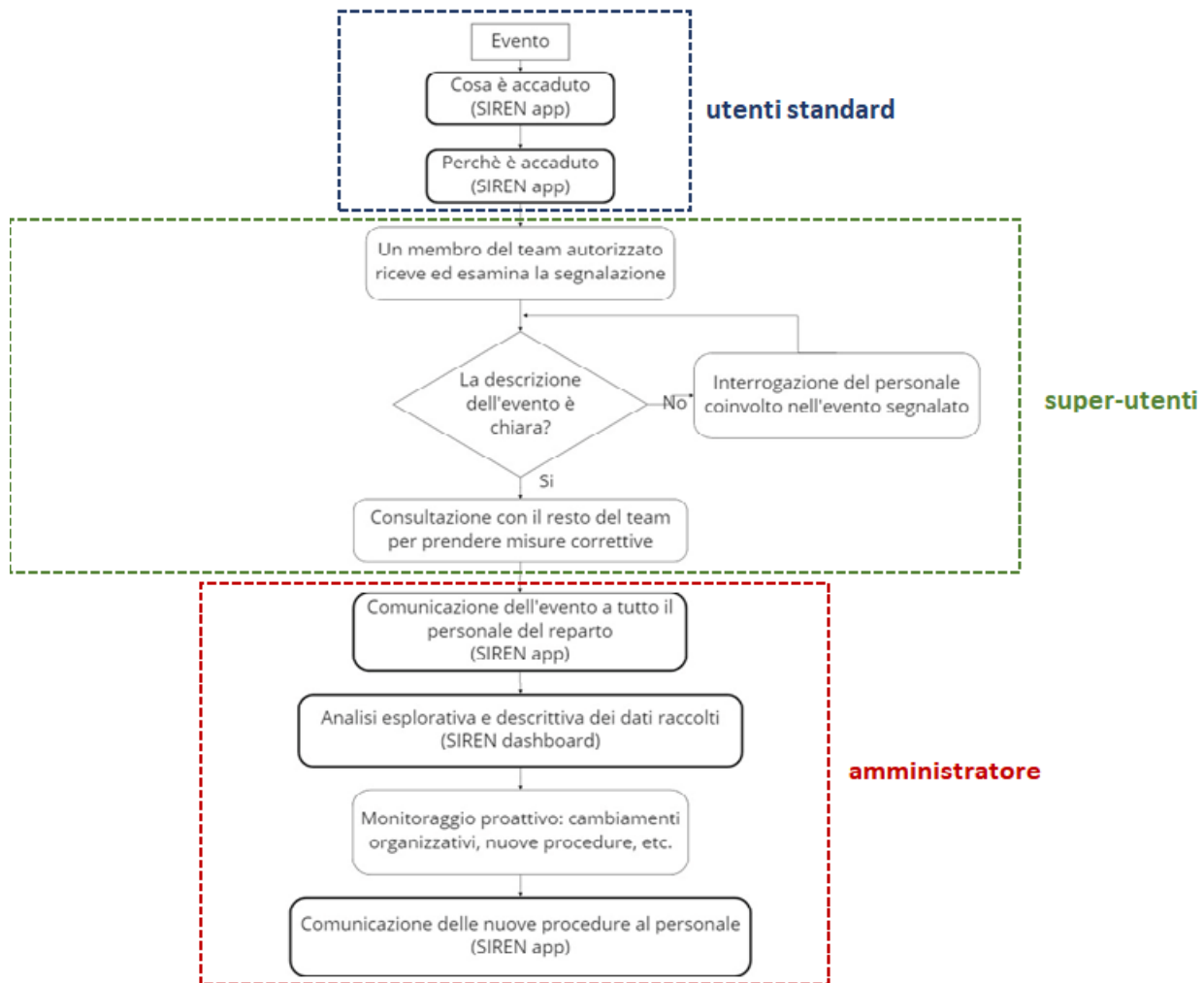


Il flusso della segnalazione interna di incidente è ispirato ai sistemi di *incident reporting* proposti in diverse fonti di letteratura (WHO, 2020) ed è illustrato in fig. 1b. Durante la segnalazione l'utente viene guidato, nell'inserimento dei dati, da una serie di schermate successive, che comprendono anche un campo di testo libero, per la narrazione descrittiva dell'evento, e la possibilità di caricare foto e documenti utili. Sono previste tre tipologie di utenti: gli utenti standard, a cui sono permesse tutte le azioni sopra descritte; i super-utenti, persone con un certo ruolo di responsabilità che può variare con il tipo di evento e l'organizzazione interna (ad es. l'esperto qualificato, il capo tecnico, il capo infermiere), che hanno il privilegio di modificare e rendere pubbliche le segnalazioni che reputano rilevanti; l'utente amministratore, che in aggiunta può accedere ad una piattaforma web di amministrazione per la gestione dei profili utente e delle segnalazioni ricevute, nonché a tutti i dati necessari per l'analisi futura. In una fase successiva, misure correttive e nuove procedure, eventualmente prodotte dall'analisi descrittiva dei dati, saranno rese disponibili sull'applicazione.

Sistema di dosimetria wireless ambientale

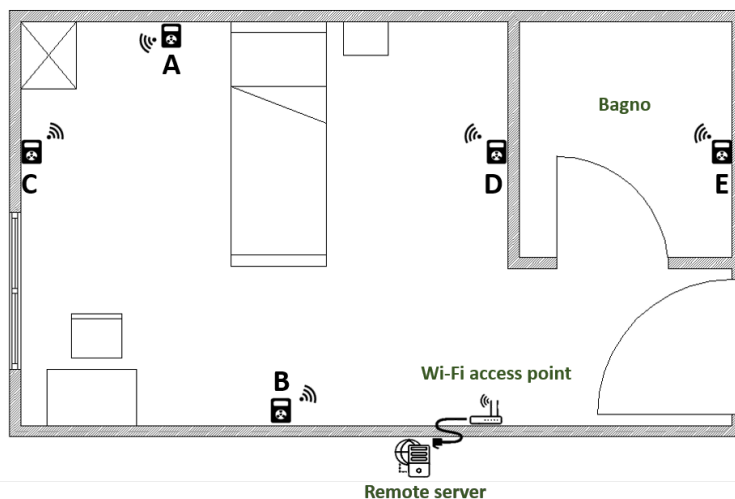
L'esposizione alle radiazioni del personale di TMN, nelle operazioni di routine con pazienti ospedalizzati, è tipicamente dell'ordine di poche decine di $\mu\text{Sv/h}$, che si riflette in una dose annuale dell'ordine di 5 mSv (Zito et al., 2020; Canzi et al., 2018). Eventuali incidenti o eventi anomali nella stanza di degenza possono comportare deviazioni da questi valori che, per quanto piccole, dovrebbero essere acquisite e registrate da un opportuno sistema di rivelazione. A tale scopo, per un monitoraggio continuo della dose ambientale, è stata scelta una rete di rivelatori wireless basati su contatori Geiger-Müller (Icohub, Francia), con una sensibilità inferiore a 0.1 $\mu\text{Sv/h}$. I dosimetri sono stati installati all'interno della stanza di degenza dell'IFO in diverse posizioni vicine al letto del paziente, a distanze comprese fra 0.5 m e 1.9 m, nella configurazione mostrata in fig. 3. Uno di questi è stato riservato al bagno, dove è prevista la più alta contaminazione da fluidi biologici del paziente (Karo et al., 2019). I dati di misura vengono inviati via Wi-Fi ad un applicativo web che ne consente la visualizzazione in tempo reale, l'archiviazione e l'esportazione da parte del personale autorizzato

Figura 2 - Flusso di segnalazione interna di incidente



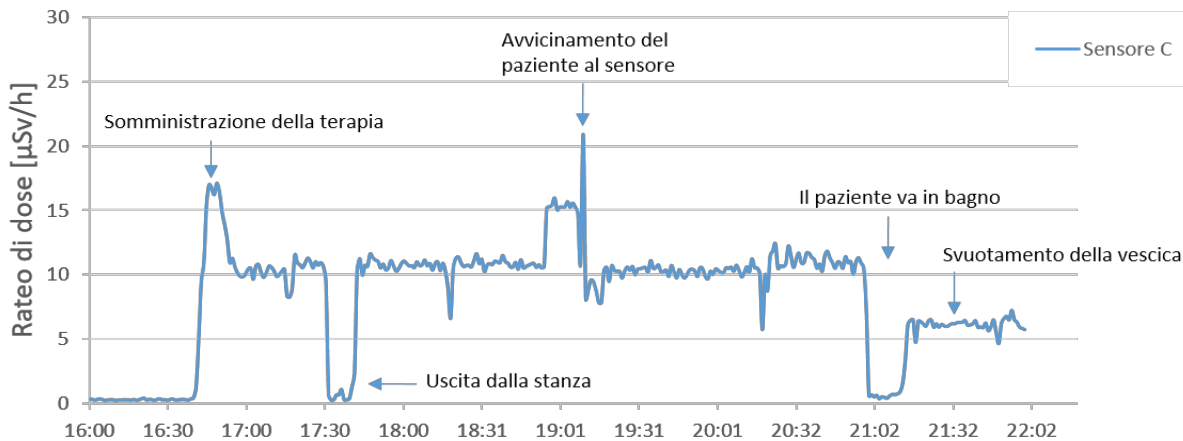
In seguito all'installazione, sono stati eseguiti alcuni test sul funzionamento della rete di rivelatori. In un periodo di assenza di trattamenti, tutti i rivelatori hanno registrato un fondo di radiazione nella stanza di $(0.2 \pm 0.01) \mu\text{Sv/h}$, in linea con quanto atteso. Sono state poi introdotte nella stanza alcune sorgenti di simulazione di $^{99\text{m}}\text{Tc}$, ^{131}I , e ^{18}F , ognuna delle quali è stata posizionata prima al centro del letto e successivamente portata in bagno. L'andamento della risposta dei vari sensori, mostrata in tempo reale sulla piattaforma web, ha rispecchiato i movimenti effettivi dei radionuclidi nella stanza. Ciò conferma la possibilità di identificare e localizzare correttamente le sorgenti di radioattività ai fini di una ricostruzione efficace della dose, anche nel caso di eventi incidentali. Infine, la rete di rivelatori è stata testata durante il ricovero reale di un paziente trattato con ^{177}Lu . I grafici sul rateo di dose in funzione del tempo, registrati dai vari sensori, identificano chiaramente alcuni eventi che si verificano abitualmente durante la terapia e il periodo di degenza, come il momento in cui viene somministrato il radiofarmaco oppure quando il paziente cammina nella stanza, avvicinandosi a un sensore specifico, va in bagno o dorme (fig. 4). È interessante notare come i rivelatori riescano a tracciare anche spostamenti dell'ordine della decina di centimetri e lo svuotamento della vescica del paziente.

Figura 3 - Configurazione della rete di rivelatori nella stanza di degenza



Posizioni dei rivelatori rispetto al baricentro del paziente sdraiato: A) 1.3 m; B) 1.7 m; C) 1.9 m; D) 1.6 m.

Figura 4 – Monitoraggio con i rivelatori *wireless*



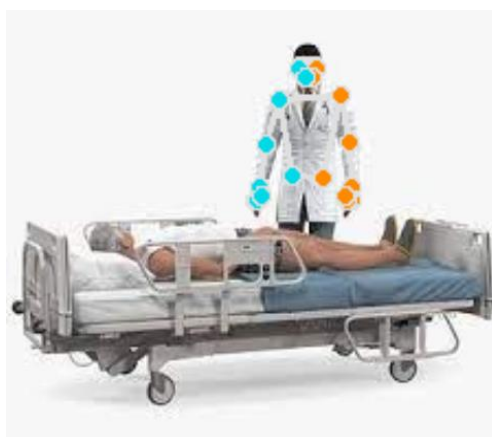
Rateo di dose al passare del tempo registrato dal sensore C nella stanza di degenza durante la terapia e il ricovero di un paziente trattato con ^{177}Lu .

Sistema di tracciamento della posizione degli operatori

Ai fini della ricostruzione accurata della dinamica degli eventi, è in corso lo sviluppo di un sistema intelligente per il tracciamento della posizione degli operatori nella stanza di degenza e la rilevazione automatica della loro distanza dal paziente. La soluzione scelta consiste nell'utilizzo delle acquisizioni video di due telecamere che inquadrano la stessa scena, combinate con un algoritmo per il riconoscimento e il tracciamento di persone basato sulla rilevazione dei principali punti di reperi nella posa umana. Per poter ottenere le coordinate 3D di un punto nello spazio è necessario calibrare in modo stereo le due telecamere, ottenendo così la loro posizione ed orientazione relativa. Successivamente, dalle coordinate 2D del punto nelle viste delle due telecamere, è possibile ricostruire il corrispondente punto 3D utilizzando i parametri ottenuti dalla precedente calibrazione. Per la calibrazione delle telecamere e la triangolazione dei punti è stato scritto un codice apposito basato sulla libreria di visione artificiale di Python *OpenCV*. Per il tracciamento dei punti di reperi degli operatori si è scelto di utilizzare il modello

MoveNet.MultiPose di Google, scaricabile dal repository ad accesso aperto TensorFlow Hub. Tale modello consiste in una rete neurale in grado di stimare la posa di più persone presenti nella scena, fino a un massimo di sei. Il codice utilizzato consente di ricavare le coordinate 3D dei punti di interesse nella posa degli operatori in un sistema di riferimento centrato in una delle due telecamere (fig.5). Si potrà quindi facilmente determinare la distanza degli operatori da un punto fisso nella stanza, quale ad esempio il centro del letto del paziente. Volendo calcolare in modo accurato la reale distanza operatore-paziente, sarà necessario uno studio più approfondito, in quanto l'algoritmo di tracciamento della posa, applicato in questo caso anche al paziente, può risultare impreciso o fallire se la persona è sdraiata e avvolta da coperte.

Figura 5 – Algoritmo di tracciamento della posa umana



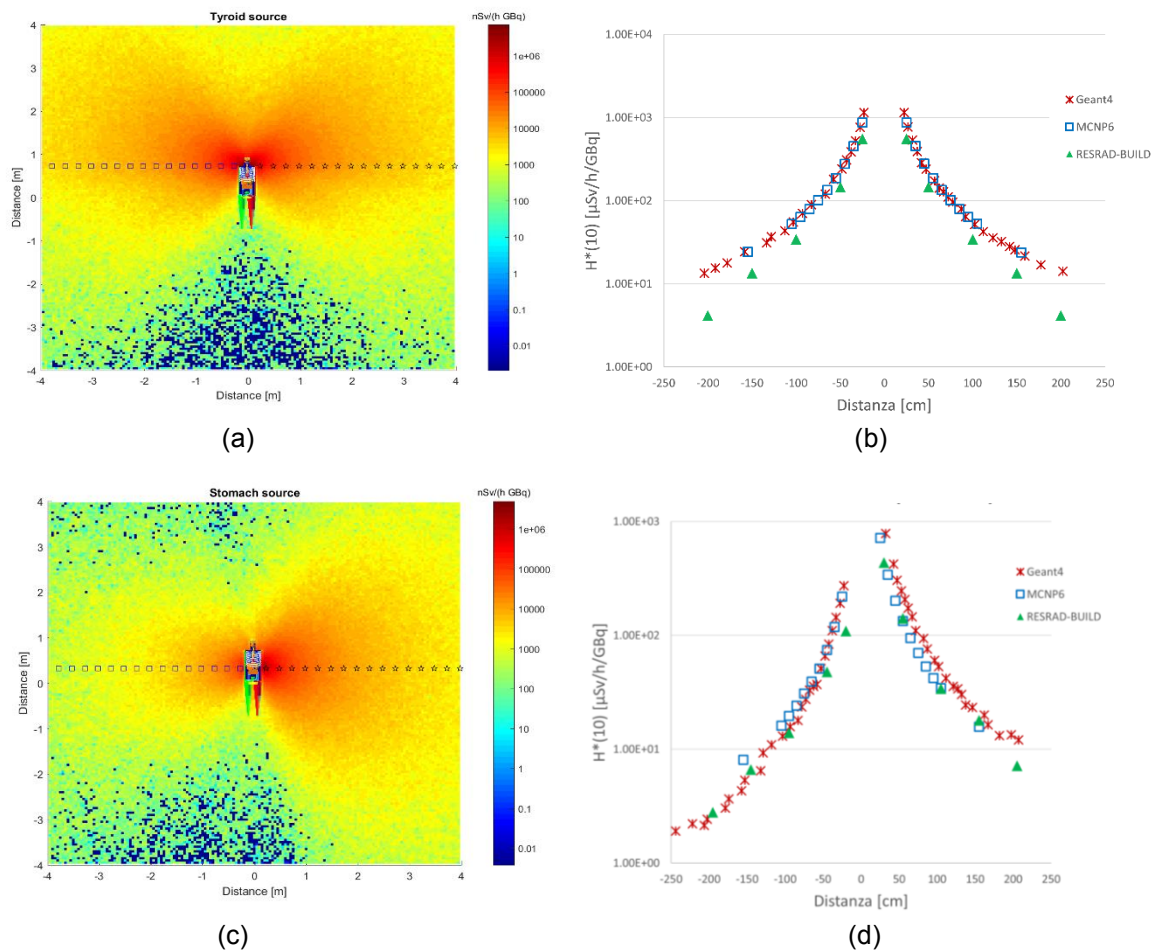
STIMA DELLA DOSE IN SCENARI SELEZIONATI

Poiché la stima della dose ambientale in situazioni non di routine in TMN è raramente oggetto di studi di letteratura, ci si è posti l'obiettivo di stimare con metodi computazionali il rateo di dose in aria durante alcuni scenari di incidenti minori (ad es., caduta della pasticca di ^{131}I , sversamento di fluidi biologici come vomito o urina), i quali possono portare ad un'esposizione esterna e interna (per inalazione) degli operatori. Il primo caso di studio, qui presentato, ha riguardato la terapia con ^{131}I . Sono state quindi condotte alcune simulazioni sia mediante metodo Monte Carlo, con codici Geant4 e MCNP6, sia con il codice deterministico RESRAD-BUILD. I modelli usati nei tre metodi di calcolo differiscono per alcuni aspetti. In Geant4 il paziente è stato simulato con il fantoccio MIRD maschile, e gli stessi organi del fantoccio sono stati utilizzati come sorgenti; i calcoli sono presentati in termini di dose depositata per unità di attività in volumi di aria, cubici e di lato 5 cm; lo spettro di energia contiene sia la componente elettronica che fotonica. Il modello di MCNP6 utilizza lo stesso fantoccio MIRD, i volumi di aria per il calcolo della dose sono sferici e di diametro 5 cm; il calcolo della dose è effettuato separatamente per la componente elettronica e per quella fotonica. In RESRAD-BUILD gli organi considerati sono stati rappresentati come sorgenti di volume parallelepipedo e il paziente come uno schermo d'acqua di spessore opportuno, a seconda dell'organo; il risultato è fornito in termini di dose efficace, essendo il codice progettato per valutare l'esposizione di un recettore umano, tipicamente un operatore, all'interno di un edificio contaminato. Per poter confrontare i risultati ottenuti fra di loro e con altri dati sperimentali e di letteratura, i valori calcolati sono stati convertiti tutti in equivalente di dose ambientale. Il fattore di conversione $E/H^*(10)$ è funzione dell'energia dello spettro di emissione, ma in prima approssimazione è stato considerato pari a 0.83, come riporta l'ICRP nel caso di

irraggiamento, in direzione antero-posteriore, da fotoni con energia media di 378 keV, come quella dello spettro di ^{131}I (ICRP, 2010).

Preliminarmente, per verificare i modelli, è stata stimata la distribuzione del rateo di dose intorno al paziente trattato con ^{131}I , in condizioni di routine, e la si è confrontata con misure sperimentali effettuate presso l'IFO e con dati di letteratura, in particolare con la norma ISO 18310-1:2017. La tiroide e lo stomaco del paziente sono state usate come sorgenti, sotto l'ipotesi che il radiofarmaco si distribuisca uniformemente all'interno di tali organi durante il trattamento (fig. 6a, 6c). In RESRAD-BUILD sono state considerate sorgenti volumetriche di 15 cm^3 e 600 cm^3 per simulare rispettivamente la tiroide e lo stomaco, ed è stato introdotto uno schermo d'acqua di spessore 2 cm e 5 cm, rispettivamente. Gli andamenti del rateo di dose in funzione della distanza dal paziente, al tempo zero del decadimento del radionuclide, ottenuti con i diversi codici di simulazione, sono mostrati in fig. 6b e in fig. 6d.

Figura 6 – Distribuzione del rateo di dose intorno al paziente trattato con ^{131}I considerando tiroide (a, b) e stomaco (c, d) come sorgenti, al tempo zero del decadimento del radionuclide



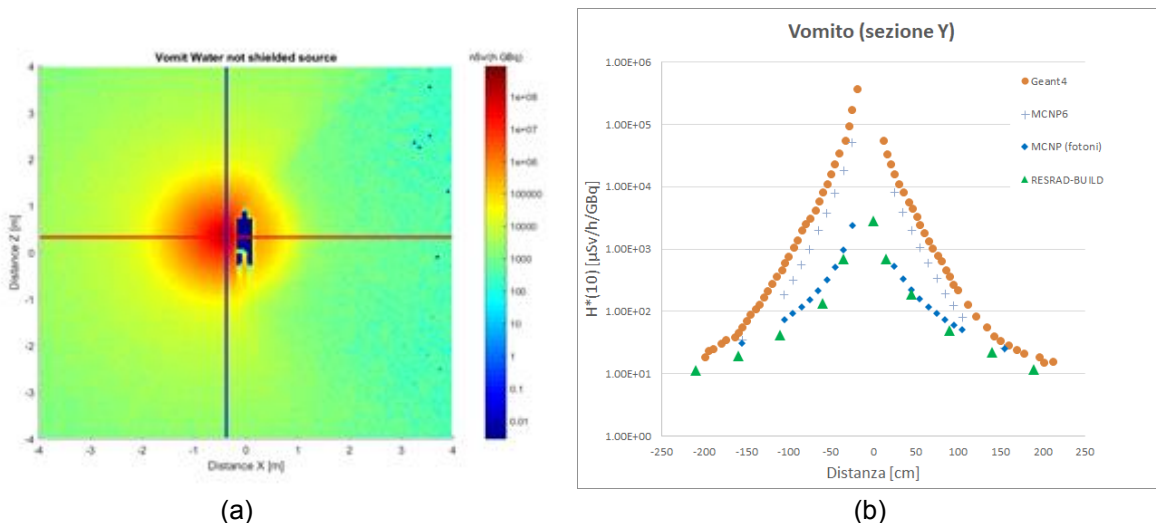
I risultati ottenuti dalle simulazioni sono risultati in sufficiente accordo tra di loro, a meno di scostamenti legati alle diverse approssimazioni introdotte per i modelli geometrici e per gli spettri di emissione del radionuclide. Per distanze maggiori di 0.5 m dal fantoccio, i valori prodotti dalle simulazioni Monte Carlo sono risultati conformi anche ai dati di letteratura e alle misure sperimentali, con un errore relativo inferiore al 30% (tab. 1).

Tabella 1 - Rateo di dose in funzione della distanza dal paziente al tempo zero del decadimento di ^{131}I

Rateo di dose [$\mu\text{Sv/h/GBq}$] vs. distanza dal paziente				Fonte
0.5 m	1 m	1.5 m	2 m	
	43-50	24	15	ISO 18310-1:2017; Zhang et al. (2014)
	25-40			Misure sperimentali di IFO
146	34	14	7	RESRAD-BUILD
173	52	26	14	Geant4
187	53	24		MCNP6

Successivamente, è stato simulato un primo scenario di incidente, ovvero uno sversamento di vomito da parte del paziente. Il fluido è stato rappresentato con una sorgente circolare estesa di acqua, esterna al paziente, di 25 cm di diametro e 4 mm di spessore, centrata ad una distanza pari a 40 cm dal lato destro del fantoccio nei codici Monte Carlo (fig. 7a). Nella fig. 7b sono mostrati gli andamenti del rateo di dose a diversa distanza dal paziente, al tempo zero del decadimento del radionuclide. L'accordo tra i risultati ottenuti dai tre codici è meno soddisfacente, anche se l'andamento è rispettato. In questo caso, il contributo predominante alla dose è dovuto alla componente beta dello spettro di emissione dello ^{131}I . Si può notare un innalzamento dei valori a 40 cm dal paziente, corrispondente al centro della chiazza di vomito. La differenza con i risultati di RESRAD-BUILD è più ampia, e si può ipotizzare che sia dovuta all'approssimazione nella conversione tra E e $H^*(10)$ e al diverso spettro in energia della sorgente di ^{131}I nei tre codici. Utilizzando infatti solo la dose da componente fotonica calcolata in MCNP6, i dati di avvicinano sensibilmente (fig. 7b). I risultati ottenuti necessitano tuttavia di ulteriori approfondimenti, in quanto il confronto con i modelli presentati nei diversi codici di calcolo non è di facile realizzazione, data la specificità dello scenario.

Figura 7 – Distribuzione del rateo di dose intorno a una sorgente estesa di ^{131}I , al tempo zero del decadimento del radionuclide.



CONCLUSIONI E SVILUPPI FUTURI

Questo lavoro vuole contribuire, con soluzioni IoT innovative e tecnologicamente avanzate, a migliorare gli attuali sistemi di segnalazione interna di incidente e la stima della dose agli operatori nel caso di eventi anomali nei reparti di TMN. Il coinvolgimento degli operatori, che ha interessato ogni fase della progettazione di SIREN, si è rivelato fondamentale nell'incrementare la percezione dell'utilità delle segnalazioni e nel promuovere la sicurezza psicologica necessaria a segnalare correttamente i *near miss* e gli incidenti senza avere timore delle conseguenze. Il risultato che si

vuole perseguire, incoraggiando le segnalazioni, è quello di migliorare anche la sicurezza dei pazienti (Jung, 2021). L'applicazione *SIREN* si propone come uno strumento di facile utilizzo per segnalazioni rapide ma al tempo stesso efficaci, con lo scopo di ridurre il carico di lavoro, già gravoso, dei professionisti sanitari. Inoltre, è noto da alcuni studi come il numero di eventi incidentali si riduce quando il personale è al corrente delle procedure da attuare e quando queste sono immediatamente disponibili all'occorrenza (Knöös, 2017). Ciò può essere realizzato facilmente mediante un'applicazione per dispositivi mobili.

Nel progetto pilota, è risultato opportuno scegliere una stanza di degenza di un reparto di TMN come ambiente di test a cui applicare il sistema *SIREN*. Infatti, il numero di variabili da tenere in considerazione in TMN è minore rispetto a quello di altre pratiche medico-radiologiche. Il flusso dei pazienti ricoverati è generalmente ridotto, e anche il team del personale coinvolto è più piccolo e stabile. Ciò si è rivelato chiaramente un vantaggio in fase di progettazione iniziale, nonostante la dose agli operatori in un reparto di TMN sia generalmente bassa. Inoltre, è stato dimostrato che i sistemi di segnalazione di incidente si rivelano più efficaci se vengono gestiti all'interno di piccoli reparti piuttosto che in un intero dipartimento (Stavropoulou, 2015). Una volta testato, il sistema potrà comunque essere esteso anche ad altre pratiche radiologiche, come la radiologia interventistica o *l'imaging* di medicina nucleare, in cui i livelli di dose sono più alti e gli eventi non intenzionali sono più frequenti.

Per quanto riguarda le stime di dose, sono previste ulteriori simulazioni, considerando anche altre sorgenti radioattive, quali ^{177}Lu e ^{90}Y , oltre che campagne di misura mirate alla validazione dei codici di calcolo utilizzati. Inoltre, va sottolineato che finora ci si è concentrati solamente sull'esposizione esterna dell'operatore, ovvero sulla dose in aria. Andrebbe valutata però anche la dose interna per inalazione, soprattutto se si considerano scenari di sversamento di fluidi biologici (OTHEA-RELIR, 2005). Un ulteriore aspetto da non trascurare è il decadimento biologico dei radionuclidi, spesso diverso da quello fisico, come nel caso della terapia con ^{177}Lu . Raccogliere informazioni sulla cinetica dei radiofarmaci nel paziente, ovvero l'attività accumulata nei singoli organi al passare del tempo, può consentire di stimare in modo più accurato le variazioni nella distribuzione del rateo di dose nello spazio in un dato momento.

Infine, si pone il problema di come utilizzare tutti i dati provenienti dal sistema *SIREN* per produrre conoscenza. Una possibilità è quella di sfruttarli per un'analisi retrospettiva delle cause alla radice, che possa aiutare a prevenire il ri-accadimento futuro di eventi anomali simili. In assenza di dati su eventi che potrebbero potenzialmente accadere, si può invece tentare la strada di un'analisi prospettica quale la FMEA, che consente di valutare il rischio di un evento correlando la gravità delle sue conseguenze, stimata dai dati dosimetrici, alla sua probabilità di accadimento, stimata dalla frequenza delle segnalazioni (Giardina et al., 2022). A tale scopo, si sta valutando la formazione di un team multidisciplinare di professionisti sanitari e tecnici che possa identificare, per ogni processo di TMN, tutti i possibili fallimenti, le possibili cause e i potenziali effetti. Il ruolo degli operatori si conferma dunque un valore aggiunto anche in considerazione di sviluppi futuri del progetto.

Il progetto *SIREN* è finanziato dal Piano della Ricerca Scientifica 2019-2021 dell'INAIL, BRIC 2019, ID tematica 44/2019.

Bibliografia

Canzi C., Longari V., Castellani M., Bardo M.F., D'Alessio A., Benti R., *Radiometabolic treatment of hyperthyroidism after a patient specific dosimetric study: The radiation protection impact*. Eur. J. Med. Phys. 56, suppl. 2 (2018) 267.

Giardina M., Tomarchio, E., Buffa, P., Palagonia, M., Veronese, I., Cantone, M.C., *FMECA Application in Tomotherapy: Comparison between Classic and Fuzzy Methodologies*. *Environments*, 2022, 9, 50.

International Atomic Energy Agency, *Action 7: Improve prevention of medical radiation incidents and accidents*, Bonn Call for Action (2012). <https://www.iaea.org/resources/rpop/resources/bonn-call-for-action-platform> (ultimo accesso: 24 Settembre 2022)

International Atomic Energy Agency, *Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards*, 2014, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 3.

International Commission on Radiological Protection, *Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures - Prepared jointly with ICRU*, 2010, ICRP Publication 116. Ann. ICRP 40(2-5).

International Organization for Standardization, *Measurement and prediction of the ambient dose equivalent from patients receiving iodine 131 administration after thyroid ablation - Part 1: During the hospitalization.*, ISO 18310-1 (2017).

Jung O.S. et al., *Resilience vs. Vulnerability: Psychological Safety and Reporting of es with Varying Proximity to Harm in Radiation Oncology*, 2021, The Joint Commission Journal on Quality and Patient Safety, Volume 47, Issue 1, Pages 15-22.

Karo C., Ideguchi, R., Nishi, K., Fukuda, N., Miura, M., Matuda, N., & Kudo, T., *Radiation Monitoring of an Isolation Room for 131I Therapy After the Patients Were Released*, 2019, Health physics, 117(4), 419–425.

Knöös T., *Lessons Learnt from Past Incidents and Accidents in Radiation Oncology*, 2017, Clin Oncol (R Coll Radiol) 29(9) 557-561.

Martin C.J., *A survey of incidents in radiology and nuclear medicine in the West of Scotland*, 2005, The British journal of radiology. 78, 913-21.

Martin C.J., Marengo M., Vassileva J., Giammarile F., Poli G.L, Marks P., *Guidance on prevention of unintended and accidental radiation exposures in nuclear medicine*, 2019, J Radiol Prot. 39(3) 665-695.

OTHEA - RELIR, *Internal contamination of nursing staff with iodine-131 due to an epileptic patient (Report from a French incident)*, 2005. <https://reliir.cepn.asso.fr/en/reports/medical-and-veterinary/nuclear-medicine.html> (ultimo accesso: 24 Settembre 2022)

World Health Organization, *Patient safety incident reporting and learning systems: technical report and guidance* (2020). <https://www.who.int/publications/i/item/9789240010338> (ultimo accesso: 24 Settembre 2022)

Stavropoulou C., Doherty, C., Tosey, P., *How Effective Are Incident-Reporting Systems for Improving Patient Safety? A Systematic Literature Review*, 2015, The Milbank Quarterly, 93(4), 826-866.

Zhang H., Jiao L., Cui S., Wang L., Tan J., Zhang G., He Y., Ruan S., Fan S. and Zhang W. *The study of external dose rate and retained body activity of patients receiving ¹³¹I therapy for differentiated thyroid carcinoma*, 2014, Int J Environ Res Public Health. 11(10), 10991–11003.

Zito F., Schiavini M., Tolentini M., Cristini E, Mazzola S., Gebbia A., La Fauci F., Solimeno P., *Femur surgery and clinical management of a patient hospitalized after 131 Iodine cancer radiometabolic therapy: dosimetry evaluations for healthcare personnel*, Eur J Nucl Med Imaging 47, Suppl 1 (2020) S211.

Caratterizzazione di una sorgente di ^{241}Am per la determinazione delle grandezze dosimetriche operative in assenza di prescrizioni in ISO 4037:2019

Susy Toma, Serena Fattori, Parvin Mohammadyari, Claudia Silvestri, Massimo Pinto

INMRI-ENEA, Istituto Nazionale di Metrologia delle Radiazioni Ionizzanti, Via Anguillarese 301, 00123 Santa Maria di Galeria, Roma, Italia

susy.toma@enea.it

Riassunto

Con l'adozione della nuova norma ISO:4037, nel 2019, le sorgenti di ^{241}Am cessano di far parte delle prescrizioni della norma e questo ha posto dei limiti al loro utilizzo, in particolare quando se ne vogliono determinare le grandezze dosimetriche operative. Questo lavoro descrive la caratterizzazione spettrometrica della sorgente di ^{241}Am installata presso i laboratori del settore Dosimetria dell'Istituto Nazionale di Metrologia delle Radiazioni Ionizzanti. Dalla determinazione dello spettro di fluenza della sorgente è possibile ricavare i coefficienti di conversione dalla grandezza kerma in aria alle grandezze dosimetriche operative, e confrontarli sia con quelli riportati nell'edizione precedente della norma ISO 4037:1996, sia con le raccomandazioni della nuova edizione della norma.

INTRODUZIONE

La norma ISO 4037:2019 specifica le caratteristiche e i metodi di produzione delle radiazioni di riferimento X e gamma per la taratura di dosimetri e di rateometri e per la determinazione della loro risposta in funzione dell'energia dei fotoni.

Per il monitoraggio d'area e dell'individuo la norma fornisce, se applicabili, i coefficienti di conversione consigliati da utilizzare per la determinazione della risposta dei dosimetri e dei rateometri e l'uso dei coefficienti di conversione raccomandati richiede la convalida della corrispondente qualità della radiazione del campo di riferimento utilizzato per l'irradiazione. Vengono descritte, nelle quattro sezioni di cui la norma si compone, le procedure da seguire per i diversi tipi di dosimetri e vengono fornite raccomandazioni sul fantoccio da utilizzare e sui coefficienti di conversione da applicare.

La versione precedente della norma, (ISO 4037-1:1996), forniva per le radiazioni gamma del radionuclide ^{241}Am i coefficienti di conversione raccomandati per convertire la grandezza kerma in aria nelle grandezze dosimetriche operative.

La norma 4037:2019 annulla e sostituisce la prima edizione, rivista tecnicamente. Le principali modifiche sono:

- introduzione di due tipi di campi di radiazione riferimento: abbinati (“*matched*”) e campi di riferimento caratterizzati (“*characterized*”);
- introduzione della convalida per i campi di riferimento *matched*;

- introduzione di limiti per lo scostamento consentito di parametri come l'alta tensione applicata ai capi di un tubo Rx, la purezza e lo spessore del filtro dai loro valori nominali prescritti. Questi limiti ora dipendono dalla profondità, in fantoccio, cui si riferisce la grandezza dosimetrica. Ciò viene fatto per ottenere un'incertezza complessiva ($k = 2$) compresa tra il 6 % e il 10 % per le grandezze operative relative ai fantocci.

Fig 1 La sorgente di ^{241}Am dell'INMRI



La sorgente di Americio 241 nei laboratori di ENEA INMRI

I coefficienti di conversione h sono determinati come il rapporto: $h = \frac{H}{G}$, dove H denota una specifica grandezza dosimetrica operativa e G la grandezza dosimetrica di base in funzione di cui si intende esprimere h_k . Per un campo di fotoni, la grandezza G in funzione della quale si esprime h_k è il kerma in aria, K_a .

Una volta noto il valore del kerma in aria (K_a) in un dato punto di un campo di radiazione, è possibile calcolare il coefficiente di conversione, h_k che permette di ottenere ciascuna delle grandezze operative $H^*(10, \alpha)$ e $H_p(d, \alpha)$ a partire dai valori di K_a , dove α è l'angolo di incidenza della radiazione e d è la profondità espressa in mm.

$H^*(10, \alpha)$, in un punto nel campo di radiazioni è l'equivalente di dose ambientale che sarebbe prodotto dal corrispondente campo espanso e allineato, nella sfera ICRU, ad una profondità di 10 mm sul raggio opposto alla direzione del campo allineato, mentre $H_p(d, \alpha)$ è l'equivalente di dose nel tessuto molle come definito in ICRU 51 sotto uno specifico punto sul corpo ad una profondità appropriata d .

La determinazione della risposta di dosimetri e rateometri è essenzialmente un processo in più fasi: prima una grandezza dosimetrica di base, come il kerma in aria, viene misurata nel punto di

prova, poi la grandezza operativa associata è derivata dall'applicazione del coefficiente di conversione che mette in relazione la grandezza misurata con la grandezza operativa d'interesse. Infine, il dispositivo di misura viene posto nel punto scelto per la determinazione della sua risposta. A seconda del tipo di dosimetro in prova, l'irradiazione viene eseguita su un fantoccio o in aria rispettivamente per i dosimetri personali e d'area.

La nuova edizione della norma nella parte 4037-1: 2019 “: Caratteristiche e metodi di produzione della radiazione”, fornisce un testo descrittivo sulle modalità di costruzione della sorgente di ^{241}Am e alcuni coefficienti di conversione h_k non più prescrittivi ma forniti solo come stime, perché le sorgenti di ^{241}Am sono state considerate troppo variabili nella loro costruzione per poter beneficiare di coefficienti di conversione universali e prescrittivi.

Come riportato nell'annex B della parte 4037-1:2019, per la radiazione gamma di riferimento emessa dal radionuclide ^{241}Am , non sono disponibili informazioni sufficienti sugli spettri di fluenza e sui requisiti per tutti i parametri pertinenti.

Il campo di radiazione gamma di riferimento di ^{241}Am come specificato dalla ISO 4037-1 viene fornito con solo lievi modifiche e non vengono forniti criteri per i campi di riferimento corrispondenti o specificati e i coefficienti di conversione forniti nella ISO 4037-3 vengono forniti solo come valori stimati, non più prescrittivi.

Per qualsiasi campo di radiazione gamma di riferimento di ^{241}Am , i coefficienti di conversione e l'incertezza complessiva raggiunta richiedono una determinazione individuale per ciascuna sorgente. Il campo di radiazione di riferimento di ^{241}Am deve essere basato su sorgenti collimate.

Tab 1, tratta dalla norma ISO 4037-1:2019

Table B.1 — Radionuclide properties

Short name	Radio-nuclide	Radiation energy keV	Half-life a	Air kerma rate constant ^a $\mu\text{Gy} \cdot \text{h}^{-1} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{MBq}^{-1}$	1 st HVL mm
S-Am	^{241}Am	59,54	$432,6 \pm 0,6$ [22]	0,003 1	14 Al

^a The air kerma rate coefficient (see ICRU Report 85a[23]) is valid only in the case of an unshielded point source. It is therefore given only as a guide and not as a means of determining the air kerma rates.

Table B.2 — Specific activity and recommended chemical form of radioactive nuclide

Radioactive nuclide	Specific activity $\text{Bq} \cdot \text{kg}^{-1}$	Recommended chemical form
^{241}Am	$1,11 \cdot 10^{14}$	Oxide

Proprietà dell' ^{241}Am

Fig 2 La Capsula



Capsula di ^{241}Am

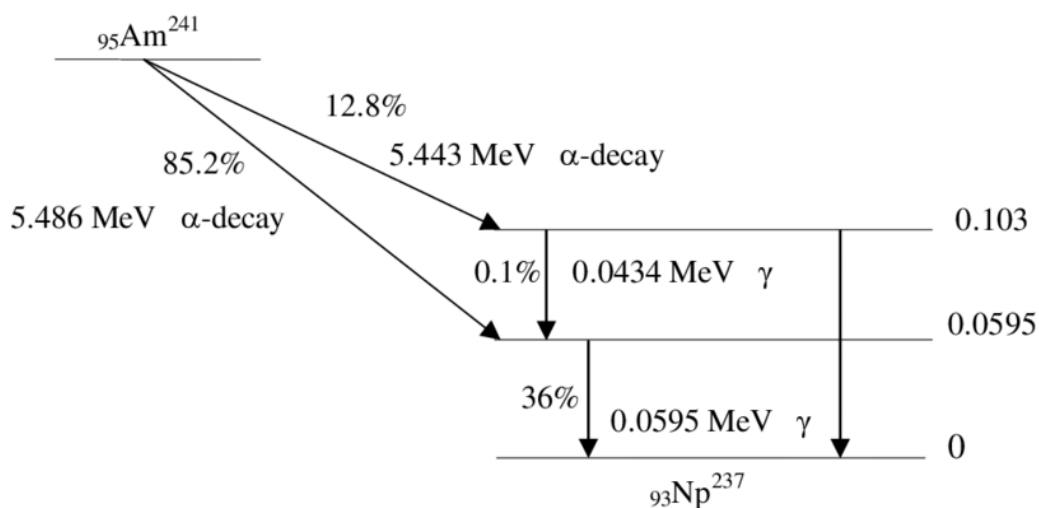
MATERIALI e METODI

Le misure spettrometriche condotte presso i laboratori del settore Dosimetria di ENEA INMRI sono finalizzate all'identificazione dello spettro di fluensa nelle regioni occupate dai fotoni diffusi e nell'irraggiatore e nella capsula che racchiude la sorgente di ^{241}Am (regione di energia problematica perché vede una forte variabilità dei coefficienti di conversione dal kerma alle grandezze dosimetriche operative).

L'americio è un elemento radioattivo sintetico appartenente alla famiglia degli attinidi e l'isotopo ^{241}Am decade al 100% per transizioni alfa in ^{237}Np ; nell'85% dei casi il decadimento α avviene per emissione di una particella di 5,485 MeV verso uno stato eccitato di ^{237}Np , il cui ritorno allo stato fondamentale libera un fotone gamma di 59,5 keV.

La sorgente di ^{241}Am dell'Istituto Nazionale di Metrologia delle radiazioni ionizzanti è una sorgente sigillata prodotta da Amersham con un'attività pari a $3,53 \cdot 10^{10}$ Bq alla data del 31/12/2021. La capsula è costruita in acciaio, dimensioni pari a 25 mm di diametro e 27 mm di lunghezza attiva.

Fig 3 L'Americio 241



Schema di decadimento dell'Americio 241

Lo spettrometro X e gamma utilizzato nello studio è il modello X-123 CdTe di Amptek con cristallo in CdTe di 5 mm x 5 mm x 1 mm, caratterizzato da elevate prestazioni e semplicità di utilizzo. Il sistema completo è confezionato in una scatola di alluminio da $7 \times 10 \times 2,5 \text{ cm}^3$, con il rivelatore montato su un extender. Il rivelatore è spesso usato nella caratterizzazione dei tubi a raggi X perché mantiene il valore di efficienza al 100% per tutti i raggi X caratteristici fino a 100 keV, ad eccezione dei fotoni di energia inferiore a circa 6 keV per cui l'efficienza è solo parziale a causa

delle attenuazioni nella finestra di berillio e nel sottile strato di platino che costituisce uno degli elettrodi del rivelatore.

Fig 4



Lo spettrometro utilizzato per caratterizzare la sorgente con il metodo spettrometrico

Lo strumento utilizzato per effettuare misure di spessore di dimezzamento (HVL) è un Atomtex A1103M, basato su un rivelatore a scintillazione NaI(Tl) Ø9x2 mm con finestra in berillio, di dimensioni 233 mm x 85 mm x 67 mm e peso pari a 0.9 kg che può lavorare in due modalità in un intervallo di energia compreso tra 5 e 160 keV.

Lo strumento può essere utilizzato sia come dosimetro portatile per rilevare l'equivalente di dose direzionale (nell'intervallo 50 nSv – 5 mSv) e il rateo di dose equivalente direzionale (50 nSv/h – 100 µSv/h), sia come spettrometro per radiazione gamma e X, l'Atomtex A1103M è particolarmente indicato per l'²⁴¹Am, avendo una sensibilità alla radiazione gamma del nuclide di 400 cps/(µSv·h⁻¹).

Fig 5 Atomtex A1103M



Rivelatore al NaI utilizzato per misure di spessore emivalente della sorgente di ²⁴¹Am dell'INMRI

CARATTERIZZAZIONE DELLA SORGENTE

Viene presentato il caso della conversione della grandezza kerma in aria ad una delle grandezze dosimetriche operative valido per la sorgente di ^{241}Am dell'Istituto Nazionale di Metrologia delle radiazioni ionizzanti in un irraggiatore realizzato da Comecer. La norma non prevede uno specifico approccio di tipo operativo per la realizzazione di tali grandezze con adeguate incertezze "caratterizzato" per sorgenti di ^{241}Am , lasciando agli utenti questo onere. La caratterizzazione della sorgente consiste nel misurare lo spettro di fluena della radiazione emessa dalla sorgente, incluso quella diffusa nei materiali in cui essa è incapsulata, ed è stata effettuata mediante spettrometria, con alcune valutazioni aggiuntive sulla misura dello spessore emivalente (HVL).

METODO SPETTROMETRICO

La procedura sperimentale correntemente utilizzata per stimare lo spettro di fluena della sorgente di ^{241}Am ci permette di ottenere lo spettro della sorgente mediante uno spettrometro a semiconduttore composto, CdTe, posizionato con metodi di puntamento ottici.

Lo spettro misurato viene elaborato con un software di 'unfolding' (Fattori *et. al.*, manoscritto in preparazione, Laitano *et. al.*, 1991) per ottenere lo spettro di fluena su cui sono pesati, partendo dallo spettro di fluena, i coefficienti di conversione h_{Ki}^p monoenergetici resi disponibili nella ISO 4037-3:2019. La sommatoria dei valori h_{Ki}^p moltiplicata per i valori di $K_{a,i}$, i valori di kerma in aria associati ai fotoni presenti nello spettro all'energia i -esima E_i , fornisce il valore di H_p per la sorgente di ^{241}Am di cui si è misurato lo spettro di fluena. I fattori di peso dovranno tenere conto del valore del kerma in aria [2], che si determina come riportato in [1]:

$$K_{a,i} = \Phi_i \cdot E_i \cdot \frac{\mu_{tri}}{\rho} \quad [1]$$

Nella [1], Φ_i indica la fluena di fotoni e $\frac{\mu_{tri}}{\rho}$ il coefficiente di trasferimento massico di energia, valutati all'energia i -esima, E_i , rispettivamente. La grandezza operativa si determina invece come indicato in [2]:

$$\sum_i K_{a,i}(Am - 241) \times h_{Ki}^p(Am - 241) = H_p \quad [2]$$

Nella [2], con le notazioni $K_{a,i}(Am - 241)$ e $h_{Ki}^p(Am - 241)$ si è voluto indicare il valore del kerma in aria e del coefficiente di conversione h_{Ki}^p per la grandezza equivalente di dose personale pesate sullo spettro di fluena all'energia i -esima, rispettivamente. In equazione [3] si ottiene poi il coefficiente di conversione

$$h_{pK} = \frac{H_p}{K} \quad [3]$$

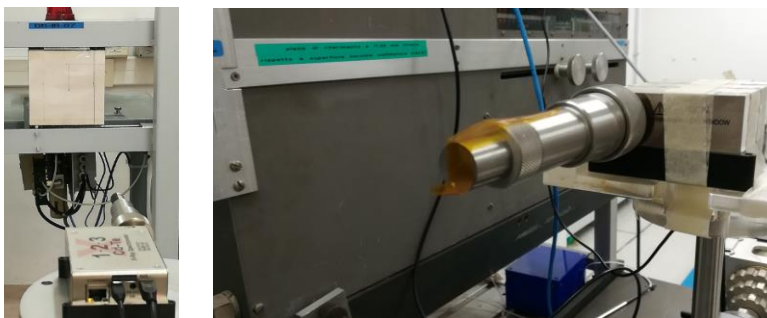
Tab 2

	Fattore di conversione ricavato sperimentalmente con metodo spettrometrico (Sv/Gy) per ²⁴¹ Am	Fattore di conversione stimato dalla nuova norma ISO 4037:2019 per la qualità L70	Fattore di conversione riportato dalla norma ISO 4037:1996 per la qualità L70 (Sv/Gy)	Fattore di conversione riportato dalla norma 4037:1996 per l' ²⁴¹ Am (Sv/Gy)
$h_{pK}(0.07)$ rod	1,13	1,14	1,14	1,14

Coefficiente di conversione della sorgente di ²⁴¹Am di ENEA-INMRI determinato con metodo spettrometrico

Il setup sperimentale per le misure spettrometriche con il rivelatore AmpTek X-123 al CdTe è mostrato in fig. 5.

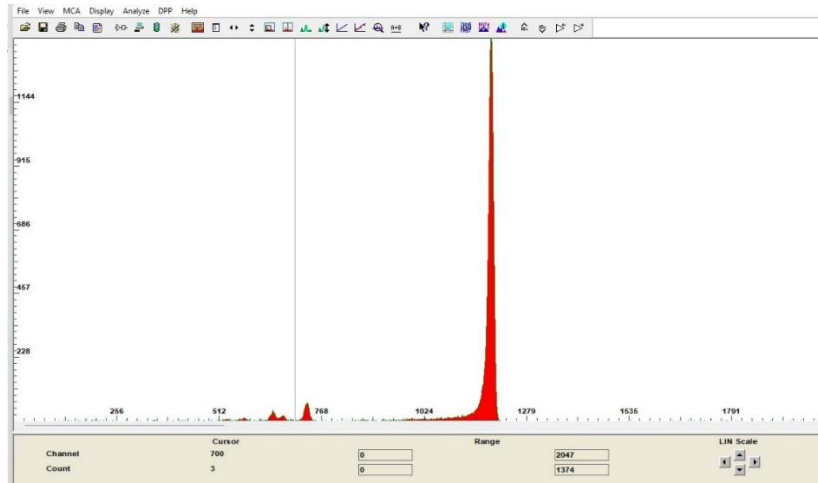
Fig 4 Setup



Il setup sperimentale, metodo spettrometrico

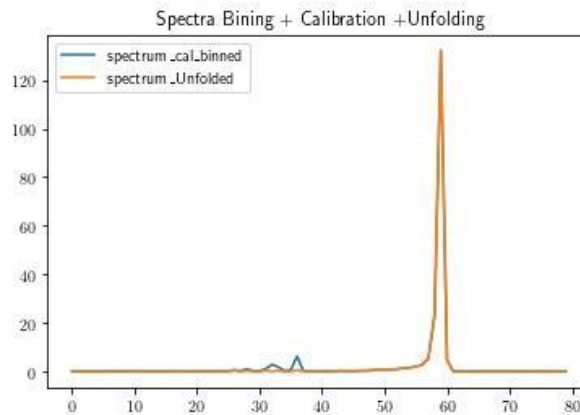
Lo spettro misurato con il rivelatore al CdTe è mostrato in fig. 5, ed il risultato delle operazioni di unfolding è mostrato in figura 6.

Fig 5 Spettro misurato sulla sorgente di ²⁴¹Am di ENEA-INMRI



Spettro della sorgente misurato con il rivelatore Amptek X123 e acquisito con il software DPPMCA

Fig 6 Spettro di fluensa della sorgente di ^{241}Am



Spettro di fluensa -non normalizzato- della sorgente di ^{241}Am misurato elaborato con il programma di unfolding (Fattori et. al, manoscritto in preparazione). L'asse delle ascisse indica l'energia dei fotoni, espressa in keV.

In fig. 7 è mostrato il setup sperimentale con cui è stata eseguita la misura di spessore emivalente utilizzando filtri in rame, ed i risultati delle misure sono indicati in tab. 3.

Fig 7 Setup per misure dello spessore emivalente (HVL)



Il setup sperimentale per la determinazione dello HVL. A sinistra, la scatola HVL con il sistema di serraggio dei filtri in rame. A destra, la scatola HVL durante il posizionamento con un puntatore laser longitudinale, identificativo del centro del fascio di radiazioni della sorgente di ^{241}Am .

Tabella 3: misura dello spessore emivalente in rame per la sorgente di ^{241}Am

1°HVL in rame raccomandato per qualità L-70 (norma ISO 4037: 2019)	0,483 mm
1°HVL in rame ricavato sperimentalmente sulla sorgente di ^{241}Am di ENEA-INMRI	0,478 mm

CONCLUSIONI

Una conoscenza più approfondita della forma dello spettro dell' ^{241}Am è necessaria a comprendere quanto sia abbondante la componente dello spettro di fluenza di basse energie per calcolare i coefficienti h_k specifici per la propria sorgente di ^{241}Am .

Il metodo spettrometrico ha consentito di determinare uno dei coefficienti di conversione per derivare le grandezze operative dal valore di kerma in aria in assenza di prescrizioni sulla nuova norma ISO 4037:2019. Il valore ottenuto del coefficiente di conversione hpK (0,07) "rod" per la sorgente di ENEA INMRI è in linea con il valore prescritto nell'edizione precedente, la norma ISO 4037:1996.

Il coefficiente di conversione calcolato con il metodo spettrometrico sulla sorgente di ^{241}Am dell'ENEA-INMRI è inoltre confrontabile con quello prescritto dalla norma ISO 4037:2019 per la qualità di radiazioni per L-70. Ad ulteriore conferma della somiglianza tra la qualità L-70 e la sorgente di ^{241}Am dell'ENEA-INMRI, in questo lavoro si è determinato anche il valore dello spessore emivalente delle due qualità, notando che il valore di HVL ottenuto in rame per la sorgente di ^{241}Am riproduce fedelmente il valore di HVL della qualità L-70.

Difatti, la tecnica spettrometrica potrebbe non essere accessibile per la maggior parte degli utenti in possesso di sorgenti di ^{241}Am e che vogliono determinare i fattori di conversione per le grandezze operative, e la norma ISO 4037:2019 suggerisce di utilizzare la qualità L-70 del fascio di raggi X al posto dell' ^{241}Am . Tuttavia, per molti laboratori, non è neanche possibile

realizzare la qualità L-70 nel rispetto della norma ISO 4037:2019 e questo pone seri problemi di operatività ai laboratori che necessitano di misure di grandezze dosimetriche operative alle basse energie.

Un metodo alternativo alla spettrometria, più accessibile agli utenti, potrebbe consentire il recupero delle sorgenti di ^{241}Am ed i relativi impianti di irraggiamento, che dovrebbero altrimenti essere smaltiti. Viceversa, è auspicabile una nuova revisione della normativa ISO 4037 che possa riportare, a pieno titolo, le sorgenti di ^{241}Am tra gli altri campi di radiazione di riferimento, tenuto in debito conto la variabilità costruttiva di queste sorgenti.

RIFERIMENTI BIBLIOGRAFICI

Laitano, R. F., Pani, R. & Pellegrini, R. *Determination of x-ray spectra and of the scattered component up to 300 kV*. Medical Physics 18, 934–938 (1991).

ISO 4037-1:2019, *Radiological protection - X and gamma reference radiation for calibrating dosimeters and doserate meters and for determining their response as a function of photon energy - Part 1: Radiation characteristics and production methods*, 2019.

ISO 4037-3:2019, *Radiological protection - X and gamma reference radiation for calibrating dosimeters and doserate meters and for determining their response as a function of photon energy - Part 3: Calibration of area and personal dosimeters and the measurement of their response as a function of energy and angle of incidence*, 2019.

ISO 4037-1:1996, *X and gamma reference radiation for calibrating dosimeters and doserate meters and for determining their response as a function of photon energy. Part 1: Radiation characteristics and production methods*, 2019.

ISO 4037-3:1999, *X and gamma reference radiation for calibrating dosimeters and doserate meters and for determining their response as a function of photon energy. Part 3: Calibration of area and personal dosimeters and the measurement of their response as a function of energy and angle of incidence*, 1999.

Con il patrocinio di:



associazione italiana
radioprotezione medica



Consulta Interassociativa
Italiana per la Prevenzione

*Istituto
Superiore
Di Sanità*



**Ispettorato nazionale
per la sicurezza nucleare
e la radioprotezione**

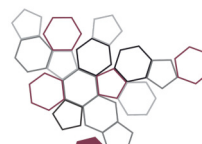


MINISTERO DELLA
TRANSIZIONE ECOLOGICA



ISPRA

Istituto Superiore per la Protezione
e la Ricerca Ambientale



**Sistema Nazionale
per la Protezione
dell'Ambiente**

Con la partecipazione di ARPA Lombardia



Agenzia Regionale per la Protezione dell'Ambiente

Sponsorizzato da:



X-Gammaguard di Laura Pini

LABORATORIO DI DOSIMETRIA
MONITORAGGIO RADIAZIONI IONIZZANTI
MISURE DI CONCENTRAZIONE RADON

Via Gorizia, 40 - 21047 Saronno (VA)
Tel. 02.96702029 - Fax. 02.96239445
<http://www.xgammaguard.it>
dosimetria@xgammaguard.it

