



SAPIENZA
UNIVERSITÀ DI ROMA

La gestione dei rifiuti radioattivi in Italia e una tecnologia innovativa per la loro decontaminazione

Facoltà di Ingegneria Civile ed Industriale
Dipartimento di Ingegneria Astronautica, Elettrica ed Energetica - DIAEE
Dottorato di Ricerca in Energia ed Ambiente – CICLO XXXV

Ing. Francesco Massaro
Matricola 1889076

Tutor
Prof. Ing. Fabio Giannetti

Co – Tutor
Prof. Ing. Gianfranco Caruso
Dott. Ing. Andrea Tonti PhD

A.A. 2022-2023

SOMMARIO

La presente tesi di dottorato è il risultato di uno studio che ha avuto quale tema centrale di ricerca l'attività sperimentale di decontaminazione di pozzetti interrati contaminati da sostanze radioattive, utilizzando una tecnologia innovativa basata sull'uso di decontaminanti liquidi.

Inoltre, particolare attenzione è stata rivolta nell'analizzare il ruolo dell'energia nucleare nella transizione ecologica e dell'importanza che tale tecnologia può avere nel diversificare il mix energetico italiano. Si ritiene, infatti, di dover assegnare un ruolo rilevante all'energia nucleare nell'accelerare il raggiungimento dell'obiettivo di neutralità climatica previsto per il 2050.

Si è discusso poi della gestione dei rifiuti radioattivi in Italia e della realizzazione del Deposito Nazionale, che consentirà di sistemare definitivamente ed in sicurezza i rifiuti radioattivi.

Per quanto riguarda l'attività di decontaminazione dei pozzetti contaminati sopracitata, si può affermare che i risultati confermano l'idea che la decontaminazione con l'uso di liquidi e la disponibilità di tecnologie efficaci per il trattamento dei reflui liquidi prodotti, rappresenti un'ottima combinazione e un'opportunità per portare a termine progetti di decontaminazione dei manufatti solidi offrendo importanti vantaggi per la sicurezza degli operatori. I dati rilevati sono di fondamentale importanza per analisi future e per migliorare il processo di decontaminazione garantendo la massima sicurezza dei lavoratori e dell'ambiente circostante.

Indice

CAPITOLO 1: Produzione di Energia Elettrica da Centrali Nucleari e l’Opzione Nucleare nella Transizione Ecologica

1.1 Introduzione	5
1.2 Energia Nucleare in Italia e nel mondo	7
1.3 L’Obiettivo della Neutralità Climatica	11
1.4 L’Opzione Nucleare nella Transizione Ecologica	16
1.5 L’Opzione Nucleare per diversificare il mix energetico italiano	22

CAPITOLO 2: Gestione dei Rifiuti Radioattivi

2.1 La Gestione dei Rifiuti Radioattivi in Italia	29
2.1.1 Tipologie di Rifiuti Radioattivi e la loro corretta gestione	32
2.2 Deposito Nazionale dei Rifiuti Radioattivi.....	40
2.2.1 Caratteristiche Tecniche del Deposito Nazionale	48
2.2.2 Criteri di localizzazione del Deposito Nazionale.....	51
2.2.3 Consultazione Pubblica	53
2.2.4 Criteri per lo smaltimento dei rifiuti a molto bassa e bassa attività e per lo stoccaggio temporanei dei rifiuti a media e alta attività	55
2.2.5 Trasporto dei rifiuti radioattivi al Deposito Nazionale	58
2.2.6 Depositi di rifiuti radioattivi in Europa	61

CAPITOLO 3: Contenitori per il Trasporto e lo Stoccaggio dei Rifiuti Radioattivi

3.1 Fasi di Sviluppo di un Contenitore	64
3.2 Tipologie di Rifiuti Radioattivi	65
3.3 Progetto dei Contenitori per i Rifiuti Radioattivi solidi a media attività	66
3.3.1 Definizione dei requisiti di fabbricazione	67
3.3.2 Fasi di Progettazione	68
3.4 Prove di qualifica	71
3.5 Considerazioni finali	72

CAPITOLO 4: Una Tecnologia Innovativa per la Decontaminazione dei Rifiuti Contaminati da sostanze Radioattive – Caso Studio: Decontaminazione di Pozzetti interrati e Sperimentazione di Tecniche per la pulizia basate sull’uso di Liquidi

4.1 Introduzione	75
------------------------	----

4.2 Descrizione dell'attività	78
4.3 Sperimentazioni svolte.....	82
4.4 Messa in sicurezza finale dei pozzetti.....	100
4.5 Risultati del Processo di trattamento dei reflui liquidi	113
4.6 Aspetti legati alla Sicurezza per i lavoratori.....	126
4.7 Aspetti Ambientali	130
4.8 Confronto con Metodologie di Decontaminazione e Bonifica tradizionale	137
4.9 Possibili Evoluzioni Future	138
CAPITOLO 5: Conclusioni.....	140
Riferimenti bibliografici.....	142

CAPITOLO 1: Produzione di Energia Elettrica da Centrali Nucleari e l'Opzione Nucleare nella Transizione Ecologica

1.1 INTRODUZIONE

Come dichiarato nel NUCLEAR FOR CLIMATE: *“Utilizzando l'energia nucleare come fonte primaria in sostituzione dei combustibili fossili, è stato possibile, a partire dal 1970, evitare l'immissione in atmosfera di un quantitativo di gas serra pari a 60 miliardi di tonnellate equivalenti di CO₂. L'utilizzo del nucleare in luogo dei combustibili fossili è servito a prevenire circa 1,84 milioni di morti legate all'inquinamento atmosferico e si stima che altri 7 milioni di morti potrebbero essere evitati entro il 2050 se il nucleare sostituisse le fonti di combustibili fossili su larga scala.”* [4].

Nel corso degli anni, in Italia e nel resto del mondo, il dibattito sui vantaggi e svantaggi derivanti dalla produzione di energia elettrica da centrali nucleari non è mai scemato. E' bene ricordare che grazie alle tecnologie nucleari si è reso possibile il raggiungimento di traguardi fondamentali per la salvaguardia della salute umana e per l'innalzamento della qualità della vita, contribuendo così alla crescita e allo sviluppo del progresso scientifico e tecnologico. Basti pensare all'uso del nucleare in medicina (grazie alla medicina nucleare è possibile diagnosticare e trattare malattie utilizzando piccole quantità di materiale radioattivo detto radio farmaco), oppure, sempre come esempio, all'uso delle tecnologie nucleari in agricoltura per combattere le malattie delle piante, aumentare la resa agricola, proteggere le risorse esistenti oltre che per stabilire la tracciabilità dei prodotti (si sta sviluppando un processo per la tracciabilità dei prodotti agricoli e agroalimentari basati sulla presenza di isotopi naturali al loro interno).

Nel 2022 si è tornati a parlare dell'energia nucleare molto più intensamente. Il motivo è la presenza degli investimenti in nucleare e gas nella cosiddetta “Tassonomia dell'Unione Europea” in quanto compatibili con il raggiungimento della neutralità climatica entro il 2050. L'obiettivo è quello di indirizzare i fondi privati su determinate energie considerate

di transizione ed il nucleare può essere considerato un'alternativa low carbon rispetto agli altri combustibili fossili.

E' importante sottolineare come l'Europa sia il più grande importatore mondiale di energia. Infatti, si stima che la spesa complessiva per l'acquisto di più della metà (circa il 54%) dell'energia consumata sia di oltre 400 miliardi di euro/anno [37].

L'Europa dipende dal nucleare per oltre 1/4 della propria energia elettrica e più della metà dell'elettricità che deriva da fonti a basso impatto ambientale proviene proprio dalle centrali atomiche installate nei diversi Stati Europei.

Dopo l'incidente di Chernobyl del 1986 in Italia si aprì il dibattito sul nucleare che portò al referendum del 1987 e alla chiusura definitiva di tutti e quattro i reattori (Caorso, Garigliano, Latina e Trino Vercellese) costruiti entro il 1990. Con il referendum gli italiani si espressero contro il nucleare cosiddetto di I generazione.

Ad oggi invece esistono tre diverse soluzioni:

- le centrali nucleari di generazione III+ e gli SMR;
- le centrali nucleari di IV generazione;
- i reattori a fusione nucleare.

Le prime sono già realizzate o in corso di progettazione avanzata, quasi pronte per essere costruite.

I vantaggi derivanti dall'utilizzo delle ultime due tecnologie sarebbero molti ma il problema è nei non brevissimi tempi di messa a punto definitiva di sistemi di questo tipo (le centrali nucleari di IV generazione saranno probabilmente disponibili non prima del 2030, i reattori a fusione nucleare invece, non prima del 2050).

E' importante l'inserimento del nucleare nella tassonomia europea perché si permette così un maggiore investimento di risorse private nella ricerca e nella realizzazione dei progetti. La situazione odierna in Italia, caratterizzata da alte emissioni da carbone e da un caro bollette che nel 2022 produrrà rincari per miliardi di euro, determina una situazione che non permette più di non riconoscere anche al nucleare un ruolo tra le energie green.

1.2 ENERGIA NUCLEARE IN ITALIA E NEL MONDO

Nel mondo, la produzione di energia elettrica da centrali nucleari è iniziata negli anni cinquanta ed è cresciuta molto rapidamente fino a riguardare gran parte dei paesi sviluppati.

Tutti i membri del G7 e tutte le 14 nazioni più ricche al mondo in termini di PIL producono attualmente energia elettrica da fonte nucleare con l'unica eccezione dell'Italia, che comunque ne importa grandi quantità.

Gli Usa sono ancora il primo Paese per energia atomica prodotta:

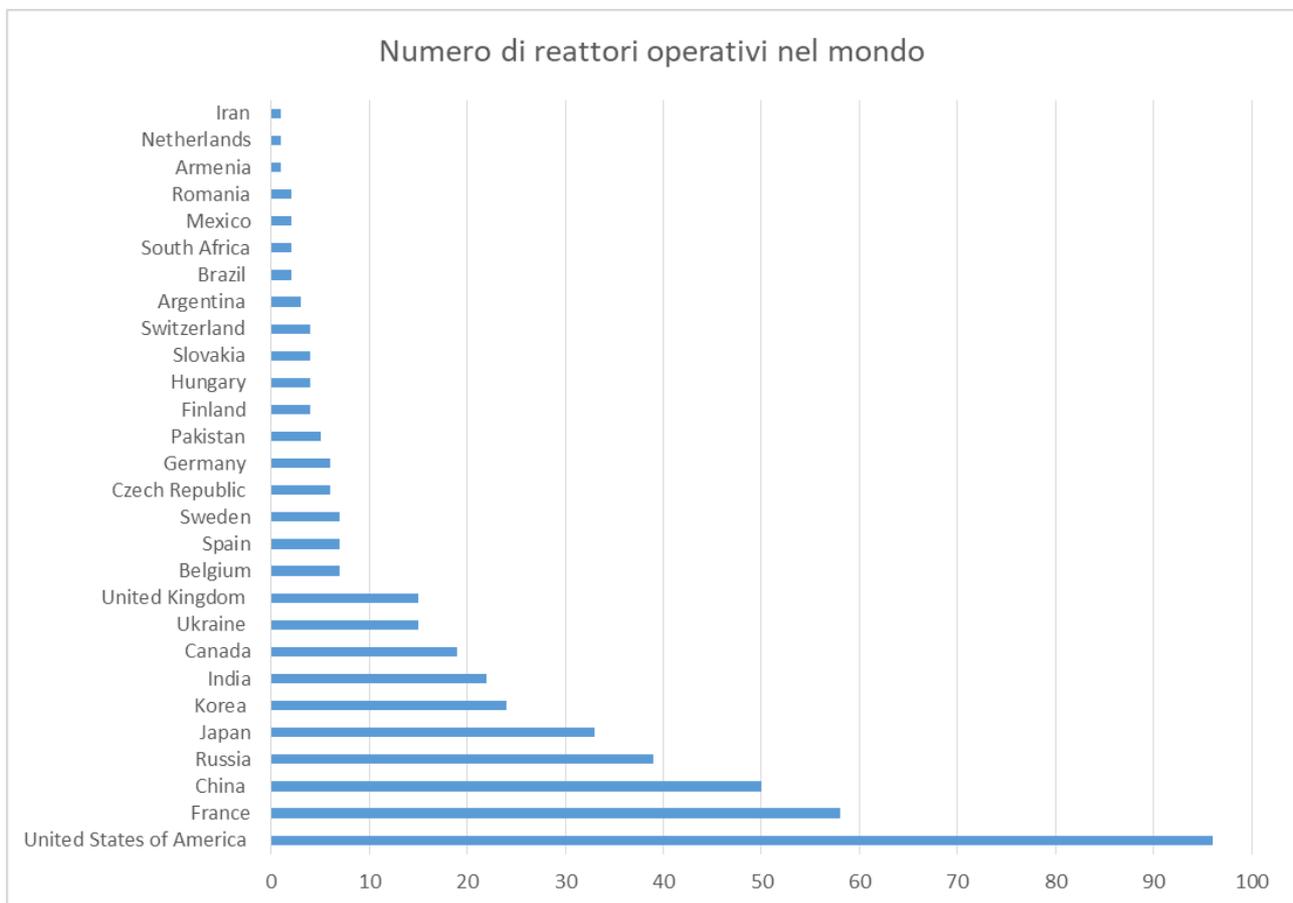


Figura 1 - Numero di reattori nucleari operativi nel mondo.

Attualmente, nel mondo sono in funzione circa 439 reattori che forniscono il 10% dell'elettricità mondiale.

Gli Stati Uniti sono la prima nazione per energia nucleare prodotta, con una quota del 30% sul totale di quella generata a livello globale. Nel proprio mix energetico essi attingono ai

loro 96 reattori nucleari (55 centrali nucleari) – il numero attualmente più alto al mondo per singola nazione – per coprire poco meno del 20% del totale dell’energia elettrica utilizzata [5].

In Europa la situazione è molto diversificata tra i vari Stati anche se la crisi energetica attualmente in corso potrebbe cambiare questo scenario.

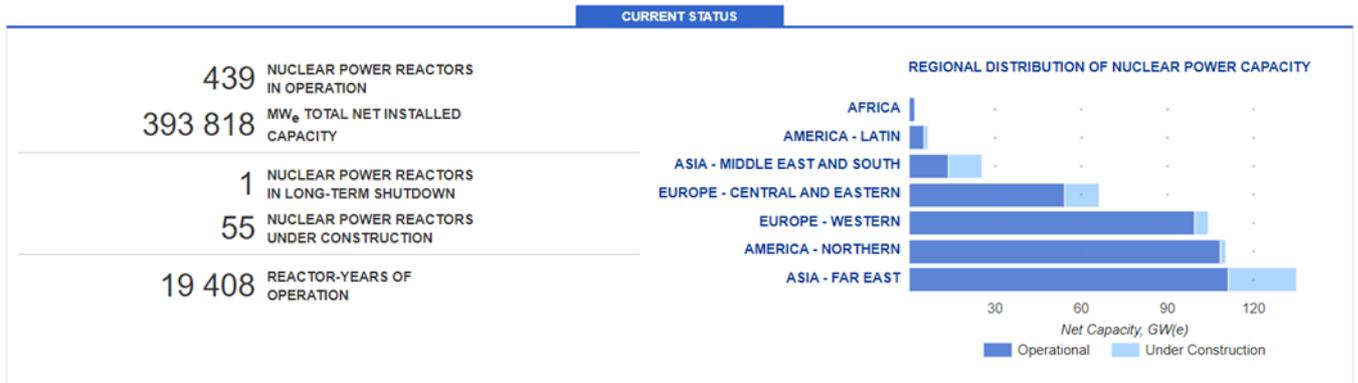


Figura 2 – Stato attuale dei reattori nucleari nel mondo (PRIS – Power Reactor Information System (data di consultazione del sito: agosto 2022)) [6].

La Francia possiede 58 reattori nucleari che le permettono di partecipare per il 13% alla quota energetica nucleare generata nel mondo. Questo la rende una potenza energetica nucleare a livello globale e rappresenta il primo Paese al mondo per utilizzo di nucleare nel proprio mix energetico: ben il 70% della sua energia elettrica proviene infatti dai suoi 58 reattori.

Anche Belgio, Finlandia e Svizzera hanno una quota significativa di energia nucleare nel proprio mix energetico, pari rispettivamente al 39,1%, 33,9% e 32,9% [1].

Anche Slovacchia e Ungheria fanno affidamento sul nucleare, utilizzandolo per una quota pari a circa la metà del totale dei loro consumi elettrici.

Per ridurre la propria forte dipendenza dal carbone, anche la Polonia prevede di produrre energia elettrica da centrali nucleari a partire dal 2033.

A produrre un’elevata quota dell’energia nucleare utilizzata a livello globale contribuisce anche la Russia, che con i suoi 38 reattori nucleari produce quasi l’8% dell’energia elettrica nucleare del mondo.

In Cina, nel 2020, le centrali nucleari hanno contribuito per circa il 4,9% alla quota energetica complessiva generata nel Paese (si nota una lenta crescita rispetto all'1,8% del 2010). Per soddisfare i vincoli imposti dalla transizione ecologica, si prevede una crescita importante della produzione di energia elettrica da reattori nucleari, che rappresenterà circa il 10% nel 2030 e il 19% nel 2060.

L'Italia è il più grande importatore di energia elettrica al mondo ed è l'unica nazione appartenente al G7 che non possiede impianti nucleari. Nonostante questo, ben il 10% dell'elettricità che consumiamo viene proprio dal nucleare, ed è ovviamente tutto d'importazione.

In Italia la produzione di energia elettrica da fonte nucleare risale ai primi anni sessanta.

Nel corso degli anni sessanta, l'Italia arrivò ad avere sul proprio territorio tre impianti nucleari di I generazione basati sulle tre più innovative tecnologie dell'epoca.

La prima centrale elettronucleare in Italia venne realizzata a Latina, ultimata il 12 maggio 1963, era l'esemplare più potente a livello europeo. Otto mesi più tardi fu la volta di Sessa Aurunca, alla quale seguì meno di un anno dopo l'installazione di Trino che al momento della sua entrata in funzione costituiva la centrale elettronucleare più potente nel mondo.

L'energia prodotta da queste tre centrali era comunque ridotta rispetto al fabbisogno nazionale, a cui contribuivano mediamente per il 3-4%.

Il 1° gennaio 1970 iniziò la costruzione della quarta centrale, quella di Caorso. Nel 1975 avvenne il varo del primo Piano Energetico Nazionale (PEN) che prevedeva, fra le altre cose, un forte sviluppo della componente elettronucleare in aggiunta alle tre centrali già in funzione e a quella in via di realizzazione a Caorso.

A seguito dell'incidente di Three Mile Island (negli Stati Uniti d'America) del 1979, l'inizio dell'esercizio commerciale dell'impianto di Caorso fu posticipato al fine di provvedere ad alcuni aggiornamenti ai sistemi di sicurezza. Nel 1982 invece, l'impianto di Sessa Aurunca venne fermato per un guasto e, a seguito di valutazioni sull'anti economicità delle riparazioni, spento.

L'incidente nella centrale ucraina di Chernobyl del 1986 indusse l'Italia ad indire per l'anno successivo tre referendum nazionali sul settore elettronucleare. In tale consultazione popolare, circa l'80% dei votanti si espresse a favore delle istanze portate

avanti dai promotori. I tre referendum non vietavano in modo esplicito la costruzione di nuove centrali, né imponevano la chiusura di quelle esistenti o in fase di realizzazione, ma si limitavano ad abrogare i cosiddetti "oneri compensativi" spettanti agli enti locali sedi dei siti individuati per la costruzione di nuovi impianti nucleari, nonché la norma che concedeva al CIPE la facoltà di scelta dei siti stessi in presenza di un mancato accordo in tal senso con i comuni interessati, e a impedire all'Enel di partecipare alla costruzione di centrali elettronucleari all'estero. Tra il 1988 e il 1990 i Governi Gorla, De Mita e Andreotti posero termine all'esperienza elettronucleare italiana con l'abbandono del Progetto Unificato Nucleare e la chiusura delle tre centrali ancora funzionanti di Latina, Trino e Caorso [7].

Dal 1999 tutti i siti di queste centrali sono di proprietà e gestiti da SOGIN e, assieme agli altri complessi nucleari presenti sul territorio italiano, sono in fase di smantellamento e programmati per essere rilasciati all'ambiente senza alcun vincolo radiologico.

In Italia, il dibattito politico si è riaperto dopo l'impennata dei prezzi di gas naturale e petrolio negli anni tra il 2005 e il 2008 e ha condotto l'allora Governo Berlusconi a cercare di ripristinare una capacità nucleare a fini di elettro-generazione. Lo scopo dichiarato di questa politica era quello di tagliare le emissioni di gas serra, ridurre la dipendenza energetica dall'estero e abbassare il costo dell'energia elettrica all'utente finale.

L'intento di tornare alla produzione elettronucleare in Italia è stato postulato con la definizione della "Strategia energetica nazionale". Tuttavia, a seguito dell'incidente in Giappone nell'impianto di Fukushima Daiichi dell'11 marzo 2011, il Consiglio dei ministri decise una moratoria di 12 mesi del programma nucleare italiano. Successivamente, il 24 aprile 2011, il Governo definisce la moratoria già stabilita tramite un articolo del cosiddetto decreto legge "Omnibus" che in sostanza rinvia la costruzione di nuovi impianti. La decisione dell'esecutivo non ferma però il percorso del referendum che si svolge nello stesso anno il cui quesito anti centrali viene validamente approvato con un quorum di circa il 54% di votanti e una maggioranza di oltre il 94%. Le norme inerenti al nucleare del cosiddetto decreto Omnibus vengono a questo punto abrogate, determinando la chiusura del nuovo programma nucleare.

1.3 L'OBIETTIVO DELLA NEUTRALITA' CLIMATICA

Ogni giorno assistiamo al crescente impatto sul nostro pianeta del cambiamento climatico e combatterlo è diventato un imperativo per il futuro dell'Europa e del mondo.

La transizione verso un'economia a impatto climatico zero costituisce una sfida urgente e al tempo stesso un'opportunità per costruire un futuro migliore per tutti.

L'UE punta a raggiungere la neutralità climatica entro il 2050, ossia diventare un'economia a zero emissioni nette di gas a effetto serra (ciò significa che al 2050 la somma dei contributi che intrappolano la CO₂ e di quelli che la emettono deve essere uguale a 0). Questo obiettivo è in linea con l'impegno dell'UE a favore dell'azione globale per il clima nel quadro dell'accordo di Parigi (Nel 2019 i leader dell'UE hanno approvato l'obiettivo di realizzare un'UE a impatto climatico zero entro il 2050. Questo accordo tra i leader dell'UE fa seguito agli impegni assunti dall'UE e dai suoi Stati membri con la firma dell'accordo di Parigi nel 2015).

L'UE può svolgere un ruolo guida investendo nella transizione verde e nel passaggio al digitale, rafforzando il ruolo dei cittadini, allineando gli interventi in settori chiave come l'ambiente, l'energia, i trasporti, l'agricoltura, la politica industriale, la finanza e la ricerca e garantendo nel contempo una transizione giusta [8].

La comunicazione sul Green Deal europeo definisce una tabella di marcia per le iniziative strategiche volte ad aiutare l'UE a raggiungere il suo obiettivo di neutralità climatica entro il 2050. Il Consiglio Europeo discute delle iniziative legislative e di altro tipo previste nell'ambito del Green Deal europeo dopo la loro presentazione da parte della Commissione Europea.

I cinque pilastri fondamentali su cui è basata la strategia Europea per raggiungere agli obiettivi fissati dalla Transizione ecologica, sono:

1) *Emettere meno e assorbire di più:*

Diventare "neutrali dal punto di vista climatico" significa ridurre il più possibile le emissioni di gas serra e compensare eventuali emissioni residue. È così che si può raggiungere un bilancio delle emissioni nette uguale a zero. Un bilancio delle emissioni nette uguale a zero si ottiene quando la quantità di gas serra rilasciata nell'atmosfera viene

neutralizzata. Ciò può essere ottenuto mediante la “cattura” del carbonio, ovvero rimuovendo il carbonio dall'atmosfera, o attraverso misure di compensazione.

Tutti i settori economici possono e devono contribuire alla riduzione delle emissioni di gas serra. Ad esempio, l'industria deve continuare a modernizzarsi e a inquinare meno. I settori aeronautico e marittimo, che sono tra le fonti di emissioni di gas serra a più rapida crescita, dovrebbero diventare più efficienti dal punto di vista energetico e passare a combustibili alternativi più ecologici.

Per ridurre le emissioni delle industrie ad alta intensità energetica, l'UE ha istituito un sistema di scambio di quote di emissione. L'EU ETS è un mercato per i permessi di emissione di carbonio che stabilisce la quantità di emissioni che le centrali elettriche, gli impianti industriali e le compagnie aeree possono rilasciare nell'atmosfera. I livelli di autorizzazione vengono gradualmente ridotti per ridurre le emissioni delle industrie partecipanti.

Le azioni per proteggere gli oceani, il suolo e le foreste sono vitali per assorbire le emissioni poiché gli ecosistemi naturali sono i migliori “intrappolatori” di CO₂. Attuare la Transizione Ecologica vuol dire non solo ridurre la CO₂ che emettiamo in atmosfera ma significa anche recuperare la qualità della natura: fiumi, mari, laghi, coste, il verde, i terreni ed aumentare la circolarità (cioè riutilizzare: dalla raccolta differenziata al riutilizzo dei materiali).

Infine i consumatori, essi possono e devono ridurre la loro impronta ambientale attraverso comportamenti e scelte virtuose.

2) *Green Deal europeo:*

Nel dicembre 2019 la Commissione europea ha annunciato il Green Deal europeo come la strategia attraverso la quale raggiungere la neutralità climatica dell'UE entro il 2050. Esso include misure come:

- investire in tecnologie rispettose dell'ambiente;
- sostenere l'innovazione;
- aiutare lo sviluppo di forme di trasporto più pulite;
- decarbonizzare il settore energetico;
- garantire che gli edifici diventino più efficienti dal punto di vista energetico;

- lavorare a livello internazionale per migliorare gli standard in tutto il mondo.

L'UE ha dimostrato la sua determinazione a combattere i cambiamenti climatici utilizzando il 20% del suo bilancio complessivo tra il 2014 e il 2020 per finanziare azioni che contribuiscono alla mitigazione e all'adattamento ai cambiamenti climatici e punta a essere ancora più ambizioso in seguito all'accordo dei leader dell'UE nel luglio 2020 di aumentare questa cifra ad almeno il 30% del bilancio dell'UE per il periodo 2021-2027.

3) *La transizione ecologica in ogni aspetto della nostra vita:*

La produzione e l'uso di energia sono attualmente responsabili del 75% delle emissioni di gas serra dell'UE. Fa parte di ogni aspetto della nostra vita, dalle nostre pareti e finestre, dai nostri elettrodomestici, al modo in cui viaggiamo e ai metodi di produzione.

Il passaggio a un'economia più verde è un elemento importante della transizione verso una società a zero emissioni nette e richiede un'azione su tutti i fronti. Per esempio:

- i nostri edifici dovrebbero essere rinnovati per renderli più efficienti dal punto di vista energetico;
- i modi in cui viaggiamo – su strada, aria e mare – devono diventare più rispettosi dell'ambiente;
- la nostra produzione alimentare, che troppo spesso si basa su pesticidi e fertilizzanti dannosi per aria, suolo, acqua e fauna selvatica, deve diventare più rispettosa dell'ambiente;
- i nostri “pozzi di carbonio”, come le foreste, stanno diminuendo e la tendenza dovrebbe essere invertita, anche gestendo le foreste in modo più sostenibile;
- il modo in cui produciamo i beni deve adattarsi a un modello di economia circolare in cui, ad esempio, i tessuti, i materiali da costruzione e l'elettronica vengono riciclati o riutilizzati al fine di ridurre l'uso di materie prime primarie.

È fondamentale che i cittadini e le parti interessate dell'UE svolgano un ruolo e abbiano voce in capitolo nel trasformare in realtà la transizione verso la neutralità climatica. Questo è il motivo per cui il Green Deal dell'UE include un patto europeo per il clima. Il patto mira a promuovere l'impegno e la cooperazione tra individui, comunità e organizzazioni, che incoraggeranno le persone a impegnarsi in azioni concrete per ridurre le proprie emissioni di gas serra.

4) Un'Europa più verde è un'Europa più inclusiva:

Raggiungere la neutralità climatica entro il 2050 sarà più difficile per alcuni Stati membri piuttosto che per altri. Ad esempio, alcuni dipendono maggiormente dai combustibili fossili o hanno industrie ad alta intensità di carbonio che impiegano un numero significativo di persone. L'UE ha introdotto un "meccanismo per una transizione giusta" per fornire sostegno agli Stati che richiederanno maggiori investimenti per raggiungere gli obiettivi.

Il meccanismo si rivolge a tre aree:

- Per le persone e comunità più vulnerabili alla transizione: bisognerà facilitare le opportunità di lavoro e offrire riqualificazione, migliorando al tempo stesso alloggi efficienti dal punto di vista energetico e combattendo la povertà energetica;
- Per le imprese e settori nelle industrie ad alta intensità di carbonio: bisognerà contribuire a rendere la transizione verso una tecnologia a basse emissioni di carbonio attraente per gli investimenti e fornire prestiti e sostegno finanziario, investendo anche in ricerca e innovazione e nella creazione di nuove imprese;
- Per gli Stati membri o regioni che hanno un'elevata dipendenza dai combustibili fossili: investire in nuovi posti di lavoro verdi, trasporti pubblici sostenibili, energie rinnovabili, connettività digitale e infrastrutture per l'energia pulita.

Per "Transizione Giusta" si intende quella transizione veloce e sufficiente da frenare il riscaldamento globale (se è troppo lenta il riscaldamento globale rischia di diventare irreversibile e quindi, entro il 2050, bisognerà tenere il riscaldamento globale sotto 1.5 °C medio) senza provocare un disastro sociale.

5) Attraverso le proprie scelte modellare l'azione e lo sforzo globale:

L'UE conta più di 450 milioni di abitanti. Ma il cambiamento climatico colpisce ognuno dei 7,5 miliardi di persone che vivono sul nostro pianeta. E non fa distinzioni in base ai confini. Questo è il motivo per cui l'UE è determinata a utilizzare la sua posizione per guidare l'azione globale sul clima.

Diventando neutrale dal punto di vista climatico, l'UE sarà il primo continente a raggiungere un bilancio di emissioni nette pari a zero. Questi obiettivi ambiziosi potranno essere un modello per gli altri Paesi.

L'UE ha collaborato con partner globali per incoraggiare e rafforzare l'impegno internazionale in materia di clima. È stato fondamentale nel negoziare e sostenere gli accordi internazionali storici sull'ambiente – la Convenzione delle Nazioni Unite sul clima, il Protocollo di Kyoto e l'Accordo di Parigi – e continua a sostenere gli obiettivi e le aspirazioni rappresentati da tali accordi.

Ma le azioni dell'UE non si limitano a dare l'esempio. L'UE collabora con i paesi su base bilaterale, ad esempio includendo clausole climatiche durante la negoziazione di accordi commerciali. L'UE condivide competenze ed esorta i suoi partner a intraprendere azioni coraggiose contro il riscaldamento globale. L'UE finanzia gli sforzi dei paesi in via di sviluppo per affrontare il cambiamento climatico [9].

l'Italia, insieme agli Stati membri dell'Unione Europea, si è impegnata a raggiungere la neutralità climatica entro il 2050. Per raggiungere questo obiettivo sono possibili tre strade:

- 1) *"1° Strada"*: Utilizzando solo fonti rinnovabili, quindi: idroelettrico, solare, eolico, geotermico, biogas, ecc. come dichiarano al momento di voler fare nel lungo periodo: Spagna, Germania, Belgio, Norvegia, Danimarca e, al momento, anche l'Italia;
- 2) *"2° Strada"*: Utilizzando un mix di fonti rinnovabili e gas naturale dotandosi di sistemi di cattura e stoccaggio della CO₂ prodotta. La maggior parte dei Paesi, tuttavia, considerano questa alternativa come un percorso di transizione e non come l'obiettivo principale;
- 3) *"3° Strada"*: Utilizzando un mix di fonti rinnovabili e nucleare. Questa è la strada scelta da: Regno Unito, Francia, Stati Uniti, Giappone, Cina, Polonia e molti altri Paesi.

Nel prossimo capitolo si analizzerà il ruolo che può avere l'energia nucleare nel raggiungimento degli obiettivi previsti dalla neutralità climatica.

1.4 L'OPZIONE NUCLEARE NELLA TRANSIZIONE ECOLOGICA

Per transizione ecologica si intende una transizione energetica con un cambiamento del paradigma di produzione dell'energia che si sposta fortemente sulle fonti decarbonizzate accompagnato da un cambiamento delle modalità del vivere sociale, del trasporto, del lavoro, la digitalizzazione, l'economia circolare, l'efficienza energetica, le comunità energetiche, ecc. Tutti questi aspetti insieme costituiscono la transizione ecologica. L'obiettivo dichiarato è il raggiungimento della riduzione delle emissioni di CO₂ del 55% (rispetto al 1990) al 2030 e al raggiungimento della neutralità climatica (CO₂ emessa e assorbita) al 2050 e tutto questo deve essere compatibile con la crescita e lo sviluppo della società.

Altro aspetto cruciale negli obiettivi di transizione ecologica è che dal 2050 in poi il riscaldamento globale non deve superare 1.5 °C di temperatura.

Per raggiungere tali ambiziosi obiettivi, una strategia che preveda solo l'utilizzo di energie rinnovabili ("*1° Strada*") sembra, ad oggi, non attuabile in Italia per una serie di ragioni.

Basta ricordare che le principali fonti rinnovabili, eolico e fotovoltaico, sono intermittenti. Il solare produce energia circa 1500 h/anno (nei posti soleggiati), l'eolico circa 2000 h/anno. Visto che un anno (civile) è composto da 8760 h, questo significa che per circa 1/4 del tempo queste tecnologie producono energia e per gli altri 3/4 del tempo no. Essendo la nostra domanda di energia continua, con consumi variabili nel tempo, l'energia andrebbe dunque accumulata in delle reti di accumulatori ma tuttavia non è possibile utilizzare soltanto batterie come sistema di accumulo perché ne occorrerebbe una quantità troppo grande (cioè le capacità di accumulo non sono compatibili con le nostre necessità). L'idroelettrico da bacino, che ha questa funzione, non è in grado da solo di sopperire ad uno scenario con sole rinnovabili, a meno di massivi investimenti, con limiti dovuti anche alla saturazione dei luoghi disponibili.

Altro aspetto da considerare in questa soluzione è il problema dello "spazio fisico" che occorrerebbe per installare tutti gli impianti fotovoltaici ed eolici che servirebbero per un mix energetico completo senza nucleare e gas naturale che, al netto del problema dello

stoccaggio di cui abbiamo parlato sopra, equivale ad una superficie di migliaia di km² con problemi di impatto ambientale e paesaggistico non trascurabili.

Inoltre, la soluzione che prevede l'utilizzo delle rinnovabili e del gas naturale ("*2° Strada*") non garantisce il raggiungimento dell'obiettivo entro il 2050. Infatti il gas naturale è la fonte fossile che inquina di meno ma produce comunque CO₂ che deve essere catturata e stoccata nel sottosuolo.

Quindi ad oggi, una strada alternativa ed efficace per l'Italia per raggiungere gli obiettivi ambientali imposti dalla transizione ecologica sembrerebbe essere il mix nucleare/rinnovabili ("*3° Strada*").

I vantaggi del nucleare (che, come abbiamo già detto, la stessa Commissione Europea considera una fonte di energia sostenibile) sono:

- minore impatto ambientale: le centrali nucleari non emettono una quantità significativa di CO₂ (né in fase di esercizio né in fase di costruzione) e la CO₂ totale prodotta durante tutto il ciclo di vita è estremamente bassa, paragonabile o inferiore alle rinnovabili;
- minor tempo per raggiungere la neutralità ambientale;
- abbattimento dei costi. In Italia, si stima che per soddisfare il bisogno elettrico di lungo termine utilizzando solo fonti rinnovabili costerebbe circa il 50% in più rispetto a un mix con il nucleare;
- grandi potenze specifiche;
- stabilità di produzione;
- zero emissioni di inquinanti;
- basso costo specifico del combustibile;
- il più basso tasso di mortalità fra tutte le fonti.

Anche nel dibattito pubblico, il ruolo dell'energia nucleare nella transizione ecologica sta assumendo sempre più importanza. L'energia nucleare è un'opzione necessaria (imprescindibile secondo alcuni) nella transizione ecologica anche alla luce dell'affidabilità e convenienza degli impianti di nuova generazione.

Oltre che sugli aspetti positivi, è importante focalizzare l'attenzione anche sugli aspetti negativi (o critici) derivanti dalla produzione di energia da impianti nucleari, in particolare:

- la gestione dei rifiuti radioattivi:

Tutti i processi naturali e industriali producono rifiuti, residui o scorie, ma a causa dell'alta intensità energetica i rifiuti nucleari per kW/h sono migliaia di volte inferiori ai rifiuti industriali e tossico nocivi e vengono comunque isolati dalla biosfera in quanto sistemati in via definitiva dentro depositi confinati di superficie o sotterranei dove la radioattività decade nel tempo. Con i reattori veloci di IV generazione, il tempo di decadimento sarà fortemente ridotto in quanto verranno bruciati in ciclo chiuso proprio gli elementi radioattivi a lunga vita.

- i costi d'investimento:

L'esperienza ci dice che i costi tecnici di una centrale nucleare da 1 GW sono dell'ordine di 1 miliardo di euro per anno di costruzione. Quindi è fondamentale realizzare l'impianto in tempi tecnici di costruzione adeguati (4-5 anni).

Il tema della sostenibilità economica è sicuramente centrale nella scelta di questa tecnologia di produzione di energia. Come esempio recente di problemi legati alla sostenibilità economica nella realizzazione di impianti nucleari si può citare il cantiere della centrale nucleare di Hinkley Point nel Regno Unito in cui inizialmente era prevista come data di ultimazione dei lavori il 2023 con un costo stimato di 18 miliardi di sterline e secondo un report della EDF del maggio 2022 la nuova data prevista per l'entrata in funzione dell'opera è giugno 2027 con costi lievitati a 25-26 miliardi di sterline.

- la sicurezza:

La principale paura legata al nucleare è la questione della sicurezza. Bisogna ricordare che l'unico incidente a una centrale nucleare che abbia causato vittime per via della radioattività è stato quello di Chernobyl. Si trattava però di un reattore privo dei più comuni sistemi di sicurezza già adottati da decenni sui reattori occidentali.

Per giunta, la sicurezza nucleare è andata sempre crescendo con l'esperienza operativa e il progresso tecnologico attraverso le generazioni di reattori e oggi abbiamo in operazione un mix di reattori di II e III generazione, in particolare reattori ad acqua leggera ed in costruzione reattori di III generazione avanzata e a breve quelli di IV generazione (prime unità già in esercizio in Cina e Russia ed in corso di progettazione in occidente) la cui sicurezza è ottimizzata da concetti di difesa passiva o intrinseca, che si basa su fenomeni fisici naturali e di sicurezza attiva mediante sistemi resilienti, ridondanti e indipendenti.

I reattori di piccola taglia (SMR), aggiungono economicità, flessibilità, sicurezza a progetto, integrabilità in rete. Molti concetti sono pronti per essere messi in esercizio e molti invece sono all'esame dell'autorità di sicurezza nazionali ed internazionali e si pensa possano essere disponibili entro il 2030 (ovvero all'interno dei tempi della transizione ecologica).

I reattori di IV generazione risolveranno un altro problema, quello della sostenibilità a lungo termine minimizzando sia la fase estrattiva del combustibile sia i rifiuti e bruciando meglio il combustibile eliminando il plutonio da usi di diversione per utilizzi di tipo militare. A livello europeo diversi dimostratori di IV generazione sono in sviluppo sia a neutroni veloci sia ad alta temperatura. La prospettiva di questi reattori è posizionata fra il 2030 e il 2040.

Un altro aspetto certamente non secondario da evidenziare è quello legato alla sostenibilità temporale e cioè dalla capacità di rendere disponibili le tecnologie (centrali nucleari di IV generazione) nei tempi stabiliti dalla transizione ecologica.

Si può affermare che sul nucleare sono in corso 4 processi paralleli (aventi tutti uno specifico significato sociale, industriale e tecnologico):

- 1) Già in atto, sono i reattori nucleari di II e III generazione che sono in operazione o si sta terminando la loro costruzione (parco elettronucleare mondiale è cresciuto fino ad arrivare a circa 440 centrali con punte in USA, Europa, Giappone, Russia, Corea del Sud e adesso Cina e India ma anche Medio Oriente (Emirati Arabi) e sono in costruzione circa 60 centrali in tutto il mondo);

- 2) Pronte per l'uso: schiera di reattori SMR (III generazione avanzata);
- 3) Reattori di IV generazione per la sostenibilità collocabili fra il 2030 e il 2040 con alcuni prototipi già operativi. Sullo sfondo c'è la fusione nucleare che si avrà presumibilmente tra il 2050 e il 2060 (reattori di test a fusione come ITER e DEMO). La fusione nucleare essendo una fonte di energia illimitata ad accesso universale permetterà di risolvere anche il problema delle disuguaglianze globali. Sulla fusione, si segnalano come molto promettenti gli ultimi esperimenti di confinamento magnetico [10].
- 4) Nel frattempo va a finalizzarsi il Deposito Nazionale Italiano di rifiuti radioattivi la cui entrata in esercizio è prevista per il 2029 e che ha superato la fase di consultazione (l'argomento verrà dettagliatamente trattato nel Capitolo 2).

È interessante notare come l'inasprimento dei costi energetici degli ultimi tempi stia convincendo sempre di più alcuni Stati a rivalutare l'energia nucleare dopo che questa ha subito nel corso degli anni, soprattutto a causa dei disastrosi incidenti di Chernobyl (1986) e Fukushima (2011), graduali eliminazioni.

L'Italia, assieme alla Germania, è uno dei Paesi che sta soffrendo maggiormente l'attuale crisi energetica, resa ancora più acuta dallo scontro tra Russia e Ucraina.

Storicamente l'energia nucleare rappresenta da sempre una alternativa low carbon agli altri combustibili fossili e uno strumento molto importante per raggiungere l'indipendenza energetica.

A questo si aggiunge il fatto che diversi studi indicano il nucleare come la fonte energetica più sicura tra quelle attualmente disponibili:

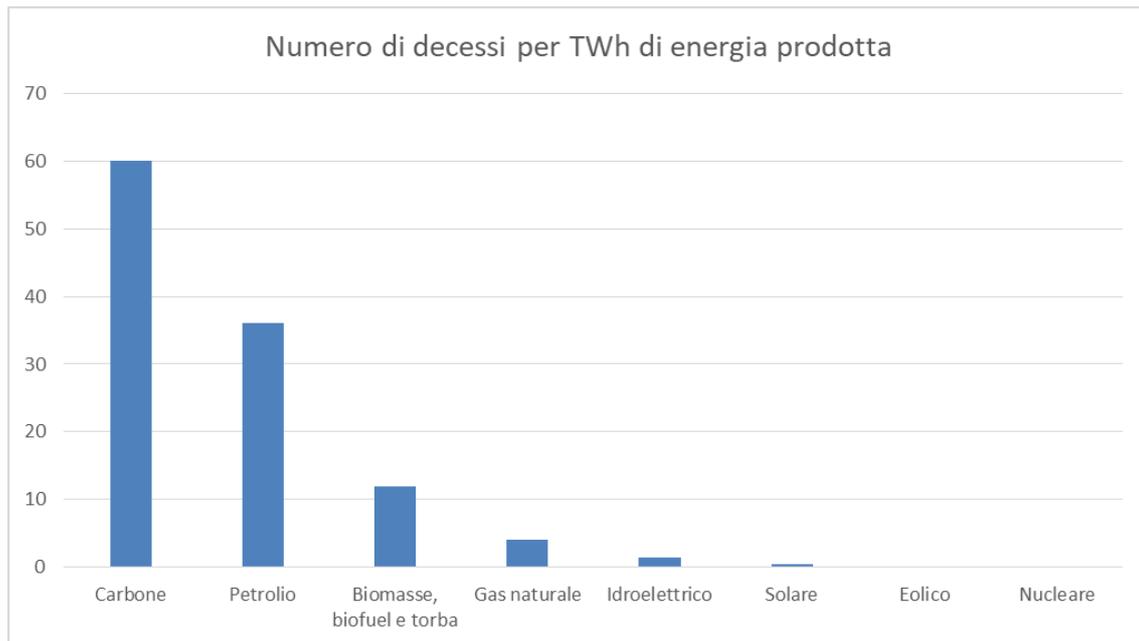


Figura 3 – Numero di decessi per TWh di energia prodotta.

Come si nota dalla Figura 3, la fonte di energia più letale risulta essere il carbone, seguito da petrolio, biomasse, gas naturale, idroelettrico, solare e eolico.

Secondo un rapporto dell'Università di Havard, più di 8 milioni di persone sono morte nel 2018 a causa dell'esposizione al particolato proveniente dalle emissioni di combustibili fossili [2].

L'energia nucleare offre vantaggi in termini di funzionamento a basso costo, basse emissioni di carbonio e affidabilità ed è stata riconosciuta come tra le fonti di energia più rispettose per l'ambiente [3].

Prima però di decidere se riprendere il cammino dell'energia nucleare in Italia è importante valutare non solo la convenienza in termini di sostenibilità climatica. Ad esempio, un altro fattore importante da tener presente quando si parla di nucleare è sicuramente l'aspetto legato la sostenibilità sociale di tali impianti. Il nucleare inevitabilmente incontra delle resistenze nell'opinione pubblica e storicamente, in Italia, l'accettabilità sociale di questa tecnologia è bassa.

Sarebbe saggio inoltre ragionare anche sugli aspetti legati all'estrazione dell'uranio necessario per alimentare i noccioli dei reattori. Infatti, un quarto delle riserve mondiali si

trovano in Australia, un altro quarto è distribuito fra Kazakhstan e Canada, mentre l'altra metà è sparso nel resto del pianeta. Di quest'ultimo aspetto però, si evidenzia come in Europa siano presenti comunque quantità significative di uranio quasi ovunque, inclusa l'Italia che possiede 6100 tonnellate di riserve.

A valle di tutti i ragionamenti fatti in precedenza, si può concludere che per conseguire gli obiettivi ambientali fissati dalla Transizione ecologica, si potrebbe prevedere di raggiungere una potenza complessiva di 30 GW da impianti nucleari di III generazione che consentirebbe di ridurre il fabbisogno di impianti eolici e fotovoltaici. Ipotizzando una potenza media di 5 GW per centrale, sarebbero necessarie 6 centrali nucleari.

La tecnologia necessaria per attuare questo piano esiste già, contrariamente a quella necessaria per concentrarsi esclusivamente sulle fonti rinnovabili. Questa, ad oggi, sembra essere l'unica strada che possa consentire all'Italia di essere sicura, sostenibile e meno dipendente da altri Paesi.

1.5 L'OPZIONE NUCLEARE PER DIVERSIFICARE IL MIX ENERGETICO ITALIANO

L'approvvigionamento di risorse fossili è un problema prioritario per i Paesi che non ne dispongono direttamente sul proprio territorio.

La dipendenza energetica è un indicatore che rappresenta la necessità di ricorrere alle importazioni per soddisfare il proprio fabbisogno energetico.

La sicurezza energetica è invece un concetto legato alla dipendenza energetica, che riflette la necessità di continuità nei rifornimenti energetici a prezzi sostenibili. Tale concetto si fonda su due elementi: la reliability e l'affordability. Per reliability si intende l'affidabilità nell'approvvigionamento delle materie prime, mentre con affordability si fa riferimento alla garanzia che i prezzi degli idrocarburi non subiscano variazioni improvvise ed eccessive. I due elementi sono connessi ad altrettante tipologie di rischi: uno tecnico,

legato all'infrastruttura di trasporto (ad esempio i gasdotti), ed uno politico, determinato da instabilità.

L'elevato ricorso all'approvvigionamento energetico fuori confine rappresenta una delle principali criticità dell'Unione Europea, molto legata ad import di gas naturale e petrolio, a cui si aggiunge un secondo aspetto di vulnerabilità, legato al fatto che le importazioni di fonti fossili provengono in larga misura da Paesi con elevato profilo di rischio geopolitico. Si può affermare che la sicurezza energetica di un paese è tanto più a rischio quanto più alta è la dipendenza energetica e tanto più le importazioni provengono da limitati paesi fornitori con poca stabilità geopolitica. Influyente è anche la presenza di adeguate infrastrutture di import-export in grado di rendere l'approvvigionamento rapido, diversificato e affidabile.

La dipendenza dall'estero per gli approvvigionamenti di fonti primarie impatta sulla qualità di un sistema energetico non solo in termini di sicurezza ma anche sul piano della competitività di un Paese (la forte dipendenza da importazioni extra-UE espone l'Italia al rischio di possibili shock di prezzo dei combustibili, che si ripercuotono nei prezzi dell'elettricità) e della sostenibilità ambientale (si dipende dall'estero solitamente per le fonti fossili il cui impiego incide sulle emissioni dei gas serra).

Queste problematiche, tuttavia, possono essere mitigate dalla diversificazione del mix energetico, come è avvenuto negli ultimi anni con le politiche di supporto alle fonti rinnovabili, dallo sviluppo di infrastrutture (anche di rigassificazione) e da una discreta diversificazione dei Paesi fornitori [11].

L'invasione dell'Ucraina da parte della Russia ha peggiorato la crisi energetica europea, colpendo maggiormente quei Paesi che basano il loro mix energetico sul gas naturale e che dipendono fortemente dagli approvvigionamenti esteri. La sicurezza energetica di tali Paesi è messa a dura prova, e i governi sono chiamati ad affrontare una radicale revisione della propria politica energetica.

Il sistema energetico italiano è basato sul gas naturale, impiegato principalmente nel riscaldamento e nella produzione di energia elettrica, coprendo circa il 48% del mix energetico.

Fino a poche settimane fa, la Russia copriva circa il 40% del fabbisogno di gas naturale italiano. A seguito dell'invasione dell'Ucraina, l'Italia ha deciso (giustamente) di affrancarsi dal gas russo e diventare indipendente da tale fornitore provando ad accedere a forniture extra da parte di altri fornitori (Algeria, Qatar, Congo e Angola).

Per mettere in sicurezza il sistema, una soluzione prospettata sarebbe quella di aumentare la produzione nazionale e destinarne una quota per quelle imprese che utilizzano il gas naturale per alimentare i propri cicli produttivi. Il Governo Italiano ha pubblicato il Piano della transizione energetica sostenibile delle aree idonee (PiTESAI), il documento che disciplina le aree idonee all'estrazione di idrocarburi, andando in controtendenza rispetto alla moratoria del 2019 che di fatto bloccava le nuove concessioni. Si stima che le risorse ammonterebbero tra i 70-90 mld di m³, distribuiti principalmente tra il Mar Adriatico e il Canale di Sicilia. I tempi di realizzazione non certo brevi e la netta opposizione dell'opinione pubblica e delle amministrazioni locali, tuttavia, rendono difficilmente percorribile questa soluzione [12].

L'altra grande componente del mix energetico italiano è rappresentata dalle rinnovabili la cui crescita è stata costante negli ultimi anni.

Il Piano nazionale integrato per l'energia e il clima (PNIEC) [13] ha stabilito alcuni target, come ad esempio l'installazione di tecnologie rinnovabili per una potenza stimata in 7-8 GW annui fino al 2030.

Il 41% dell'energia rinnovabile in Italia è prodotta attraverso l'idroelettrico, che può contare su 4.300 impianti a fronte di una produzione annua di 46 TW.

Nel 2020 sono stati installati nuovi parchi solari per una potenza installata di circa 750 MW, molti dei quali con una potenza non superiore ai 20 KW. Ad oggi, il fotovoltaico è prodotto, per ovvie ragioni, principalmente nel Sud del Paese. Nonostante il PNIEC abbia posto come obiettivo il raggiungimento dei 52 GW di potenza installata entro il 2030, pesa

l'incognita degli iter autorizzativi, specie quelli riguardanti i grandi parchi [14]. Un altro problema riguarda il consumo di suolo, visto e considerato che il 41% degli impianti fotovoltaici presenti in Italia sono poggiati sul terreno. Per quel che riguarda l'eolico, la parte onshore può contare su 5.645 impianti a fronte di una potenza installata di 10 GW, incrementabile grazie al repowering.

La situazione ad oggi in Italia, come mostrano i grafici relativi ai consumi integrati e a quelli giornalieri, risulta oggi molto lontana dagli obiettivi della transizione ecologica e dei protocolli delle diverse COP (Climate Change Conferenced) e dei Governi.

L'Italia utilizza principalmente gas naturale ed energia elettrica quasi totalmente di importazione mentre le fonti rinnovabili (cosiddette FER) in particolare quelle non programmabili, pur fortemente incentivate e dispiegate in questi ultimi anni, non sono riuscite per vari motivi (fisici, tecnici ed economici) ad incidere sulla decarbonizzazione della produzione energetica e la fonte fossile rimane ancora oggi insostituibile soprattutto nel settore del trasporto ma anche nel settore industriale per cui i Paesi produttori di petrolio e gas determinano ad oggi le forniture e i prezzi mettendo sempre più in difficoltà imprese e famiglie.

C'è necessità di interventi infrastrutturali incisivi. Come già detto, all'aumento del costo delle bollette, ultimamente si è aggiunto un rischio strategico di approvvigionamento in particolare dalla Russia, con conseguenze ad oggi non prevedibili.

Nel corso degli ultimi anni, i diversi Stati Europei hanno adottato politiche energetiche molto diverse tra loro. Ad esempio, Francia e Svezia hanno implementato un mix energetico quasi carbon free riuscendo a ridurre di molto le emissioni di anidride carbonica. Altri Paesi invece, come la Germania, hanno fatto una scelta diversa ritornando fortemente all'uso del carbone da un lato e spingendo molto sulle rinnovabili non programmabili soprattutto all'eolico off share [15], con un installato di circa 13 GW.

Per raggiungere gli obiettivi della transizione ecologica, quello che occorrerebbe è un mix energetico bilanciato ed ottimale, un mix che utilizzi tutte le fonti energetiche primarie oggi disponibili:

- Fonte energetica rinnovabile (FER): Fonte eolica (bassa densità e non programmabile), fonte solare (bassa densità e non programmabile), fonte biomassa (fiumi, boschi), fonte bio-fuel (agricoltura), fonte idrica fluviale o montana (dighe), geotermico (hot spot);
- Fonte energetica non rinnovabile: fonte chimica fossile (carbone, olio, gas), fonte nucleare da fissione;
- Vettori energetici secondari (da produrre con fonte primaria): idrogeno, elettricità e calore.

Le fonti primarie presentano vantaggi e svantaggi fisico-tecnici fra cui l'essere rinnovabile o meno, l'essere carbon free o meno, l'essere inquinante o meno, l'essere stabile o meno, essere intensa o meno, l'essere locale o meno, produrre rifiuti gestibili o meno.

In un mix energetico ottimale dovrebbero essere considerate per ogni fonte, le caratteristiche:

- fisiche e tecniche;
- economiche;
- strategiche, logistiche e commerciali estese al ciclo completo di vita della tecnologia abilitante di quella fonte.

Tutte queste caratteristiche vanno a determinare i fattori di peso per calcolare il costo di produzione del kWh per ogni singola fonte.

Le caratteristiche tecniche delle singole fonti, tradotte in coefficienti di costo, entrano nel calcolo del mix energetico ottimale che deve soddisfare la domanda di potenza richiesta dalla rete elettrica.

In accordo con gli obiettivi della transizione ecologica, una proposta di mix energetico bilanciato, sostenibile e low carbon potrebbe essere quella caratterizzata da:

- una base costante carbon free del 50% fornita da fonti stabili e continue come quella data dal nucleare e dall'idroelettrico;

- la restante 50% fornito dalle rinnovabili FER intermittenti e a compensazioni di queste, quando le FER non sono disponibili, da fonte fossile sostenibile quindi gas naturale eventualmente integrata con biomassa e biocombustibile.

Questa soluzione comporterebbe un azzeramento dell'import elettrico e abbasserebbe di molto l'import di fossile con grande giovamento per l'ambiente e il cambiamento climatico.

Un'idea condivisa da molti è quella di avere un menù energetico, attraverso: il fotovoltaico, l'eolico, il geotermico, le biomasse, la trasformazione dei rifiuti, il recupero dell'energia dal moto delle maree e delle onde, una quantità piccola di gas (utilizzando sistemi di carbon capture per la CO₂ prodotta) e il nucleare (di III e IV generazione). Più ampio è il portafoglio di tecnologie energetiche più un Paese potrà essere indipendente dal punto di vista energetico.

L'opzione nucleare è rilanciata dalla decarbonizzazione, dall'incremento dei prezzi di luce e gas e dalla grande esperienza operativa del nucleare e dalle recenti opzioni tecnologiche particolarmente attrattive come gli SMR.

Studi sul Piano energetico ottimale per l'Italia, indicano come possibile soluzione quella che avrebbe come base stabile la filiera di reattori nucleari piccoli e modulari, integrati dalle rinnovabili carbon free in modo da avere una rete distribuita sostenibile e flessibile. La grande rete di distribuzione (cosiddetta dorsale) sarebbe alimentata da reattori nucleari tipo SMR (small modular reactor) da gas naturale e idroelettrico, mentre solare, eolico e altre fonti integrative alimenterebbero la domanda elettrica e termica locale e distribuita.

Il decisore politico è chiamato ad una riflessione sull'attuale politica energetica e domandarsi quali siano gli strumenti migliori per permettere un approvvigionamento energetico al sistema Paese più sicuro ed efficiente. Il nucleare è tornato ad essere argomento di dibattito politico, ma un ritorno a tale tecnologia contrasta con alcune decisioni prese nel passato, potenzialmente rivedibili, e con l'incapacità di un Paese che è ancora alle prese con la costruzione del deposito nazionale delle scorie nucleari. I target che l'Italia si è imposta di raggiungere grazie alle rinnovabili sono però altamente sfidanti

e si pone anche un problema in termini di fattibilità nel raggiungimento degli stessi nei tempi previsti dalla transizione ecologica.

CAPITOLO 2: Gestione dei Rifiuti Radioattivi

2.1 LA GESTIONE DEI RIFIUTI RADIOATTIVI IN ITALIA

L'utilizzo della radioattività per la produzione di energia elettrica porta alla generazione di rifiuti radioattivi.

Tali rifiuti, emettendo radioattività, devono essere gestiti in maniera adeguata al fine di evitare rischi per l'uomo e per l'ambiente.

I rifiuti radioattivi possono essere suddivisi in diverse classi, alle quali corrispondono diverse modalità di gestione, a seconda della concentrazione di radionuclidi e del tempo in cui la radioattività decade.

Nel Decreto Ministeriale del 7 agosto 2015 "Classificazione dei rifiuti radioattivi, ai sensi dell'Art. 5 del decreto legislativo 4 marzo 2014 n. 45", è presente la classificazione dei rifiuti radioattivi attualmente vigente in Italia:

Categoria	Condizioni e/o Concentrazioni di attività	Destinazione finale
Esenti	<ul style="list-style-type: none"> • Art. 154 comma 2 del D.Lgs n. 230/1995 • Art. 30 o art. 154 comma 3-bis del D.Lgs n. 230/1995 	Rispetto delle disposizioni del D.Lgs. n. 152/2006
A vita media molto breve	<ul style="list-style-type: none"> • $T_{1/2} < 100$ giorni Raggiungimento in 5 anni delle condizioni: <ul style="list-style-type: none"> • Art. 154 comma 2 del D.Lgs n. 230/1995 • Art. 30 o art. 154 comma 3-bis del D.Lgs n. 230/1995 	Stoccaggio temporaneo (art.33 D.Lgs n. 230/1995) e smaltimento nel rispetto delle disposizioni del D.Lgs. n. 152/2006
Attività molto bassa	<ul style="list-style-type: none"> • ≤ 100 Bq/g (di cui alfa ≤ 10 Bq/g) 	Raggiungimento in $T \leq 10$ anni della condizione: <ul style="list-style-type: none"> • Art. 30 o art. 154 comma 3-bis del D.Lgs n. 230/1995 Non raggiungimento in $T \leq 10$ anni della condizione: <ul style="list-style-type: none"> • Art. 30 o art. 154 comma 3-bis del D.Lgs n. 230/1995
Bassa attività	<ul style="list-style-type: none"> • radionuclidi a vita breve ≤ 5 MBq/g • Ni59-Ni63 ≤ 40 kBq/g • radionuclidi a lunga vita ≤ 400 Bq/g 	Impianti di smaltimento superficiali, o a piccola profondità, con barriere ingegneristiche (Deposito Nazionale D.Lgs n. 31/2010)
Media attività	<ul style="list-style-type: none"> • radionuclidi a vita breve > 5 MBq/g • Ni59-Ni63 > 40 kBq/g • radionuclidi a lunga vita > 400 Bq/g • No produzione di calore 	Radionuclidi alfa emettitori ≤ 400 Bq/g e beta-gamma emettitori in concentrazioni tali da rispettare gli obiettivi di radioprotezione stabiliti per l'impianto di smaltimento superficiale. Radionuclidi in concentrazioni tali da non rispettare gli obiettivi di radioprotezione stabiliti per l'impianto di smaltimento superficiale.
Alta attività	Produzione di calore o di elevate concentrazioni di radionuclidi a lunga vita, o di entrambe tali caratteristiche.	Impianto di immagazzinamento temporaneo del Deposito Nazionale (D.Lgs n.31/2010) in attesa di smaltimento in formazione geologica

Figura 4 – Classificazione dei Rifiuti Radioattivi in Italia [16].

I rifiuti radioattivi finora prodotti in Italia, sono custoditi in depositi temporanei che ne consentono la gestione in sicurezza e l'isolamento dall'ambiente. Tali rifiuti provengono dal pregresso esercizio e dallo smantellamento degli impianti nucleari e dalle attività nel campo sanitario, industriale e della ricerca.

Nel corso del ciclo di vita di un impianto nucleare, dall'esercizio fino al termine del suo decommissioning, vengono prodotte due principali tipologie di rifiuto:

- il rifiuto radioattivo, caratterizzato da un contenuto radiologico, che viene classificato come in figura 4, a seconda della concentrazione di radionuclidi e del tempo in cui la radioattività decade;
- il rifiuto convenzionale, tipico di processi industriali standard, che a sua volta si suddivide in rifiuti pericolosi, speciali e così via.

La gestione dei rifiuti radioattivi è un'attività complessa che si avvia con l'esercizio dell'impianto e termina con la fine delle attività di decommissioning [17].

Il principio fondamentale su cui si basa la gestione dei rifiuti radioattivi è la loro raccolta e il successivo isolamento dall'ambiente per un tempo sufficiente a far decadere la radioattività a livelli non più pericolosi per la salute dell'uomo e la salvaguardia dell'ambiente. Operativamente si articola nelle seguenti fasi:

- *La caratterizzazione:*

Consiste in una serie di analisi che definiscono le proprietà chimiche, fisiche e radiologiche del rifiuto. I risultati della caratterizzazione consentono di scegliere il trattamento e condizionamento più appropriato per ciascuna tipologia di rifiuto radioattivo. Tale attività viene eseguita in diverse fasi della gestione del rifiuto radioattivo:

- in una prima fase, per definire le modalità di trattamento e condizionamento;
- in una fase intermedia, per monitorare l'andamento del processo;
- in una fase finale, per verificare la correttezza dei trattamenti e del condizionamento eseguiti sul rifiuto.

- *Il trattamento:*

È un insieme di interventi che mirano a predisporre il rifiuto al successivo condizionamento come, ad esempio, la riduzione di volume dei componenti metallici e il trattamento chimico dei rifiuti liquidi. In questa fase il rifiuto radioattivo viene sottoposto a specifiche operazioni che ne modificano la forma fisica e/o la composizione chimica. La tipologia di trattamento da effettuare dipende dalle caratteristiche del rifiuto: forma fisica e geometrica, tipo di materiale, contenuto radiologico e chimico.

- *Il condizionamento:*

Mira a produrre dei “manufatti” dove vengono inseriti i rifiuti radioattivi in via definitiva. Tali manufatti possiedono specifiche caratteristiche di stabilità chimico-fisica che garantiscono la loro resistenza strutturale e dunque l’isolamento dei radionuclidi che si trovano al loro interno. Quando un rifiuto radioattivo è condizionato significa che quel manufatto, stoccato nei depositi temporanei presenti negli impianti in dismissione, è pronto per essere trasportato e smaltito nel Deposito Nazionale quando sarà realizzato. Il condizionamento avviene generalmente tramite cementazione, utilizzando malte cementizie tecnologicamente avanzate e ciascuna adeguata alle specifiche caratteristiche del rifiuto da condizionare. Le modalità di condizionamento possono variare in base alle caratteristiche chimiche e radiologiche del rifiuto.

- *Stoccaggio:*

Una volta trattato e condizionato, il rifiuto viene stoccato in appositi depositi temporanei con lo scopo di attendere che il suo contenuto radiologico decada a livelli più bassi così da indirizzarlo alla soluzione di smaltimento più adeguata.

- *Smaltimento:*

È la fase finale della gestione dei rifiuti radioattivi, quella cioè in cui il rifiuto radioattivo viene conferito ad un deposito definitivo per il suo smaltimento. La destinazione finale (depositi di superficie e geologici) dipende dal livello di radioattività dei rifiuti.

Come già detto in precedenza, i rifiuti radioattivi prodotti dall’esercizio dell’impianto, dalle attività di mantenimento in sicurezza e dai lavori di smantellamento oggi sono stoccati in sicurezza all’interno di appositi depositi temporanei presenti in ogni sito, in

vista del loro successivo trasferimento al Deposito Nazionale. Al termine del graduale trasferimento dei rifiuti al Deposito Nazionale, anche i depositi temporanei presenti negli impianti nucleari in dismissione saranno demoliti. A questo punto sarà raggiunta la fase di “green field”, ovvero una condizione nella quale quel sito è divenuto privo di vincoli radiologici.

2.1.1 TIPOLOGIE DI RIFIUTI RADIOATTIVI E LA LORO CORRETTA GESTIONE

I rifiuti radioattivi prodotti in Italia sono oggetto di una sostanziale dicotomia che dipende dalla loro origine [18].

I rifiuti radioattivi che provengono dalle attività del ciclo del combustibile nucleare che, quindi, direttamente o indirettamente, sono stati originati negli impianti impegnati nella produzione di energia elettrica, fanno parte delle attività di decommissioning di responsabilità di Sogin (Società per la Gestione degli Impianti Nucleari a totale partecipazione del Ministero dell’Economia e delle Finanze).

I rifiuti radioattivi che derivano da attività non elettronucleari, cioè da attività di medicina nucleare, da attività industriali e di ricerca, sono invece di competenza del Servizio Integrato per la gestione dei rifiuti radioattivi: un insieme di Operatori autorizzati il cui gestore è l’ENEA (Agenzia nazionale per le nuove tecnologie, l’energia e lo sviluppo economico sostenibile).

I rifiuti radioattivi sono costituiti da materiale, solido o liquido, contaminato da sostanze radioattive distribuite nella massa del rifiuto. Tali rifiuti, per un tempo variabile da pochi istanti a milioni di anni, emettono radiazioni che possono avere effetti negativi sull’ambiente e sull’uomo, ma che sono comunque di intensità decrescente nel tempo, per il fenomeno del “decadimento radioattivo”.

Come già precedentemente detto, i rifiuti radioattivi derivanti dalle attività disciplinate dalle norme vigenti sull’impiego pacifico dell’energia nucleare e sulle sorgenti di

radiazioni ionizzanti sono classificati, secondo il Decreto Legislativo 7 Agosto 2015, secondo le seguenti 5 categorie:

1. *Rifiuti radioattivi a vita media molto breve (VSLW, Very Short Lived Waste):*

Tali rifiuti contengono radionuclidi con tempo di dimezzamento molto breve, inferiore a 100 giorni. Essi hanno origine prevalentemente da impieghi medici e di ricerca e devono essere conservati in idonee installazioni di deposito temporaneo o di gestione di rifiuti ai fini dello smaltimento, per un periodo di tempo sufficiente al raggiungimento del valore di concentrazione di attività atteso.

2. *Rifiuti radioattivi di attività molto bassa (VLLW, Very Low Level Waste):*

Rifiuti radioattivi con livelli di concentrazione di attività che non soddisfano i criteri stabiliti per i rifiuti esenti, ma comunque inferiori a 100 Bq/g di cui al massimo 10 Bq/g per radionuclidi alfa emettitori a lunga vita. In questa categoria rientrano principalmente quei materiali derivanti dalle attività di mantenimento in sicurezza e di smantellamento delle installazioni nucleari, da terreni o detriti contaminati risultanti da attività di bonifica.

I Rifiuti VSLW e VLLW sopracitati, devono essere conservati in appositi depositi per un periodo di tempo sufficiente al raggiungimento di determinati valori di concentrazione. Qualora siano presenti radionuclidi con tempi di dimezzamento diversi, si dovrebbe prevedere una raccolta differenziata sul luogo di produzione al fine di ottimizzare la permanenza nel deposito [19]. Ove questo non sia possibile, sono i rifiuti a tempo di dimezzamento più lungo che determinano la permanenza nel deposito. Tali rifiuti devono essere conservati nel deposito in contenitori atti a garantirne il contenimento, anche tenendo conto dei processi di interazione chimico-fisica fra rifiuto e contenitore. Qualora sia previsto il trasporto di questi rifiuti devono altresì essere soddisfatti i requisiti posti dalla normativa relativa al trasporto di materiale radioattivo. Inoltre, deve essere istituito un sistema di registrazione che indichi, per ogni contenitore: i radionuclidi presenti, le attività e la concentrazione, la data di fine raccolta dei rifiuti, la loro provenienza, e la data prevista per lo smaltimento. Tali dati, o comunque un inequivocabile riferimento ad essi,

devono essere indicati sul contenitore. Il locale da adibire al deposito dei contenitori deve essere tale da garantire:

- la protezione dagli agenti meteorici e dall'allagamento;
- una opportuna prevenzione e protezione contro l'incendio;
- la non accessibilità da parte dei non addetti.

3. *Rifiuti radioattivi di bassa attività (LLW, Low Level Waste):*

Rifiuti radioattivi che non soddisfano i criteri stabiliti per i rifiuti esenti e che ai fini dello smaltimento necessitano di un confinamento e di un isolamento per un periodo di alcune centinaia di anni. In questa categoria rientra gran parte dei rifiuti provenienti dalle installazioni nucleari, quali le parti e i componenti di impianti derivanti dalle operazioni di smantellamento e da alcuni impieghi medici, industriali e di ricerca scientifica.

Di seguito alcune indicazioni per una corretta gestione dei Rifiuti LLW:

- Requisiti per i rifiuti radioattivi ai fini dello smaltimento:

Tali tipologie di rifiuti, devono essere sottoposti, dopo eventuale trattamento, a specifici processi di condizionamento. Ciò comporta la solidificazione dei rifiuti liquidi e semiliquidi e l'inglobamento dei rifiuti solidi. In generale, nella definizione (progettazione ed esercizio) dei sistemi di condizionamento, fermo restando le esigenze di ordine radioprotezionistico ed i criteri relativi alla riduzione dei volumi, va considerato quanto segue:

- il condizionamento dei rifiuti radioattivi deve realizzarsi in una fase temporale quanto più prossima possibile alla fase di produzione;
- vanno messe in atto nella misura ragionevolmente possibile le tecniche che fanno ricorso ad una miscelazione delle diverse correnti di rifiuti e che risultano in una diminuzione dei volumi dei rifiuti condizionati.

La concentrazione dei radionuclidi in un rifiuto condizionato non deve essere superiore ai limiti previsti dalle norme vigenti. Il rispetto di tali limiti è temporaneamente riferito alla fase di smaltimento ma è richiesto che, per quanto possibile, tali limiti siano rispettati anche per il manufatto al termine del processo di condizionamento.

- Condizionamento dei rifiuti radioattivi:

I rifiuti condizionati devono presentare una serie di caratteristiche meccaniche, fisiche e chimiche tali da renderli idonei allo smaltimento. I manufatti devono rispettare tutti i requisiti di confezionamento richiesti dalla normativa. Nel processo di confezionamento debbono essere tenuti presenti, particolarmente nel caso di previsto trasporto, i requisiti richiesti dalle norme in vigore sul trasporto nazionale e internazionale di materie radioattive cui i manufatti dovranno soddisfare all'atto della loro produzione, o direttamente, o mediante componenti addizionali di schermatura. Il livello di irraggiamento esterno del manufatto senza l'ausilio di componenti addizionali e rimovibili di schermatura, non deve comunque superare all'atto della produzione un equivalente di dose a contatto di 10 mSv/h.

Vengono di seguito elencati alcuni requisiti che i rifiuti condizionati devono possedere:

- a) Elevata Resistenza alla compressione;
- b) Elevata Resistenza ai cicli termici;
- c) Elevata Resistenza alle radiazioni;
- d) Elevata Resistenza al fuoco;
- e) Elevata Resistenza alla lisciviazione:

Le prove di lisciviazione dovranno essere effettuate con metodi di valutazione a lungo termine.

- f) Liquidi liberi:

I rifiuti condizionati devono essere esenti da liquidi liberi.

- g) Resistenza alla biodegradazione:

I rifiuti condizionati devono avere adeguate caratteristiche di resistenza alla biodegradazione mantenendo allo stesso tempo un'elevata resistenza alla compressione.

- h) Resistenza all'immersione:

L'immersione in acqua non deve dar luogo a rigonfiamenti né comportare una diminuzione della resistenza alla compressione rispetto al limite indicato. La verifica del rispetto di tale requisito deve essere inquadrata in un programma documentato di

qualificazione e controllo del sistema di condizionamento che preveda una serie di prove di caratterizzazione alle quali devono essere sottoposti i campioni di laboratorio o prototipi dei manufatti in opportuna scala simulanti i rifiuti condizionati.

- Contenitori per rifiuti radioattivi:

I contenitori per rifiuti radioattivi devono:

- a. costituire una valida barriera per il contenimento delle sostanze radioattive durante le operazioni di riempimento, movimentazione e di eventuale stoccaggio nel deposito;
- b. costituire uno schermo contro le radiazioni;
- c. garantire per il trasporto, la tenuta secondo quanto previsto dalle prove standard stabilite a livello internazionale.

Il contenitore deve essere costruito con materiali estremamente performanti e compatibili con il contenuto e con il processo di condizionamento prescelto. Le caratteristiche meccaniche devono essere tali da garantire un'adeguata resistenza a fronte di urti o cadute che si possano verificare nell'impianto durante la movimentazione e il trasporto. Le superfici devono essere, ove necessario, facilmente decontaminabili. Il contenitore deve, infine, fornire una adeguata resistenza alla corrosione della superficie esterna ed avere una forma tale da facilitare le operazioni di movimentazione. Al fine di ottimizzare gli spazi disponibili e le attrezzature di movimentazione, devono essere utilizzati, per quanto possibile, contenitori di tipo standard.

- Schedatura ed etichettatura:

Deve essere istituito un sistema di registrazione che preveda, per ciascun contenitore destinato allo smaltimento, le seguenti informazioni:

- a. ente produttore del manufatto;
- b. descrizione del manufatto e del contenitore: massa, dimensioni, densità;
- c. caratteristiche del rifiuto e sua composizione chimica;
- d. agente solidificante (ad es. cemento, ecc.);
- e. attività totale α , β , γ e n (Bq);

- f. radionuclidi principali presenti nel rifiuto;
- g. concentrazioni di radioattività per i diversi gruppi di radionuclidi (Bq/g);
- h. massimo livello di irraggiamento alla superficie del manufatto (mSv/h);
- i. livello di contaminazione superficiale trasferibile (Bq/m²);
- j. data di confezionamento del manufatto;
- k. sigla di identificazione (deve essere riportata in maniera indelebile sul contenitore).
- Caratteristiche generali del sito di smaltimento:

Le caratteristiche idrogeologiche del sito devono essere tali da minimizzare la possibilità di lisciviazione dei rifiuti da parte delle acque sotterranee e del ritorno delle acque eventualmente contaminate in superficie o comunque nella biosfera. Le caratteristiche climatiche, geografiche e geomorfologiche del sito devono essere tali da escludere sia significativi processi di erosione, specie ad opera di acque meteoriche e superficiali, sia la possibilità di dissesti (frane) ed inondazioni. Inoltre, sono da escludersi le aree dove sono in atto significativi processi tettonici, sismici o vulcanici tali da compromettere il confinamento dei rifiuti. Infine, nella scelta del sito devono essere presi in considerazione anche gli aspetti legati all'uso del territorio. Ai fini del rispetto degli obiettivi di protezione sanitaria e della tutela dell'ambiente, devono essere previste sul sito di smaltimento e/o sul relativo deposito, opere ingegneristiche (barriere ingegneristiche) atte a prevenire il contatto diretto fra rifiuti e ambiente ospitante, con conseguente possibile rilascio di radioattività.

- Sorveglianza:

Sul sito deve essere prevista una rete di monitoraggio ambientale. Un regime di sorveglianza ambientale deve essere mantenuto anche dopo che la capacità del sito ad accogliere rifiuti radioattivi da smaltire si è esaurita.

- Deposito temporaneo:

I rifiuti radioattivi condizionati possono sostare in depositi temporanei in attesa di essere trasportati al sito di smaltimento. Le caratteristiche dei depositi temporanei devono essere tali da garantire:

- a. ispezionabilità diretta o indiretta dei manufatti e dei rifiuti confezionati;
- b. protezione dei manufatti e dei rifiuti condizionati da agenti meteorici;
- c. protezione dei manufatti e dei rifiuti contro eventi esterni, quali ad esempio: trombe d'aria, sisma;
- d. sistemi di drenaggio sul pavimento con possibilità di raccolta e campionamento dei liquidi drenati;
- e. sistemi per la rivelazione e prevenzione di incendio;
- f. non accessibilità da parte dei non addetti.

Devono inoltre essere messe in atto procedure amministrative che consentano il controllo dei rifiuti presenti (etichettatura, sistemi di registrazione dei rifiuti, etc.).

4. *Rifiuti radioattivi di media attività (ILW, Intermediate Level Waste):*

Rifiuti radioattivi con concentrazioni di attività superiori ai valori indicati per i rifiuti di bassa attività, tali comunque da non richiedere, durante il deposito e lo smaltimento, l'adozione di misure per la dissipazione del calore generato. Tali rifiuti provengono, oltre che dal decommissioning delle strutture dei reattori nucleari, dagli impianti di fabbricazione degli elementi di combustibile ad ossidi misti, dagli impianti di riprocessamento ovvero dai laboratori di ricerca scientifica, e possono contenere elementi transuranici e quantità rilevanti di prodotti di attivazione o di fissione.

5. *Rifiuti radioattivi di alta attività (HLW, High Level Waste):*

Rifiuti radioattivi con concentrazioni di attività molto elevate, tali da generare una significativa quantità di calore o elevate concentrazioni di radionuclidi a lunga vita, o entrambe tali caratteristiche, che richiedono un grado di isolamento e confinamento dell'ordine di migliaia di anni ed oltre. In tale categoria rientrano, in particolare, i rifiuti liquidi a elevata concentrazione di attività derivanti dal primo ciclo di estrazione (o liquidi equivalenti) degli impianti industriali di riprocessamento del combustibile irraggiato, ovvero il combustibile irraggiato stesso, nel caso si decida di procedere al suo smaltimento diretto, senza riprocessamento.

Ferma restando la necessità di effettuare analisi specifiche caso per caso, sono di seguito fornite alcune indicazioni per la gestione dei rifiuti ILW e HLW, considerando in particolare:

- Rifiuti contenenti emettitori β/γ ad elevata concentrazione di radioattività:

Per i rifiuti in forma liquida deve essere previsto il condizionamento sotto forma di rifiuti solidi mediante processi di condizionamento sufficientemente provati. I rifiuti solidificati, in attesa della definizione di opportune soluzioni di smaltimento, devono essere conservati in depositi ingegneristici nei quali sia garantito il necessario smaltimento del calore tramite adeguati sistemi di raffreddamento ad aria o ad acqua.

- Rifiuti contenenti α e n, provenienti dal ciclo del combustibile e da laboratori di ricerca scientifica:

Nell'ambito dei rifiuti appena citati, si individuano, fra gli altri:

- 1) i rifiuti in forma liquida di diversa origine contenenti emettitori alfa;
- 2) i materiali di diversa origine contaminati da radionuclidi alfa emettitori;
- 3) le guaine e i componenti di assemblaggio derivanti dal riprocessamento degli elementi di combustibile irraggiati.

I rifiuti di cui ai punti 1) e 3) devono essere sottoposti a specifici processi di trattamento e condizionamento. Le modalità e la natura di tali processi, le caratteristiche dei rifiuti condizionati e tutti gli altri aspetti che sono in relazione con l'intera gestione di tali rifiuti, incluso lo smaltimento, devono essere riconosciuti validi in relazione ai singoli casi in esame. I rifiuti di cui al punto 2) riguardano materiali che possono essere di diversa natura e dimensione; per essi deve essere prevista la conservazione in contenitori capaci di garantire adeguata tenuta, resistenza meccanica e resistenza alla corrosione. La conservazione deve essere preceduta da una suddivisione dei rifiuti in base al contenuto di plutonio od altri radionuclidi di equivalente radiotossicità e/o in base alle caratteristiche di combustibilità, lisciviabilità, ecc. e, se del caso, da processi di trattamento finalizzati soprattutto alla riduzione del volume.

- Sorgenti di emettitori β/γ che non rientrano tra gli LLW:

Tali sorgenti devono essere condizionate con inglobamento in matrice cementizia (le modalità del processo di condizionamento devono essere riconosciute valide in relazione ai singoli casi) nel rispetto dei limiti di attività e degli altri requisiti stabiliti dalle norme vigenti.

In Italia, l'inventario nazionale dei rifiuti radioattivi, aggiornato al 31 dicembre 2019 (fonte: ISIN), indica che nel nostro Paese sono presenti circa 31.000 m³ di rifiuti radioattivi, di cui 14.000 m³ di rifiuti di attività molto bassa, 12.500 m³ di bassa attività e 3.000 m³ di rifiuti di media attività [20].

A questi quantitativi vanno aggiunti i rifiuti radioattivi ad alta attività che torneranno in Italia dopo il ritrattamento all'estero del combustibile esausto proveniente dagli impianti italiani, e quelli di media attività previsti dalle attività di smantellamento degli impianti nucleari dismessi.

Quindi, complessivamente, il futuro deposito nazionale definitivo superficiale dovrà avere una capacità dell'ordine di 78.000 m³ di rifiuti radioattivi a molto bassa e bassa attività. Di questi rifiuti, circa 50.000 m³ derivano dall'esercizio e dallo smantellamento degli impianti nucleari per la produzione di energia elettrica, circa 28.000 m³ dagli impianti nucleari di ricerca e dai settori della medicina nucleare e dell'industria.

I rifiuti di media e alta attività (circa 17.000 m³) saranno invece stoccati solo temporaneamente (50-100 anni) in un'apposita area del deposito, per poi essere sistemati definitivamente in un deposito geologico.

2.2 DEPOSITO NAZIONALE DEI RIFIUTI RADIOATTIVI

Il Deposito Nazionale dei rifiuti radioattivi è un'infrastruttura ambientale di superficie che permetterà di sistemare definitivamente in sicurezza i rifiuti radioattivi, oggi stoccati all'interno di decine di depositi temporanei presenti nel Paese, prodotti dall'esercizio e dallo smantellamento degli impianti nucleari e dalle quotidiane attività di medicina nucleare, industria e ricerca [21].

Esso sarà costituito dalle strutture per lo smaltimento dei rifiuti radioattivi a molto bassa e bassa attività e da quelle per lo stoccaggio dei rifiuti radioattivi a media e alta attività, che dovranno essere successivamente trasferiti in un deposito geologico idoneo alla loro sistemazione definitiva.

Insieme al Deposito Nazionale verrà realizzato il Parco Tecnologico, centro di ricerca applicata e di formazione nel campo del decommissioning nucleare, della gestione dei rifiuti radioattivi e della radioprotezione, oltre che della salvaguardia ambientale.

Tutto il complesso verrà costruito all'interno di un'area di circa 150 ettari, di cui 110 dedicati al Deposito e 40 al Parco Tecnologico e sarà integrato con il territorio, anche dal punto di vista paesaggistico. Infatti, una volta completato il riempimento, sarà ricoperto da una collina artificiale, realizzata con materiali impermeabili, che costituirà un'ulteriore protezione, prevenendo anche eventuali infiltrazioni d'acqua. Tale copertura armonizzerà anche visivamente il Deposito con l'ambiente circostante, mediante un manto erboso.

All'interno dei 110 ettari del Deposito Nazionale, in un'area di circa 10 ettari, sarà collocato il settore di smaltimento per i rifiuti radioattivi a molto bassa e bassa attività e in un'area di circa 10 ettari i quattro edifici di stoccaggio per i rifiuti radioattivi a media e alta attività. I rimanenti 90 ettari sono destinati alle aree di rispetto, agli impianti per la produzione delle celle e dei moduli, all'impianto per il confezionamento dei moduli, agli edifici per il controllo qualità, analisi radiochimiche, e per i servizi a supporto delle attività.

Oggi, al contrario di quanto accade in altri Paesi, non esiste ancora in Italia una struttura centralizzata in cui sistemare in modo definitivo i rifiuti radioattivi. La sua disponibilità permetterà di smaltire definitivamente tutti i rifiuti radioattivi italiani e di completare il decommissioning degli impianti nucleari così da poter restituire i siti che li ospitano privi di vincoli radiologici.

L'Unione Europea (articolo 4 della Direttiva 2011/70) prevede che la sistemazione definitiva dei rifiuti radioattivi avvenga nello Stato membro in cui sono stati generati e in

ragione di questo, la maggior parte dei Paesi europei si è dotata o si sta dotando di depositi per mettere in sicurezza i propri rifiuti a molto bassa e bassa attività.

Né i depositi temporanei né i siti che li ospitano sono idonei alla sistemazione definitiva dei rifiuti radioattivi. Infatti i depositi temporanei presenti nelle installazioni nucleari italiane attualmente in fase di smantellamento, sono strutture con una vita di progetto di circa 50 anni, in conformità alla specifica normativa tecnica nazionale ed internazionale in materia, volta alla garanzia della sicurezza dei depositi stessi, riguardo ai lavoratori, alla popolazione e all'ambiente. Tali depositi sono sottoposti a dei periodici interventi di manutenzione e al termine della vita di progetto è programmata una rivalorizzazione di adeguamento generale.

Per lo smaltimento definitivo è necessario un deposito dotato di barriere ingegneristiche che congiuntamente alle caratteristiche del sito potenzialmente idoneo (definite dai Criteri di localizzazione indicati nella Guida Tecnica n. 29 [22]) possano garantire l'isolamento dei rifiuti radioattivi dall'ambiente fino al decadimento della radioattività a livelli tali da risultare trascurabili per la salute dell'uomo e per l'ambiente.

Nel Deposito Nazionale saranno sistemati definitivamente e in sicurezza circa 78.000 m³ di rifiuti radioattivi a molto bassa e bassa attività, la cui radioattività decade a valori trascurabili nell'arco di 300 anni.

Di questi rifiuti, circa 50.000 m³ derivano dall'esercizio e dallo smantellamento degli impianti nucleari per la produzione di energia elettrica, circa 28.000 m³ dagli impianti nucleari di ricerca e dai settori della medicina nucleare e dell'industria.

Sul totale di circa 78.000 m³, 33.000 m³ di rifiuti sono già stati prodotti, mentre i restanti 45.000 m³ verranno prodotti in futuro.

Il Deposito Nazionale ospiterà esclusivamente i rifiuti radioattivi prodotti nel nostro Paese, sulla base del principio, già citato precedentemente, che ogni Paese ha la responsabilità di gestire i propri rifiuti radioattivi. Tale principio, stabilito dalla IAEA, è confermato dalla Direttiva Euratom 2011/70, adottata dall'Italia con il decreto legislativo n. 45 del 2014. Sulla base di questo principio di responsabilità, ogni Paese dovrà dotarsi di

strutture idonee a sistemare definitivamente i rifiuti radioattivi prodotti nei propri confini nazionali.

In attesa della disponibilità di un deposito geologico, i rifiuti a media e alta attività saranno stoccati in sicurezza all'interno di una diversa struttura di deposito temporaneo, denominata CSA, Complesso Stoccaggio Alta attività, collocata sullo stesso sito del Deposito Nazionale. I residui radioattivi e i materiali nucleari a media e alta attività saranno stoccati in appositi contenitori altamente schermanti, quali ad esempio i cask, specifici contenitori qualificati al trasporto e allo stoccaggio, capaci di resistere a sollecitazioni estreme sia meccaniche che termiche. Nel CSA si prevede lo stoccaggio di lungo periodo di circa 17.000 m³ di rifiuti a media e alta attività.

Il CSA risponderà ai requisiti di sicurezza richiesti dall'autorità di controllo, sarà in linea con analoghe strutture già presenti all'estero e disporrà di processi e tecnologie per la gestione ottimale delle diverse tipologie di rifiuto a media e alta attività, attraverso meccanismi di movimentazione remotizzati o con operatore. Queste tecnologie garantiranno la sicurezza dello stoccaggio temporaneo dei rifiuti a media e alta attività, con un sistema di contenimento basato sulla prevenzione di rilasci radioattivi nel periodo di permanenza.

Per la realizzazione del Deposito Nazionale, allo stato attuale si stima un investimento complessivo di circa 900 milioni di euro e si prevede, in base agli attuali piani, che la sua entrata in esercizio avvenga entro il 2029.

La realizzazione del Deposito Nazionale è innanzitutto una necessità dal punto di vista etico perché permetterebbe di rispettare il principio fondamentale riconosciuto anche dall'IAEA che prevede di non lasciare oneri indebiti alle generazioni future. Infatti, soltanto una sistemazione definitiva dei rifiuti radioattivi consentirà alla nostra generazione di assolvere a questo compito nei confronti di quelle future. In assenza del Deposito Nazionale, i rifiuti radioattivi rimarrebbero stoccati nei depositi temporanei distribuiti in molte Regioni italiane.

Molti di questi depositi temporanei sono ormai saturi, realizzati da tempo e richiedono quindi periodici e costosi interventi di manutenzione con relativi costi. Il trasferimento dei rifiuti radioattivi in un'unica struttura darà perciò luogo a una loro gestione in sicurezza più razionale, efficiente ed economica e consentirà di terminare il decommissioning degli impianti nucleari, rilasciando i siti privi da vincoli di natura radiologica. Da un punto di vista economico, ritardare la costruzione del Deposito Nazionale rappresenterebbe un costo che, per i soli oneri di esercizio e manutenzione, oscilla tra 1 milione e 4 milioni di euro l'anno per ciascun sito in cui è presente un deposito, senza tener conto dei costi dell'eventuale realizzazione di nuovi depositi temporanei.

La presenza del Deposito Nazionale costituirà anche un'occasione di innovazione e sviluppo per il territorio, in quanto saranno organizzate attività di formazione e specializzazione per consentire il coinvolgimento dei residenti nelle attività lavorative collegate alla costruzione e all'esercizio dell'infrastruttura.

Il decreto legislativo n. 31 del 2010, al fine di massimizzare le ricadute socio-economiche e occupazionali legate al progetto, riconosce al territorio che ospiterà il Deposito Nazionale un contributo di natura economica, secondo modalità che gli Enti Locali interessati regoleranno attraverso la stipula di una specifica convenzione con Sogin.

Tutti i paesi nei quali è in corso la realizzazione di depositi per i rifiuti radioattivi hanno adottato un sistema di benefici diretti e indiretti per le comunità che ospitano questi impianti, non solo come indennizzo per la porzione di territorio che sarà occupata per un lungo periodo, ma anche per riconoscere una forma di valore aggiunto alle comunità che accettano di partecipare alla realizzazione di un servizio essenziale per lo sviluppo del Paese.

L'idea di affiancare al Deposito Nazionale un Parco Tecnologico risponde all'esigenza di consentirne una maggiore integrazione con il territorio che lo ospiterà, attraverso la presenza di attività che potranno essere concordate con le comunità locali. Queste attività saranno in grado di rafforzare il "valore aggiunto" per il territorio, con il coinvolgimento di istituzioni, università, associazioni e imprese locali.

Le fasi di vita del Deposito Nazionale saranno tre: esercizio, chiusura e controllo istituzionale.

- Fase di esercizio: I rifiuti arriveranno al Deposito in forma già condizionata (manufatto, che costituirà la prima barriera) e verranno inseriti in un modulo di calcestruzzo speciale (seconda barriera) e quindi sistemati definitivamente all'interno di strutture speciali in calcestruzzo armato dette celle (terza barriera). Al termine del suo riempimento, ciascuna cella verrà sigillata e impermeabilizzata. La fase di esercizio avrà una durata di circa 40 anni. Nei primi anni saranno conferiti al Deposito i rifiuti derivanti dalle attività di smantellamento delle installazioni nucleari e successivamente quelli prodotti dalle attività medicali, industriali e di ricerca.
- Fase di chiusura: Dopo il riempimento delle celle, si avvierà la fase di chiusura, durante la quale sono previste la realizzazione della copertura multistrato, il progressivo allontanamento dei rifiuti a media e alta attività, lo smantellamento degli impianti utilizzati per lo smaltimento dei rifiuti a molto bassa e bassa attività e degli edifici di stoccaggio temporaneo dei rifiuti a media e alta attività. In questa fase sarà anche completata la rete di monitoraggio ambientale e radiologico.
- Fase di controllo istituzionale: Terminato il riempimento, il Deposito Nazionale verrà chiuso ed entrerà nella fase di controllo istituzionale, durante la quale un sistema di drenaggio, installato sotto ciascuna cella, assicurerà la raccolta e il trattamento dell'acqua derivante da eventuali infiltrazioni o condense all'interno delle celle.

La struttura sarà monitorata per prevenire intrusioni e assicurare la massima efficienza delle barriere.

La fase di controllo istituzionale proseguirà per circa 300 anni, trascorsi i quali, grazie al decadimento della radioattività e sulla base di un'analisi di sicurezza di lungo periodo (Safety Assessment) si libererà il sito da vincoli di natura radiologica, rendendolo disponibile per altri usi.

Il Safety Assessment, o Analisi di Sicurezza, è una procedura di analisi numerica che, tenendo conto di tutte le componenti del sistema di deposito (inventario dei rifiuti, strutture del deposito, geologia del sito) consentirà di valutare l'impatto che l'infrastruttura può avere sull'uomo e sull'ambiente, nel breve e nel lungo periodo, in tutti gli scenari possibili.

Questi scenari contemplano tutte le situazioni normali, anomale e incidentali cui il deposito può essere soggetto.

La sicurezza del Deposito Nazionale sarà garantita da un complesso di requisiti relativi alla sua progettazione, al suo esercizio e alle caratteristiche dei rifiuti che vi saranno conferiti e del sito in cui sarà realizzato.

Durante il periodo di esercizio del Deposito, i rifiuti radioattivi in ingresso sono sottoposti alla verifica del rispetto dei Criteri di Accettabilità (Waste Acceptance Criteria – WAC) per stabilirne l'idoneità al conferimento.

Come già detto, un'ulteriore garanzia deriva dall'analisi di sicurezza di lungo periodo (Post Closure Safety Assessment) attraverso la quale Sogin verificherà l'idoneità effettiva del sito a ospitare il Deposito Nazionale. Tale analisi di sicurezza verrà eseguita sulla base delle caratteristiche di un sito specifico, pertanto sarà realizzata da Sogin e validata dall'ente di controllo ISIN successivamente all'emanazione del Decreto di localizzazione.

Inoltre, un sistema di controllo e monitoraggio verificherà, da prima della fase di costruzione e anche dopo la chiusura, la qualità dell'acqua, dell'aria e della catena alimentare, in linea con quanto avviene negli altri Paesi, nei quali i depositi dei rifiuti radioattivi sono a pochi chilometri di distanza dai centri abitati.

La sostenibilità ambientale del progetto è garantita dall'applicazione dei criteri di localizzazione stabiliti dall'ente di controllo nella Guida Tecnica n. 29, pubblicata il 4 giugno 2014, dalla progettazione della struttura in base ai principi di sicurezza consolidati a livello internazionale e da un sistema autorizzativo e di controllo rigoroso.

Il Decreto Ministeriale 7 agosto 2015 “*Classificazione dei rifiuti radioattivi, ai sensi dell’Art. 5 del Decreto Legislativo 4 marzo 2014 n. 45*”, ha modificato la classificazione nazionale dei rifiuti radioattivi rispetto a quanto indicato nel Decreto Legislativo 31/2010, adeguandola agli standard internazionali.

Sulla base dell’ultima classificazione, i rifiuti radioattivi destinati allo smaltimento sono denominati a molto bassa e bassa attività (VLLW-Very Low Level Waste e LLW-Low Level Waste), quelli destinati allo stoccaggio-immagazzinamento a titolo provvisorio di lunga durata sono invece denominati rifiuti radioattivi a media e alta attività (ILW-Intermediate Level Waste e HLW-High Level Waste).

Sogin ha elaborato la Stima d’Inventario dei rifiuti radioattivi da conferire al Deposito Nazionale utilizzando la classificazione prevista dal decreto ministeriale del 7 agosto 2015.

Tale stima quantifica i volumi dei manufatti di rifiuti già prodotti e condizionati, quelli prodotti e non ancora trattati e quelli che si stima di produrre in futuro e li suddivide in base a:

- destinazione finale, a seconda che siano conferiti al Deposito Nazionale per lo smaltimento (rifiuti di attività molto bassa e bassa attività) o per lo stoccaggio temporaneo (rifiuti di media e alta attività);
- settore di provenienza, distinguendo tra rifiuti energetici (di pertinenza Sogin) e non energetici. I primi derivano dall’esercizio e dal decommissioning degli impianti legati al ciclo elettronucleare (di pertinenza Sogin), mentre i secondi (altri) sono i rifiuti prodotti dai settori della ricerca, della medicina e dell’industria.

La Stima d’Inventario viene aggiornata periodicamente in base alle eventuali variazioni di diversi fattori come il trend di produzione dei rifiuti nel settore della medicina nucleare e della ricerca, le strategie adottate per il decommissioning degli impianti nucleari e per il trattamento o condizionamento dei rifiuti radioattivi.

2.2.1 CARATTERISTICHE TECNICHE DEL DEPOSITO NAZIONALE

Il Deposito Nazionale sarà costituito da una struttura con barriere ingegneristiche e barriere naturali poste in serie per il contenimento della radioattività, progettata sulla base delle migliori esperienze internazionali e secondo gli standard IAEA e dell'ente di controllo ISIN. Le barriere ingegneristiche di protezione saranno realizzate con specifici conglomerati cementizi armati, garantiti per confinare la radioattività dei rifiuti per il tempo necessario al suo decadimento a livelli paragonabili agli intervalli di variazione della radioattività ambientale.

Nel dettaglio, all'interno di 90 costruzioni in calcestruzzo armato, dette celle, verranno collocati grandi contenitori in calcestruzzo speciale, i moduli, che racchiuderanno a loro volta i contenitori metallici con i rifiuti radioattivi già condizionati, detti manufatti. Nelle celle verranno sistemati definitivamente i rifiuti a molto bassa e bassa attività. Una volta completato il riempimento, le celle saranno ricoperte da una collina artificiale di materiali inerti e impermeabili, che rappresenterà un'ulteriore protezione e permetterà un'armonizzazione dell'infrastruttura con l'ambiente circostante.

In un'apposita area del deposito, sarà realizzato un complesso di edifici idoneo allo stoccaggio di lungo periodo di circa 17.000 m³ di rifiuti a media e alta attività, che resteranno temporaneamente al Deposito, per poi essere sistemati definitivamente in un deposito geologico.

Le barriere ingegneristiche del Deposito Nazionale e le caratteristiche del sito dove sarà realizzato garantiranno l'isolamento dei rifiuti radioattivi dall'ambiente per oltre 300 anni, fino al loro decadimento a livelli tali da risultare trascurabili per la salute dell'uomo e l'ambiente:

- *Prima barriera* (Il manufatto): I manufatti sono le strutture, a forma cilindrica o di parallelepipedo, costituite da contenitori metallici e dai rifiuti radioattivi al loro interno, già condizionati in una forma solida. La stabilità chimica e fisica consente

al manufatto di essere movimentato e trasportato in sicurezza. I rifiuti radioattivi a molto bassa e bassa attività arriveranno al Deposito Nazionale già in questa forma, che rappresenta la prima barriera. I manufatti verranno poi collocati all'interno di moduli in calcestruzzo speciale (seconda barriera).

- *Seconda barriera* (Il modulo): I moduli, strutture a forma di parallelepipedo (3m x 2m x 1,7m) in calcestruzzo speciale, armato o fibrorinforzato, assicureranno la loro resistenza per oltre 350 anni. Al loro interno verranno collocati i manufatti (cilindrici o a forma di parallelepipedo) di rifiuti radioattivi a molto bassa e bassa attività, poi cementati tra loro con una malta speciale. Un coperchio, anch'esso in calcestruzzo speciale, sigillerà il modulo prima che esso venga disposto nella cella.
- *Terza barriera* (la cella): Le celle sono gli edifici in calcestruzzo armato speciale (27m x 15,5m x 10 m), progettate per resistere per almeno 350 anni, dove verranno sistemati definitivamente i rifiuti radioattivi. All'interno delle celle verranno collocati i contenitori in calcestruzzo speciale (moduli) che, a loro volta, conterranno i rifiuti condizionati con malta cementizia (manufatti). Completato il riempimento di tutte le celle, queste verranno ricoperte da una collina multistrato.
- *Quarta barriera* (la collina multistrato): La collina multistrato è una struttura artificiale disposta a copertura delle celle. Viene realizzata con strati di diversi materiali, per uno spessore complessivo di qualche metro, allo scopo di impedire l'ingresso di acqua nel deposito, drenare le acque piovane, isolare i rifiuti dall'ambiente e migliorare l'impatto visivo della struttura.

Come già detto in precedenza, le caratteristiche geologiche del sito, individuato sulla base dei criteri formulati dall'ente di controllo nella Guida Tecnica n. 29, e riconosciuti dalla IAEA, rappresentano un'ulteriore barriera all'eventuale dispersione di radionuclidi e quindi un'ulteriore garanzia di integrità e di sicurezza del Deposito nel tempo.

Il Progetto preliminare del Deposito Nazionale ha definito, come previsto dal D.lgs. 31/2010, le caratteristiche qualitative e funzionali che garantiscono una realizzazione ottimale dell'infrastruttura in termini di operatività, dimensionamento, capacità e

sicurezza. Le relazioni tecnico-illustrative e gli elaborati grafici descrivono il Progetto evidenziandone gli elementi più significativi, quali:

- la descrizione delle singole strutture che compongono il Deposito;
- le fasi di vita del Deposito;
- il Parco Tecnologico, un centro di ricerca sullo smantellamento delle installazioni nucleari e sulla gestione dei rifiuti radioattivi;
- la stima d’inventario dei rifiuti radioattivi destinati al Deposito;
- le misure che garantiscono la sicurezza del Deposito;
- una proposta di benefici per le comunità ospitanti il Deposito Nazionale e Parco Tecnologico, anche in termini occupazionali;
- le possibili modalità di trasporto dei rifiuti radioattivi al Deposito.

Non essendo noto il sito che sarà scelto per realizzare il Deposito, il Progetto preliminare è stato elaborato senza tenere conto dei vincoli che deriveranno dalle particolarità del sito stesso. Tuttavia, tale proposta è sufficientemente flessibile per poter essere adattata non solo alle specifiche caratteristiche del sito idoneo, ma anche alle esigenze del territorio che si candiderà per ospitare il Deposito.

Il Progetto preliminare del Deposito Nazionale definisce anche le caratteristiche dei principali impianti da realizzare e le loro funzioni nelle diverse fasi di vita della struttura.

Nell’elaborazione del Progetto, Sogin ha tenuto conto dell’esperienza dei Paesi europei che hanno già realizzato o che stanno realizzando depositi analoghi. Allo stesso tempo, sono state considerate alcune peculiarità nazionali quali, ad esempio, l’inventario dei rifiuti radioattivi e la tipologia di contenitori utilizzata per lo stoccaggio dei rifiuti presenti sul territorio.

Alcune caratteristiche del Progetto, invece, potranno essere definite solo quando si concluderà l’iter di localizzazione, anche se la proposta presentata è sufficientemente flessibile per poter essere adattata alle specificità del sito che verrà individuato.

2.2.2 CRITERI DI LOCALIZZAZIONE DEL DEPOSITO NAZIONALE

I criteri elaborati dall'ente di controllo nella Guida Tecnica n. 29, in linea con gli standard della IAEA, rappresentano un insieme di requisiti fondamentali e di elementi di valutazione per arrivare, con un livello di dettaglio progressivo, all'individuazione delle aree potenzialmente idonee a ospitare il Deposito Nazionale dove sarà garantita l'integrità e la sicurezza nel tempo.

Tali criteri sono suddivisi in:

- 15 Criteri di Esclusione, per escludere le aree del territorio nazionale le cui caratteristiche non permettono di garantire piena rispondenza ai requisiti di sicurezza. L'applicazione dei criteri d'esclusione porta all'individuazione delle "aree potenzialmente idonee".
- 13 Criteri di Approfondimento, per valutare le aree individuate a seguito dell'applicazione dei criteri di esclusione. La loro applicazione può condurre all'esclusione di ulteriori porzioni di territorio all'interno delle aree potenzialmente idonee e a individuare siti di interesse.

L'applicazione dei Criteri di Esclusione è effettuata attraverso verifiche basate su normative, dati e conoscenze tecniche disponibili per l'intero territorio nazionale, anche mediante l'utilizzo dei GIS-Sistemi Informativi Geografici e, in alcuni casi, di banche dati gestite da enti pubblici.

L'applicazione dei Criteri di Approfondimento è effettuata, invece, attraverso indagini e valutazioni specifiche sulle aree risultate non escluse.

La CNAPI è la Carta Nazionale delle Aree Potenzialmente Idonee a ospitare il Deposito Nazionale e Parco Tecnologico, nella quale sono individuate le aree le cui caratteristiche soddisfano i criteri previsti nella Guida Tecnica n. 29 dell'ente di controllo oltre che i requisiti indicati nelle linee-guida della IAEA.

Come indicato nella Guida Tecnica n. 29, *“si intende per aree potenzialmente idonee le aree, anche vaste, che presentano caratteristiche favorevoli alla individuazione di siti in grado di risultare idonei alla localizzazione del deposito, attraverso successive indagini di dettaglio e sulla base degli esiti di analisi di sicurezza condotte tenendo conto delle caratteristiche progettuali della struttura del deposito”*.

Queste caratteristiche favorevoli si determinano sulla base di Criteri di Esclusione e di Approfondimento, che escludono le aree interessate da, ad esempio, elevato rischio vulcanico e sismico, fagliezioni, frane, alluvioni o che insistono su aree protette o insediamenti civili, industriali e militari.

Sogin ha elaborato la proposta di CNAPI adottando, per l'analisi di una vastissima raccolta di dati territoriali, una procedura che ha consentito di applicare i criteri indicati nella Guida Tecnica n. 29 e così di escludere progressivamente le aree non potenzialmente idonee. Per ciascuna delle aree potenzialmente idonee oggi individuate nella Carta è disponibile una relazione sulle caratteristiche geologiche, naturalistiche e antropiche a scala regionale.

Complessivamente nella proposta di CNAPI (Carta Nazionale delle Aree Potenzialmente Idonee) sono state oggi individuate 67 aree potenzialmente idonee di cui solo una verrà scelta, al termine del processo di localizzazione, come sito, unico nazionale, idoneo per ospitare il Deposito.

E' stato proposto un raggruppamento delle 67 aree potenzialmente idonee con ordine di idoneità decrescente, individuati considerando aspetti socio-ambientali, logistici e di classificazione sismica. Tale ordine di idoneità, a parità di condizioni di sicurezza, caratterizza ogni area potenzialmente idonea dal punto di vista dell'efficienza logistica e infrastrutturale.

2.2.3 CONSULTAZIONE PUBBLICA

La procedura prevede che, a seguito della validazione da parte dell'ente di controllo e del successivo nulla osta dal Ministero dello Sviluppo Economico e dal Ministero della Transizione Ecologica, Sogin pubblichi la proposta di CNAPI, Carta Nazionale delle Aree Potenzialmente Idonee, insieme al Progetto Preliminare del Deposito Nazionale e alla relativa documentazione.

La proposta di CNAPI, con l'ordine di idoneità delle aree identificate sulla base delle caratteristiche tecniche e socio-ambientali, il progetto preliminare e la relativa documentazione, è sottoposta a una consultazione pubblica.

Nei 180 giorni successivi alla pubblicazione, effettuata il 5 gennaio 2021, le Regioni, gli enti locali e i soggetti portatori di interessi qualificati, hanno potuto formulare e trasmettere a Sogin osservazioni e proposte tecniche in forma scritta e non anonima. Questa prima fase di consultazione pubblica è terminata il 5 luglio 2021.

All'interno della fase di consultazione pubblica, come previsto dalla norma, si è svolto il Seminario Nazionale, la cui promozione è stata avviata il 3 agosto 2021, con un avviso sui principali quotidiani nazionali e a maggior diffusione locale nelle aree della CNAPI.

I lavori del Seminario Nazionale si sono articolati in nove sessioni dal 7 settembre 2021 al 24 novembre 2021. Al Seminario hanno partecipato rappresentanti qualificati di Istituzioni, Enti locali, associazioni, comitati, organizzazioni datoriali e sindacali dei territori e singoli cittadini. Durante il Seminario, sono stati approfonditi gli aspetti tecnici relativi al Deposito Nazionale, quelli connessi alla sicurezza dei lavoratori, della popolazione e dell'ambiente e sono stati illustrati i possibili benefici economici e di sviluppo territoriale connessi alla sua realizzazione.

Il Seminario Nazionale è terminato il 15 dicembre 2021 con la pubblicazione degli Atti conclusivi.

Con tale pubblicazione, si è aperta la successiva fase di 30 giorni, prevista dal D. lgs. n. 31/2010 e ss.mm.ii., durante la quale i soggetti portatori di interessi qualificati hanno potuto inviare a Sogin e al Ministero della Transizione Ecologica ulteriori osservazioni.

Al termine di questo periodo, che si è concluso il 14 gennaio 2022, la normativa prevede la redazione da parte di Sogin della proposta di CNAI, Carta Nazionale delle Aree Idonee. Tale proposta è stata trasmessa da Sogin al Ministero della Transizione Ecologica il 15 marzo 2022. Acquisito il parere tecnico dell'ente di controllo l'Ispettorato Nazionale per la Sicurezza Nucleare e la Radioprotezione (ISIN), il Ministero della Transizione Ecologica approva definitivamente la CNAI, di concerto con il Ministero delle Infrastrutture e dei Trasporti (oggi Ministero delle Infrastrutture e della Mobilità Sostenibili). La versione definitiva della CNAI sarà quindi il risultato dell'integrazione nella CNAPI dei contributi emersi e concordati nelle diverse fasi della Consultazione Pubblica.

Con l'approvazione della CNAI, Sogin aprirà la successiva fase di confronto finalizzata a raccogliere le manifestazioni d'interesse, volontarie e non vincolanti, da parte delle Regioni e degli enti locali il cui territorio ricade anche parzialmente nelle aree idonee a ospitare il Deposito Nazionale.

Nel caso in cui non venissero espresse, da parte di enti locali, manifestazioni d'interesse, o qualora fossero ritirate in un secondo momento tutte quelle pervenute, Sogin dovrà promuovere trattative bilaterali con le Regioni nel cui territorio ricadono le aree idonee. In caso di insuccesso delle trattative bilaterali (mancata intesa), verrà convocato un tavolo interistituzionale, come ulteriore tentativo di pervenire a una soluzione condivisa.

L'obiettivo di una consultazione pubblica così concepita è quello di sviluppare, in diverse fasi e con diversi strumenti, un percorso condiviso per il raggiungimento dell'intesa. Raggiunta l'intesa su una o più aree, Sogin, di concerto con gli enti locali interessati e sotto la vigilanza dell'ente di controllo ISIN, svolgerà campagne d'indagine tecnica al fine di individuare il sito del Deposito Nazionale.

L'ente di controllo ISIN dovrà poi esprimere il proprio parere vincolante rispetto alla conferma finale dell'idoneità del sito.

Successivamente, il Ministero della Transizione Ecologica, individuerà il sito con un proprio decreto.

Per la prima volta in Italia la localizzazione di una grande opera avverrà mediante una procedura che per legge è basata su un processo di coinvolgimento dei territori al fine di pervenire a una soluzione concordata con le comunità locali ed è previsto un meccanismo di adesione volontaria di una o più comunità locali a ospitare un'infrastruttura rilevante per il territorio: in seguito alla definizione del Progetto Preliminare del Deposito e dei requisiti essenziali per l'idoneità dell'area, verrà chiesto alle comunità locali di avanzare una manifestazione d'interesse che, in prima istanza, autorizzi gli studi preliminari necessari a formalizzare l'eventuale autorizzazione finale.

La gestione del processo di localizzazione del Deposito Nazionale verrà incentrata sui principi dell'informazione, per far acquisire la consapevolezza dei benefici diretti e indiretti per le comunità che ospitano questa infrastruttura e della sua sicurezza, della trasparenza, nella gestione del dibattito e delle relazioni con i soggetti interessati.

2.2.4 CRITERI PER LO SMALTIMENTO DEI RIFIUTI A MOLTO BASSA E BASSA ATTIVITA' E PER LO STOCCAGGIO TEMPORANEO DEI RIFIUTI A MEDIA E ALTA ATTIVITA'

I criteri di sicurezza che saranno adottati per il deposito di smaltimento dei rifiuti radioattivi a molto bassa e bassa attività garantiranno la protezione e la salvaguardia dei cittadini e dell'ambiente per tutte le fasi di vita del deposito e si basano sulle Linee Guida della IAEA. Di seguito si riportano i principali criteri di sicurezza che verranno adottati per tali tipologie di rifiuti:

- sistema multibarriera che assicura il contenimento e l'isolamento dei rifiuti radioattivi dall'ambiente per tutto il periodo di controllo istituzionale (300 anni);
- condizionamento dei rifiuti radioattivi per immobilizzare, in matrici cementizie speciali, i rifiuti all'interno dei contenitori;

- caratteristiche del sito che, individuato sulla base del processo di localizzazione e dei sondaggi di caratterizzazione, è adeguato (geologia, idrogeologia, sismicità, ecc.) a garantire la sicurezza nel lungo periodo;
- sicurezza passiva garantita da sistemi (le multibarriere) che non richiedono l'intervento umano, assicurando la corretta funzionalità nel tempo;
- sicurezza attiva garantita tramite misure di sorveglianza e monitoraggio realizzate su un'area vasta che va al di là del perimetro del Deposito;
- qualifica di materiali e processo realizzativo delle barriere ingegneristiche per garantire la loro efficacia per tutto il periodo di controllo istituzionale;
- criteri di Accettabilità dei Rifiuti (WAC-Waste Acceptance Criteria) che definiscono le caratteristiche chimiche, fisiche e radiologiche dei manufatti da conferire al Deposito;
- Safety Assessment, ossia la procedura di analisi di sicurezza volta a verificare e validare le prestazioni del sistema di sicurezza del deposito per ogni scenario, normale o alterato, che riguarderà le fasi di esercizio, controllo istituzionale e post controllo istituzionale. La validazione definitiva del sito selezionato dipenderà dalle risultanze del Safety Assessment di lungo periodo.

Per quanto riguarda i rifiuti a media e alta attività, essi saranno stoccati temporaneamente nel Complesso Stoccaggio Alta attività (CSA), fino alla disponibilità di un deposito geologico per la loro sistemazione definitiva.

Il CSA consente la ricezione, lo stoccaggio e la manutenzione dei manufatti contenenti esclusivamente rifiuti radioattivi condizionati e comprende aree dedicate alle diverse attività.

In linea con gli standard internazionali di sicurezza, le strutture, gli impianti e i componenti del CSA saranno progettati per resistere a una serie di incidenti, naturali e antropici, per tutto il periodo di stoccaggio temporaneo. Di seguito si illustrano i principali criteri di sicurezza che saranno adottati per il CSA:

- schermaggio delle strutture del CSA per garantire un'adeguata protezione dei lavoratori e della popolazione dalla radioattività;
- sistemi di contenimento delle strutture del CSA, che si aggiungono al contenimento della radioattività già garantita dal manufatto (filtrazione dell'aria estratta dalle aree di stoccaggio, controllo delle depressioni tra le diverse zone, verifica degli accessi di materiale e persone, etc.);
- manovrabilità dei manufatti tramite specifiche attrezzature e componenti idonei a minimizzare i rischi connessi con la movimentazione;
- monitoraggio svolto costantemente nelle aree di stoccaggio dei manufatti, nonché in quelle di servizio e di transito per controllare le condizioni radiologiche presenti;
- ispezionabilità delle strutture e dei rifiuti tramite idonee attrezzature che permettono il controllo visivo, sia diretto che remotizzato, dell'integrità di strutture, componenti e manufatti stoccati;
- controllo delle condizioni ambientali attraverso sistemi di trattamento dell'aria per mantenere un livello di temperatura e umidità tale da evitare alterazioni dei manufatti (fenomeni corrosivi);
- riserva di stoccaggio e modularità che consente la movimentazione e il recupero dei manufatti per controlli ed eventuali operazioni di manutenzione. L'approccio modulare del progetto consente inoltre di ottenere un opportuno grado di flessibilità e far fronte a eventuali variazioni sulle capacità di stoccaggio richieste.

In fase di localizzazione, Sogin individuerà i Criteri Preliminari di Accettabilità dei rifiuti che, una volta individuato il sito e quindi con il progetto definitivo del Deposito, potranno essere confermati o modificati, in accordo con le risultanze del Safety Assessment, divenendo così definitivi.

I rifiuti da conferire al Deposito Nazionale saranno trattati e condizionati dai singoli produttori secondo opportuni processi qualificati dall'ISIN e nel rispetto dei criteri di accettabilità dei rifiuti (WAC). Nessun trattamento o intervento ai manufatti è previsto nel Deposito Nazionale.

Sarà attuata una specifica procedura di verifica del rispetto dei WAC che prevede controlli e verifiche, con periodiche ispezioni da parte di Sogin presso i siti dei produttori di rifiuti e con controlli diretti sui manufatti, una volta inviati al Deposito, comprese misure di tipo invasivo a campione.

Eventuali non conformità saranno gestite caso per caso e potranno anche comportare la mancata accettazione dei manufatti alle strutture del Deposito e la loro restituzione al produttore per ulteriori trattamenti.

2.2.5 TRASPORTO DEI RIFIUTI RADIOATTIVI AL DEPOSITO NAZIONALE

Il conferimento al Deposito Nazionale dei rifiuti radioattivi provenienti dai vari siti di produzione e dai detentori avverrà nel rispetto della normativa internazionale, garantendo i più alti standard di sicurezza e tutela dell'ambiente.

Tempi e costi del trasporto si potranno stimare puntualmente soltanto dopo aver individuato il sito dove costruire il Deposito. A oggi si prevede che i trasporti avverranno durante tutto il periodo di esercizio del Deposito Nazionale (40 anni). I costi, a carico del detentore del rifiuto, dipenderanno dall'accessibilità del sito e dall'eventuale combinazione di modalità di trasporto necessarie per raggiungerlo.

In attesa dell'individuazione del sito idoneo a ospitare il Deposito e considerando la distribuzione dei siti di provenienza sul territorio nazionale, le caratteristiche delle infrastrutture disponibili e l'eterogeneità dei rifiuti e delle tipologie dei loro contenitori, le modalità di trasporto prese in considerazione sono: stradale, ferroviaria e marittima.

- *Trasporto stradale:*

La maggior parte dei trasporti su strada di rifiuti radioattivi verso il Deposito Nazionale sarà di tipo convenzionale (o non eccezionale) in quanto saranno impiegati contenitori che richiedono mezzi di trasporto comuni (veicoli motrice, autoarticolati e autosnodati, veicoli portacontainer).

Pochissimi sono i casi in cui si dovrà ricorrere a trasporti eccezionali (con mezzi speciali) in quanto i contenitori raramente supereranno i valori limite di dimensioni, massa e peso per asse come previsto dal Codice della strada. Tra questi il caso più rappresentativo è quello dei cask, contenitori qualificati al trasporto e allo stoccaggio di rifiuti ad alta attività, capaci di resistere a sollecitazioni estreme sia meccaniche che termiche (urto e incendio). Si prevede che il trasporto dei cask possa avvenire, come negli altri Paesi europei, in maniera 'multimodale', ossia attraverso più modalità di trasporto combinate tra loro. La percorrenza maggiore di solito è affidata al trasporto ferroviario, limitando i tratti iniziali e finali al trasporto eccezionale su strada.

I fattori da considerare per valutare l'idoneità delle vie di trasporto stradale sia convenzionale che eccezionale sono:

- caratteristiche morfologiche (strade in forte pendenza e/o in alta quota);
 - viabilità (attraversamento di ponti, gallerie, centri urbani; presenza di strade ad alto scorrimento e di percorsi alternativi idonei; adeguamento e/o realizzazione di nuove infrastrutture di viabilità);
 - vicinanza/presenza/realizzazione di punti di trasferimento intermodali (punti di cambio della modalità di trasporto, da ferroviario a stradale e viceversa).
- *Trasporto ferroviario:*

Una parte dei rifiuti radioattivi sarà conferita al Deposito Nazionale per via ferroviaria. Questa modalità, infatti, è la più idonea al trasporto di contenitori di rifiuti radioattivi di grandi dimensioni come i cask per i rifiuti ad alta attività.

Per il loro trasporto, in virtù delle masse, si renderà necessario generalmente l'utilizzo di linee ferroviarie di opportuna categoria, la D4, unica per caratteristiche infrastrutturali a sostenere i valori di "peso per asse" e "massa per metro corrente" dei cask.

Trasporti di tale tipologia sono stati già effettuati in condizioni di massima sicurezza per il trasferimento agli impianti di ritrattamento all'estero del combustibile proveniente dagli impianti nucleari italiani.

L'utilizzo della modalità di trasporto intermodale strada-ferrovia prevede la predisposizione di appositi punti di scambio (Transfer Point), in cui avviene il trasferimento del carico dal vagone ferroviario all'apposito mezzo gommato.

I fattori da considerare per valutare l' idoneità delle vie di trasporto ferroviario sono:

- caratteristiche morfologiche (tratte in forte pendenza e/o in alta quota);
- organizzazione del trasporto (reperimento di idonei carri merci);
- viabilità (utilizzo di tracciati ferroviari di idonea categoria, presenza di idonei tracciati ferroviari alternativi, interferenza con il traffico merci/passeggeri);
- punti di trasferimento intermodale (assenza o vicinanza a punti di trasferimento intermodale, caratteristiche indicative minime richieste ad un punto di trasferimento multimodale).

- *Trasporto marittimo:*

Il trasporto marittimo è comunemente utilizzato per il traghettamento di materiali radioattivi. In Italia, ad esempio, si utilizza quotidianamente per trasferire i kit di radiofarmaci da e per le Isole Maggiori ed è stato impiegato per l'allontanamento di materie nucleari all'estero.

Il trasporto marittimo può avvenire in due modalità:

- Roll on – Roll off (RO-RO) con l'imbarco direttamente presso il porto di partenza del veicolo stradale o del vagone ferroviario e successivamente lo sbarco presso il porto di destinazione;
- Lift on – Lift off (LO-LO) con il trasbordo dei contenitori, tramite opportuno mezzo di sollevamento (gru portuali o autogru), dal veicolo stradale o dal vagone ferroviario all'interno della stiva della nave.

La modalità di trasporto marittimo maggiormente utilizzata è quella RO-RO in quanto caratterizzata da minore complessità gestionale.

Per il trasporto marittimo possono essere impiegate, a seconda dei casi, navi di linea per il trasporto di merci o navi charter a noleggio, non soggette a una programmazione sistematica di orari.

I fattori da considerare per valutare l' idoneità delle vie di trasporto marittimo sono:

- fenomeni meteo-marittimi;
- infrastrutture portuali;
- tipologia di imbarcazioni;
- autorizzazioni al trasporto;
- aspetti economici (adeguamento di porti pre-esistenti, ottenimento delle autorizzazioni di trasporto, interferenza su altre attività portuali).

2.2.6 DEPOSITI DI RIFIUTI RADIOATTIVI IN EUROPA

In quasi tutti i Paesi d'Europa, anche in quelli che, come la Norvegia, non hanno mai prodotto energia elettrica da fonte nucleare, sono operativi depositi definitivi per rifiuti a bassa e media attività.

In alcuni casi la soluzione per i rifiuti a molto bassa attività è una sorta di trincea (landfill), in altri l'estensione del deposito a un livello sub-superficiale consente di ospitare anche rifiuti di media attività.

In Francia il Deposito di superficie di La Manche è stato riempito, raggiungendo così la fase di chiusura nel 1994, dopo decine d'anni di operatività, con circa 500 mila metri cubi di rifiuti a bassa attività. L'attiguo deposito (CIRES) ospita i rifiuti a molto bassa attività.

Dal 1992, sempre in Francia, si è aggiunto il Deposito de L'Aube, progettato per ospitare 1 milione di metri cubi di rifiuti radioattivi.

In Spagna, il Deposito di El Cabril, in esercizio dal 1992, è stato autorizzato per ospitare 42.000 m³ di rifiuti a bassa attività, capacità che in futuro potrebbe essere estesa. Una sezione del deposito ospita i 17.000 m³ di rifiuti a molto bassa attività, direttamente collocati in strutture specifiche.

Anche il Belgio e la Slovenia hanno localizzato, rispettivamente nei siti di Dessel e di Urbina, il Deposito Nazionale per i rifiuti ad attività bassa e molto bassa, depositi per i quali è in corso la fase autorizzativa.

Ad oggi invece, a nessun deposito europeo è associato a un Parco Tecnologico, come previsto nel progetto italiano, per attività di ricerca e sviluppo in grado di aumentare l'integrazione del Deposito Nazionale con il territorio che lo ospiterà.

CAPITOLO 3: Contenitori per il Trasporto e lo Stoccaggio dei Rifiuti Radioattivi

Ogni anno nel mondo vengono trasportati milioni di tonnellate di materiale radioattivo e nel fare ciò un componente essenziale è il contenitore che dovrà “ospitare” il rifiuto radioattivo.

Il contenitore deve essere sicuro, affidabile e dovrà essere progettato in base all'attività, alle caratteristiche chimiche e alla forma fisica del rifiuto radioattivo che dovrà “ospitare”.

Il lavoro seguente si è concentrato sulla progettazione di contenitori per rifiuti solidi a media attività (secondo la nuova classificazione prevista dal D.M. del 7 agosto 2015), ILW (secondo la GSG-01 IAEA [23]).

Si ricorda che il confezionamento dei rifiuti radioattivi è finalizzato:

- Allo stoccaggio in sicurezza a medio termine sul luogo di produzione (presso i depositi temporanei di sito);
- Al trasporto in sicurezza dei contenitori [24, 25, 26] tra i siti di stoccaggio;
- Al conferimento definitivo dei rifiuti al Deposito Nazionale (quando sarà realizzato).

Nell'ambito del progetto, seguendo le indicazioni contenute nella norma UNI 11784 [27], è stata individuata la seguente tipologia di contenitore da sviluppare:

- Contenitore schermante per materiale β/γ contaminato (definito CSC-Beta nella norma UNI 11784).

In generale si evidenzia che sul mercato internazionale sono già presenti modelli di contenitore simili a quello oggetto di studio, ma comunque non idonei alle condizioni d'uso previste nel nostro Paese.

La soluzione progettuale individuata come punto di partenza è quella di un contenitore in acciaio al carbonio con rivestimento interno ed esterno in acciaio inox 304 (con deposizione per saldatura tra i due materiali), di dimensioni 1500 mm - 1060 mm e

guarnizioni metalliche (che forniscono una maggiore garanzia rispetto alle guarnizioni in elastomero).

3.1 FASI DI SVILUPPO DI UN CONTENITORE

I rifiuti radioattivi solidi a media attività sono rifiuti contenenti radionuclidi a livelli superiori ai cosiddetti livelli di allontanamento e per i quali non è previsto il loro riutilizzo. Rientrano in questa categoria, ad esempio, parte dei metalli attivati provenienti dallo smantellamento dei circuiti primari, nonché la grafite utilizzata come moderatore/riflettore e altri componenti provenienti da centrali nucleari (NPP) in fase di disattivazione, rifiuti radioattivi provenienti da attività industriale, salute e ricerca medica. Il progetto ha nelle intenzioni quello di dare un contributo al fine di sviluppare un nuovo prototipo di contenitore che dovrà essere qualificato sia per il trasporto che per lo stoccaggio.

Il lavoro finalizzato allo sviluppo di un prototipo di contenitore con le caratteristiche tali da “ospitare” i rifiuti di cui sopra, dovrà necessariamente essere suddiviso in tre fasi:

- FASE I: definizione delle caratteristiche costruttive del contenitore;
- FASE II: realizzazione dei prototipi di contenitori;
- FASE III: prova di qualifica di tipo B(U).

In questo lavoro ci si è concentrati sulla FASE I.

L'integrità dei rifiuti all'interno dei contenitori è un punto cruciale per lo smaltimento, lo stoccaggio e il trasporto in sicurezza degli stessi. Per questo è necessario mantenere un livello di sicurezza molto elevato durante tutta la vita utile dei contenitori. In tutto il mondo, in modo analogo a quanto accade nel nostro Paese, la gestione dei rifiuti radioattivi è una pratica sempre più rilevante. Infatti, tutti gli Stati hanno rifiuti radioattivi prodotti da varie attività, come la produzione di elettricità nelle centrali nucleari elettriche, la gestione degli impianti del ciclo del combustibile nucleare, una serie di applicazioni dei radioisotopi nel campo medico, industriale, agricolo e della ricerca. Risulta quindi di

fondamentale importanza studiare e progettare contenitori che mantengano un livello di sicurezza molto elevato durante la loro vita utile, prevista intorno ai 100 anni.

3.2 TIPOLOGIE DI RIFIUTI RADIOATTIVI

Un'illustrazione concettuale dello schema di classificazione dei rifiuti è rappresentata in Figura 5 (GSG-1 IAEA). L'asse verticale rappresenta il contenuto di attività dei rifiuti e l'asse orizzontale rappresenta le emivite dei radionuclidi contenuti nei rifiuti:

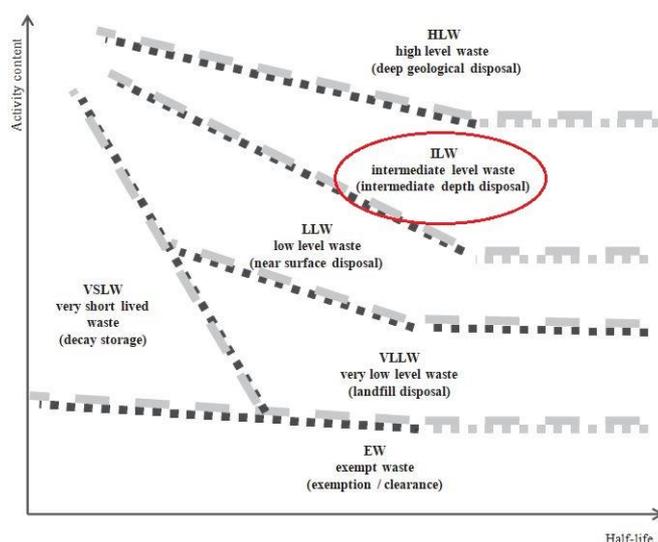


Figura 5 - Illustrazione concettuale dello schema di classificazione dei rifiuti (GSG-1 IAEA).

Relativamente ai rifiuti ILW, la GSG-01 IAEA afferma che:

“Intermediate level waste is defined as waste that contains long lived radionuclides in quantities that need a greater degree of containment and isolation from the biosphere than is provided by near surface disposal. Disposal in a facility at a depth of between a few tens and a few hundreds of metres is indicated for ILW. Disposal at such depths has the potential to provide a long period of isolation from the accessible environment if both the natural barriers and the engineered barriers of the disposal system are selected properly. In particular, there is generally no detrimental effect of erosion at such depths in the short to medium term. Another important advantage of disposal at intermediate depths is that, in comparison to near surface disposal facilities suitable for LLW, the

likelihood of inadvertent human intrusion is greatly reduced. Consequently, long term safety for disposal facilities at such intermediate depths will not depend on the application of institutional controls.”.

“the boundary between the LLW class and the ILW class cannot be specified in a general manner with respect to activity concentration levels, because allowable levels will depend on the actual waste disposal facility and its associated safety case and supporting safety assessment. For the purposes of communication pending the establishment of disposal facilities for ILW, the regulatory body may determine that certain waste constitutes LLW or ILW on the basis of generic safety cases.”.

La GSG-01 IAEA indica, quindi, come adatto per i rifiuti ILW lo smaltimento in un impianto a una profondità compresa tra poche decine e poche centinaia di metri. Lo smaltimento a tali profondità ha il potenziale di fornire un lungo periodo di isolamento dall'ambiente in superficie. In particolare, non vi è generalmente alcun effetto dannoso dell'erosione a tali profondità né nel breve che nel medio termine. Un altro importante vantaggio dello smaltimento a profondità intermedie è che, rispetto alle strutture di smaltimento vicine alla superficie (adatte invece per i rifiuti LLW) la probabilità di intrusione umana risulta essere notevolmente ridotta.

3.3 PROGETTO DEI CONTENITORI PER I RIFIUTI RADIOATTIVI SOLIDI A MEDIA ATTIVITA'

La caratteristica di base che guida alla progettazione di questa tipologia di contenitori è la possibilità di eseguire il condizionamento dei rifiuti senza matrice. Tali contenitori, infatti, per la loro ottimale gestione dovranno garantire l'autocontenimento dei rifiuti che “ospitano”.

Oltre allo studio approfondito dei materiali da costruzione, nella fase progettuale è importante l'analisi preliminare delle tecnologie applicabili per la realizzazione del

contenitore (es. differenza tra la colata statica e la calandratura della lamiera), in quanto essa influirà significativamente sul costo finale dello stesso.

Importanti sono anche gli studi sui processi di deposizione del rivestimento e le analisi specifiche sui:

- Tipi di materiali;
- Tipi di schermi interni (termici, ecc.);
- Sistemi di chiusura.

Infine, nella fase di progettazione, importante sarà lo studio e la verifica dei dettagli, in particolare:

- Lo studio dei trattamenti di protezione superficiale;
- Lo studio sulle tipologie di guarnizioni da utilizzare (verifica della resistenza nel tempo delle guarnizioni mediante prove di invecchiamento accelerato);
- L'analisi dei processi di produzione del contenitore.

3.3.1 DEFINIZIONE DEI REQUISITI DI FABBRICAZIONE

Il materiale con cui dovrà essere fabbricato il contenitore sarà:

- L'acciaio al carbonio (conforme alla norma UNI EN 10027-1 [28]) con caratteristiche e spessori tali da garantire la resistenza al degrado, anche con eventuali trattamenti superficiali (zincatura, verniciatura, ecc.).

Per quanto riguarda la resistenza strutturale (per resistenza strutturale si intende la capacità del contenitore di mantenere la propria integrità strutturale a seguito delle sollecitazioni a cui può essere sottoposto) i requisiti devono essere conformi a quanto previsto dalla normativa di riferimento.

Il dimensionamento strutturale, per dimostrare la capacità del contenitore di sopportare i carichi relativi alle diverse Condizioni di Progetto, sarà eseguito in conformità alle norme italiane per la verifica del contenimento della pressione (Collezione VSR, 1995 [29]).

Gli schermi, considerati parte integrante del contenitore, devono essere dimensionati in modo da rispettare i limiti di peso.

I contenitori saranno dotati di uno speciale sistema di sfiato con filtro assoluto, studiato per ridurre al minimo il rilascio di minuscole particelle e il ritorno di umidità.

I contenitori ed i suoi componenti (guarnizioni, filtri, ecc.) saranno realizzati con materiali tali da garantire un'adeguata resistenza al degrado (in particolare ai fenomeni di corrosione).

I fenomeni di degrado possono essere contrastati anche attraverso l'adozione di speciali rivestimenti protettivi. Le procedure di fabbricazione e l'unione dei materiali saranno selezionate in modo da evitarne l'attivazione.

La dose al di fuori del contenitore dovrà essere tale da rispettare le dosi massime consentite nelle diverse condizioni di progetto, come previsto dalla normativa di riferimento.

I sistemi di chiusura del contenitore dovranno avere la capacità di confinare al proprio interno i rifiuti radioattivi stoccati, evitando il rilascio nell'ambiente di sostanze radioattive sotto forma di gas, polvere o solidi.

3.3.2 FASI DI PROGETTAZIONE

Di seguito si riportano le fasi della progettazione del contenitore sopradescritto:

- Definizione del Prodotto, ovvero della tipologia di contenitore da sottoporre a processo di qualifica unitamente alla definizione del suo contenuto radioattivo.

Elaborazione della seguente documentazione:

- Piano della Qualità;
- Piano e Programma della Progettazione;
- Relazione di definizione del Prodotto ed input al progetto;
- Guida di Progetto.

- Sviluppo e finalizzazione della relativa progettazione esecutiva, volta anche alla definizione delle strutture interne quali schermi, cestelli, e delle attrezzature ausiliarie necessarie per l'aggancio, la movimentazione, il sollevamento ed il drenaggio (ove richiesto).

Elaborazione della seguente documentazione:

- Disegno di assieme del contenitore;
- Disegno di assieme del corpo contenitore;
- Disegno di assieme coperchio;
- Disegno guarnizione;
- Disegno flange per filtro;
- Disegno dispositivo di protezione flange;
- Disegni di assieme cestelli (configurazione varie);
- Disegni di assieme tappi cestelli;
- Disegni di assieme dispositivo di protezione contenitori;
- Disegni di montaggio;
- Rapporto di calcolo e dimensionamento contenitore;
- Specifica tecnica per la fabbricazione contenitore;
- Disegni di assieme attrezzature ausiliarie per la movimentazione;
- Disegni di assieme attrezzature ausiliarie per il sollevamento;
- Disegni di assieme attrezzature ausiliarie per il drenaggio (if any);
- Rapporto di calcolo e dimensionamento attrezzature ausiliarie;
- Specifica tecnica per la fabbricazione attrezzature ausiliarie.

- Progettazione esecutiva di eventuali attrezzature addizionali a corredo (ad esempio per la movimentazione dei contenitori sotto battente d'acqua, l'eliminazione dell'acqua residua, ecc.).

Elaborazione della seguente documentazione:

- Disegni di assieme attrezzature addizionali a corredo;

- Rapporto di calcolo e dimensionamento attrezzature addizionali a corredo;
- Specifica tecnica per la fabbricazione attrezzature addizionali a corredo.
 - Progettazione costruttiva e realizzazione di prototipi.

Elaborazione della seguente documentazione:

- Piano di Controllo Qualità per la fabbricazione dei contenitori prototipo;
- Disegni costruttivi;
- Dossier di fabbricazione dei contenitori prototipo (procedure, certificati, ecc.).

Nonché la realizzazione dei prototipi in numero sufficiente all'esecuzione della campagna di qualifica.

- Progettazione costruttiva e realizzazione attrezzature addizionali a corredo.

Elaborazione della seguente documentazione:

- Piano di Controllo Qualità per la fabbricazione delle attrezzature addizionali a corredo;
- Disegni costruttivi;
- Dossier di fabbricazione delle attrezzature addizionali a corredo (procedure, certificati, ecc.).

Nonché la realizzazione delle attrezzature addizionali a corredo (una per ogni tipologia).

- Definizione del Piano di Qualifica ed esecuzione dei test previsti.

Esecuzione prove ed Elaborazione della seguente documentazione:

- Piano generale di qualifica;
- Specifica Tecnica delle Prove di resistenza alla Degradazione;
- Procedura delle Prove di resistenza alla Degradazione;
- Piano di Controllo Qualità delle Prove di resistenza alla Degradazione;
- Rapporto delle Prove di resistenza alla Degradazione;
- Procedura della Prova di Tenuta;
- Rapporto delle Prove di Tenuta;
- Specifica Tecnica delle Prove di Penetrazione e di Caduta;

- Procedura delle Prove di Penetrazione e di Caduta;
 - Piano di Controllo Qualità delle Prove di Penetrazione e di Caduta;
 - Rapporto delle Prove di Penetrazione e di Caduta;
 - Specifica Tecnica della Prova di resistenza ad Alta Temperatura;
 - Procedura della Prova di resistenza ad Alta Temperatura;
 - Piano di Controllo Qualità della Prova di resistenza ad Alta Temperatura;
 - Rapporto della Prova di resistenza ad Alta Temperatura;
 - Metodologia delle Prove di resistenza all'Impilaggio, alla Caduta ed alla Penetrazione, eseguite by analysis;
 - Rapporto delle Prove di resistenza all'Impilamento alla Caduta ed alla Penetrazione, eseguite by analysis;
 - Specifica Tecnica delle Prove di schermaggio;
 - Procedura delle Prove di schermaggio;
 - Piano di Controllo Qualità delle Prove di schermaggio;
 - Rapporto delle Prove di schermaggio;
 - Specifica Tecnica delle Prove di immobilizzazione del rifiuto;
 - Procedura delle Prove di immobilizzazione del rifiuto;
 - Piano di Controllo Qualità delle Prove di immobilizzazione del rifiuto;
 - Rapporto delle Prove di immobilizzazione del rifiuto.
- Predisposizione del dossier di qualifica.

3.4 PROVE DI QUALIFICA

Conclusa la FASE II (realizzazione dei prototipi) il contenitore dovrà essere sottoposto ad una serie di prove di qualifica (FASE III) per valutarne la rispondenza a specifici requisiti contenuti nella normativa di riferimento. Tali prove dovranno essere eseguite sperimentalmente su uno o più contenitori.

In base a quanto indicato nella già citata normativa UNI 11784, di seguito si riporta l'elenco delle prove che i prototipi di contenitore dovranno superare:

- Prova di resistenza alla degradazione;
- Prova di tenuta;
- Prove di resistenza all'impilaggio;
- Prova di resistenza alla pressione interna;
- Prova di drenabilità;
- Prova di sollevamento;
- Prove di assemblaggio e movimentazione;
- Prove di resistenza alla caduta libera in fase di trasporto;
- Prove di resistenza alla caduta libera in fase di stoccaggio;
- Prova di resistenza alla penetrazione;
- Prova di resistenza ad alta temperatura;
- Prova di resistenza all'immersione in acqua;
- Prova di stabilità all'impilaggio.

3.5 CONSIDERAZIONI FINALI

Con l'avanzamento delle attività di decommissioning negli impianti nucleari italiani è previsto un notevole incremento della quantità di rifiuti radioattivi a media attività che dovrà essere adeguatamente gestito.

L'età del parco elettronucleare mondiale è piuttosto avanzata e molte centrali nucleari di I e II generazione, ancora in servizio nel mondo, sono prossime alla fine del loro ciclo di vita produttivo e saranno quindi smantellate nei prossimi anni e questo incrementerà ulteriormente il quantitativo di rifiuti radioattivi a media attività da gestire [30].

Di tutti i reattori presenti nel mondo, quasi il 70% ha più di 30 anni e il 25% supera i 40 anni. Secondo l'IAEA, tra il 2020 e il 2040 potrebbero essere chiusi circa 200 reattori commerciali per aver raggiunto la fine della loro vita operativa [1].

La gestione dei rifiuti radioattivi deve avvenire in un quadro rigoroso e con una costante attenzione alla tutela dell'uomo e dell'ambiente. La gestione in sicurezza del materiale radioattivo comporta inevitabilmente che l'attività di trasporto debba avvenire utilizzando contenitori sicuri e affidabili. Come già detto, l'integrità è un aspetto cruciale nella progettazione di questi sistemi. È fondamentale, infatti, certificare tali contenitori in modo tale che resistano ai carichi che potrebbero verificarsi in condizioni normali e accidentali ed è fondamentale che essi soddisfino i requisiti di sicurezza in termini di prestazioni di contenimento e radioprotezione.

Tali contenitori dovranno garantire la corretta schermatura e il confinamento dei rifiuti, assicurandone un'adeguata conservazione. In questo modo sarà possibile ottenere una gestione ottimizzata degli stessi durante tutto il loro ciclo di vita: dalla produzione al trasporto, allo stoccaggio temporaneo presso il sito produttivo e allo smaltimento presso il Deposito Nazionale.

CAPITOLO 4: Una Tecnologia Innovativa per la Decontaminazione dei Rifiuti Contaminati da Sostanze Radioattive - CASO STUDIO: *Decontaminazione di Pozzetti interrati e Sperimentazione di Tecniche per la pulizia basate sull'uso di Liquidi*

Quando una centrale nucleare viene chiusa, prima della disattivazione definitiva dell'impianto, è prevista una fase di transizione, che include la rimozione di combustibili, dei materiali radioattivi facilmente accessibili e delle apparecchiature contaminate. Dopo questa fase di transizione, che facilita lo smantellamento e riduce il volume dei rifiuti radioattivi, gli impianti vengono decontaminati. Recentemente sono state sviluppate alcune sofisticate tecniche di decontaminazione, come la sabbiatura con ghiaccio secco, la pulizia laser e la decontaminazione elettrochimica [31, 32, 33].

La strategia generale di decontaminazione dovrebbe essere ottimizzata tenendo conto dei vantaggi che derivano dalla ridotta esposizione dei lavoratori e dai costi operativi dell'attività.

In quest'ambito è di fondamentale importanza studiare comparativamente vari approcci di decontaminazione e infine, analizzare gli aspetti positivi e negativi di ognuno di essi per la selezione del processo di decontaminazione più adatto al caso specifico.

Ciascuna tecnica di decontaminazione presenta vantaggi e svantaggi in determinati scenari. Nella pratica, la selezione della tecnologia di decontaminazione più appropriata dipende principalmente da:

- tipo di struttura;
- isotopi coinvolti;
- livello di attività presente nelle apparecchiature;
- proprietà fisico/chimiche delle apparecchiature da rimuovere.

Nella scelta della tecnica di decontaminazione da utilizzare, altri fattori da prendere in considerazione sono: la sicurezza, l'efficienza, il rapporto costi-benefici e la riduzione al minimo dei rifiuti.

Se si considerano tutte le tecnologie attualmente disponibili (metodi meccanici o chimici), si può affermare che non esiste un'unica soluzione che vada bene in tutti i casi possibili e spesso, i risultati migliori si ottengono dalla combinazione dei vari metodi di decontaminazione [1].

4.1 INTRODUZIONE

La decontaminazione è definita come la rimozione di contaminanti dalle superfici mediante lavaggio, riscaldamento o azione chimica, elettrochimica o meccanica. Essa viene fatta principalmente nelle apparecchiature e nei componenti degli impianti nucleari, inclusi gli esterni e gli interni degli edifici. A volte può riguardare anche la rimozione della radioattività situata in profondità nel materiale.

Durante i processi di decontaminazione, è necessario comprendere meglio due punti. Il primo è chiarire le parti che devono essere decontaminate, il secondo è conoscere la fonte di contaminazione.

La contaminazione radioattiva è causata da radionuclidi presenti sulle superfici attraverso adsorbimento meccanico, adsorbimento fisico o reazioni chimiche con diversi materiali di base, come acciaio inossidabile, gomma, plastica, ecc. [34, 35]. L'adsorbimento meccanico è determinato dall'inclusione e dall'adesione di radionuclidi sulla superficie del materiale. L'adsorbimento fisico avviene perché i radionuclidi con carica opposta a quella presente sulla superficie del materiale aderiscono alle loro superfici. La reazione chimica è causata, invece, da varie reazioni, come lo scambio ionico e lo scambio isotopico tra radionuclidi con forma ionica e materiali. Si ricorda che il tipo di contaminazione è determinato dai radionuclidi, dal materiale di base e dal sistema.

Le principali forme di radionuclidi che si legano alla superficie includono [32]:

- 1) Contaminanti non fissi, attaccati alla superficie da forze intermolecolari. Non vi è alcuna reazione tra radionuclidi e materiali di base. La combinazione tra loro è debole e questo contaminante è facile da rimuovere.
- 2) Contaminanti debolmente fissati, formati tramite adsorbimento chimico o scambio ionico. La combinazione è forte e i radionuclidi penetrano nel materiale di base con una profondità considerevole con conseguente difficoltà di rimozione dei radionuclidi.
- 3) Contaminazione superficiale profonda, formata da radionuclidi che si diffondono alla base o attivazione di irradiazione neutronica di oligoelementi nella base. Anche questa contaminazione è difficile da affrontare.

La contaminazione può anche essere classificata come “fissa” o “libera”. La contaminazione fissa è quella che non viene trasferita da una superficie contaminata a una superficie non contaminata quando due superfici si toccano accidentalmente. Il materiale radioattivo non può essere sparso, poiché è legato chimicamente o meccanicamente alle strutture. Non può essere rimosso con i comuni metodi di pulizia. La contaminazione libera invece, è quella che può essere facilmente trasferita. Il materiale radioattivo può essere diffuso e questa contaminazione può essere facilmente rimossa con semplici metodi di decontaminazione. Pertanto, in risposta ai diversi livelli di contaminazione superficiale, è necessario scegliere una tecnica di decontaminazione adatta al caso specifico.

Esiste un numero limitato di sorgenti radioattive capaci di causare una contaminazione diffusa, le principali sono: ^{60}Co , $^{134, 137}\text{Cs}$, ^{90}Sr , ^{238}U , ^{131}I , ^{129}Te , ^{110}Ag , ^{232}Th , $^{238,239,240}\text{Pu}$, ^{192}Ir , ^{241}Am , $^{129,131}\text{I}$, $^{97,98,99}\text{Tc}$, $^{93,95}\text{Zr}$, ^{55}Fe , ^{94}Nb , ecc. [36].

La decontaminazione è un prerequisito per lo smantellamento delle strutture contaminate e consente di rimuovere i contaminanti dalla superficie del materiale di base in modo da ridurre il livello di dose nell'installazione e di portare al minimo il potenziale di diffusione della contaminazione durante le ulteriori fasi di smantellamento.

Come già detto, i metodi di decontaminazione includono principalmente decontaminazioni meccaniche o chimiche, che sono diverse dal punto di vista del

meccanismo di decontaminazione, dell'ambito di applicazione, del costo e del volume dei rifiuti secondari generati. Tra questi, i metodi di decontaminazione meccanica (getto di liquidi ad alta pressione, sabbiatura con ghiaccio secco, pulizia laser, plasmi non termici, ecc.) sono generalmente più efficaci dei metodi di decontaminazione chimica ma richiedono che le superfici da decontaminare siano facilmente accessibili. Angoli, crepe e fessure sono difficili da decontaminare con tecniche meccaniche. Questi approcci tendono anche a creare polvere, con conseguente contaminazione nell'aria.

I metodi chimici (lavaggio con reagenti, decontaminazione con schiuma, gel chimici, metodo elettrochimico, ecc.) offrono, rispetto ai metodi meccanici, i seguenti vantaggi:

- consentono il trattamento di materiali complessi (ad es. parti nascoste, parti interne di tubi, ecc.);
- maggiore facilità di applicazione;
- maggior tempo di contatto rispetto ai metodi meccanici (che permette di migliorarne le prestazioni);
- nessuna contaminazione nell'aria.

Inoltre, una ricca esperienza pratica suggerisce i metodi chimici come appropriati per la rimozione di quasi tutti i radionuclidi presenti.

Tuttavia, ci sono alcuni inconvenienti nell'utilizzo dei metodi chimici, a titolo di esempio se ne citano alcuni:

- solventi diversi in base ai vari tipi di isotopi presenti;
- scarse prestazioni su superfici porose;
- problema della corrosione sulle superfici da pulire.

Un altro problema può essere dovuto alla formulazione dei gel colloidali, in genere complessa, che può richiedere applicazioni ripetute per ottenere la massima efficacia.

4.2 DESCRIZIONE DELL'ATTIVITA'

Nel 2009 è stato avviato dalla Livanova Site Management, un piano di messa in sicurezza di un'installazione nucleare, che prevede la decontaminazione e bonifica degli impianti dismessi.

Una delle attività facenti parte del piano è la messa in sicurezza di 38 pozzetti interrati, profondi 85 cm circa, al cui interno sono state depositate per anni delle sorgenti sigillate, poi rimosse nel 2016.

Il deterioramento del contenuto dei pozzetti nel tempo ha causato condizioni di elevata contaminazione all'interno di alcuni pozzetti, per la cui rimozione sono state valutate diverse soluzioni tecniche.

La pulizia secondo le modalità tradizionale di abrasione meccanica è stata ritenuta inadatta allo scopo per gli elevati rischi di contaminazione del personale addetto alla pulizia e dell'ambiente circostante, dovuti alla facilità di diffusione di polveri.

La possibilità di procedere alla pulizia mediante l'uso di agenti liquidi, operando in ogni pozzetto dopo averlo riempito e quindi sfruttando la schermatura derivante dal battente d'acqua usata per il riempimento ha, nelle intenzioni iniziali, rappresentato un importante veicolo per la riduzione sia delle polveri nelle aree di lavoro che delle dosi a cui sono stati esposti gli operatori.

Questo approccio è risultato applicabile grazie alla disponibilità della tecnologia WoW Nuclear, che attraverso un processo di evaporazione selettiva ha consentito di trattare effluenti liquidi contaminati concentrando i contaminanti in un volume limitato (pochi litri) separandoli dalla restante frazione di liquido pulito, rappresentato, negli obiettivi di progetto, da acqua allontanabile nel rispetto dei limiti previsti dalle prescrizioni allegate alla licenza di esercizio dell'installazione nucleare.

L'INAIL (Istituto Nazionale per l'assicurazione contro gli infortuni sul lavoro), ha collaborato al progetto attraverso un finanziamento finalizzato alla ricerca di tecnologie atte a migliorare le condizioni di lavoro per il personale addetto ad attività di bonifica,

riducendo il rischio di esposizione e di contaminazione cui tale personale viene esposto durante le attività operative.

Il piano di lavoro è stato sottoposto con esito positivo all'approvazione dell'autorità di controllo sul nucleare ed avviato nella primavera del 2019.

Le operazioni di decontaminazione dei pozzetti iniziate nel giugno 2020 si sono concluse nel maggio 2021.

Il lavoro effettuato è stato continuamente monitorato in tutte le sue fasi. Sono state effettuate più di 1000 analisi su campioni d'acqua prelevati in tutte le fasi del processo, sulla contaminazione ambientale e sulla contaminazione del personale addetto alle operazioni di decontaminazione.

Nella pianificazione delle attività sperimentali si erano fissati tre obiettivi:

1. rispetto dei vincoli di dose per i lavoratori (limiti fissati preliminarmente ai lavori durante il processo di valutazione dei rischi);
2. produzione di liquidi allontanabili nel rispetto del limite di non rilevanza radiologica dopo il trattamento per concentrazione selettiva;
3. decontaminazione del manufatto, da misurarsi attraverso il raggiungimento di valori target di contaminazione superficiale rimovibile alla fine del processo di pulizia.

Rispetto dei vincoli di dose per i lavoratori:

L'obiettivo di progetto è stato pienamente raggiunto.

Infatti, durante le operazioni, la dose personale ai lavoratori è sempre stata contenuta al di sotto del valore di 10 μSv , nonostante la quantità di materiale manipolato sia stato dell'ordine delle centinaia di MBq.

Si sono verificati due casi di positività per la contaminazione interna, entrambe dovuti a particolari operazioni, che hanno comportato incorporazioni non rilevanti e una dose impegnata inferiore ai 10 μSv .

Produzione di liquidi allontanabili:

Il funzionamento dell'apparecchiatura per il trattamento dei liquidi ha pienamente soddisfatto i requisiti richiesti: da liquidi in input con concentrazione di contaminazione a volte anche dell'ordine di centinaia MBq/litro si è passati a valori inferiori ai 100 Bq/litro (sovente intorno ai 10 Bq/litro), inferiori ai livelli di allontanamento indicati nella normativa vigente.

Decontaminazione del manufatto:

Nel processo di pulizia si è dovuta affrontare una situazione non prevista inizialmente: la penetrazione dei contaminanti, in particolare ^{137}Cs , all'interno della matrice cementizia fino a profondità superiori a quelle preventivate.

Il target di progetto fissato inizialmente era pari a $3,7 \text{ Bq/cm}^2$ di contaminazione superficiale rimovibile, cumulativo per tutti i radionuclidi, all'interno delle buche.

L'attività di rimozione dei contaminanti programmata si è di fatto trasformata in un processo di estrazione dei radioisotopi dal substrato di cemento che, nei pozzetti fortemente contaminati, ha impedito il raggiungimento dei target iniziali; di conseguenza tale obiettivo è stato modificato in corso d'opera, prevedendo:

- la messa in sicurezza del manufatto attraverso il fissaggio della contaminazione superficiale residua evitandone la dispersione anche in caso di eventi accidentali;
- l'abbassamento della dose ambientale a dei livelli in linea con l'ambiente circostante.

La verniciatura di tutte le buche con vernice a doppio strato e l'inserimento di un cilindro di cemento all'interno della buca 15 hanno consentito di conseguire tali risultati.

Non si può quindi affermare che a fine lavori il blocco di cemento possa considerarsi decontaminato per tutti i pozzetti, ma certamente si è portata a termine una rimozione molto significativa della contaminazione presente e la gran parte dei pozzetti risulta decontaminato al di sotto dei limiti obiettivo. Il volume totale di cemento contaminato, che durante la disattivazione dell'installazione dovrà essere classificato al termine delle

operazioni di caratterizzazione come rifiuto radioattivo, è stato significativamente ridotto e circoscritto.

Le valutazioni dosimetriche all'interno delle buche hanno inoltre evidenziato in alcune di esse, contrariamente alle previsioni, valori di dose superiori sulle pareti, a 30 cm di profondità, rispetto a quelli rilevati sul fondo. Il dato può far sorgere il dubbio di fessurazioni nelle pareti o della presenza di altre sorgenti all'interno della matrice cementizia, o una diffusione di soluzione fortemente acida contaminata.

Il dettaglio delle attività svolte, completo di tabelle riepilogative dei risultati raggiunti, è riportato nei paragrafi seguenti.

Considerazioni conclusive e sviluppi futuri:

I risultati analitici hanno permesso anche di studiare in maniera approfondita la dinamica della diffusione della contaminazione, facendo ipotizzare possibili sviluppi futuri e sperimentazioni aggiuntive utili nell'affrontare le problematiche di decontaminazione nel cemento.

Sono stati studiati l'efficacia e i tempi di risposta di soluzioni acquose e di soluzioni acide, l'efficacia di operazioni di sfregamento e la sedimentazione nei liquidi utilizzati per la decontaminazione.

Rimangono quesiti ancora aperti quali la causa iniziale della contaminazione, difficilmente attribuibile in maniera esclusiva a sorgenti solide, l'influenza della qualità del cemento e la sua fessurazione, la profondità massima di penetrazione raggiungibile nel tempo. I dati rilevati sono di fondamentale importanza per analisi future e per migliorare il processo di decontaminazione garantendo la massima sicurezza dei lavoratori e dell'ambiente circostante.



Figura 6 – Pavimentazione a fine lavori e dettaglio di una delle buche.

4.3 SPERIMENTAZIONI SVOLTE

Le operazioni, seppure con tempistiche dilatate rispetto alla pianificazione iniziale per cause non preventivabili (pandemia, ulteriori richieste di verifiche e condizioni meteo avverse durante alcune fasi), sono state eseguite secondo le procedure operative approvate prima dell'inizio dei lavori dalle autorità di controllo competenti.

Durante l'esecuzione dei lavori si è posta grande attenzione alla verifica preliminare di eventuali perdite nelle buche ed alla rimozione mediante stoffa assorbente dei residui umidi presenti nelle buche dopo le fasi di aspirazione dei liquidi decontaminanti.

Misure eseguite:

I risultati presentati nel seguito sono stati ottenuti utilizzando varie metodologie di campionamento e misura:

- Misure in spettrometria gamma con campione schermato da 5 cm di piombo dei liquidi presenti all'interno delle buche mediante prelievo di campioni, normalmente di 100 ml, con lo scopo di verificare l'andamento del processo di decontaminazione;

- Misure in spettrometria gamma e determinazione di alfa e beta totale su residuo in piattello con metodologia di sorgente sottile dei liquidi prelevati nei fusti di raccolta dei reflui di lavaggio e destinati al trattamento. Su alcuni campioni è stato anche effettuato, nel caso di positività dello screening alfa e beta totale, un trattamento di separazione radiochimica e misura di ^{90}Sr in scintillazione liquida;
- Misure in spettrometria gamma in pozzetto e determinazione di alfa e beta totale su campioni prelevati alla fine di ogni trattamento della frazione pulita prodotta dall'apparecchiatura per il trattamento dei liquidi. In caso di positività nello screening alfa/beta, è stato anche effettuato il trattamento di separazione radiochimica e misura di ^{90}Sr in scintillazione liquida;
- Valutazioni della contaminazione presente mediante accurate misure in spettrometria gamma in pozzetto e in scintillazione liquida per lo ^{90}Sr a fine riempimento dei cubi da 1000 litri per lo stoccaggio della frazione pulita dei liquidi di lavaggio al fine della verifica del criterio di non rilevanza radiologica sui liquidi allontanabili;
- Misure in spettrometria gamma in pozzetto e in alcuni casi in scintillazione liquida del "concentrato" all'interno della macchina per il trattamento dei liquidi alla fine dei cicli operativi e nel caso di particolari eventi di manutenzione;
- Misura in spettrometria gamma a campo aperto dei fusti contenenti materiali di risulta delle operazioni di decontaminazione delle buche, DPI, materiali di consumo e detriti presenti all'interno dei fusti di raccolta delle acque di lavaggio;
- Determinazione alfa e beta totale con contatore proporzionale su campioni prelevati attraverso smear test su filtro in carta (usato per le pareti) e su tampone in cotone (montato su barra telescopica per il campionamento sul fondo) della contaminazione rimovibile all'interno delle buche durante il processo di decontaminazione, finalizzate alla valutazione dell'efficacia del processo. Analoghe misure sono state effettuate su tutte le buche oggetto del lavoro alla fine del processo di decontaminazione ed alla fine del processo di verniciatura.

Per la verifica della contaminazione ambientale nelle aree di lavoro si è fatto ricorso a:

- Determinazioni alfa e beta totale mediante contatore proporzionale su campioni smear test con filtro in carta alla fine di ogni sessione rilevante di operazioni all'interno dei locali delle buche;
- Determinazioni alfa e beta totale su filtro in carta posto sulla pompa aspiratrice per la valutazione della contaminazione dell'aria.

Al fine di valutare la contaminazione interna dei lavoratori sono state effettuate:

- Misure in spettrometria gamma in pozzetto sul muco degli operatori addetti alla fine di ogni sessione rilevante di lavoro. In caso di positività delle misure sul muco o comunque ogni 30 giorni sono state misurate in spettrometria gamma in pozzetto le urine dei lavoratori al fine della valutazione della presenza di radionuclidi incorporati;
- Misure whole body alla ricerca di contaminazione incorporata dagli operatori in caso di positività delle misure dei campioni di urine e alla fine dei lavori.

Le misure in spettrometria gamma e le determinazioni di alfa e beta totale sono state effettuate presso il laboratorio interno della Livanova Site Management.

Le separazioni radiochimiche e le misure di ^{90}Sr sono state effettuate presso il dipartimento di chimica generale dell'università di Pavia.

La dose ambientale durante tutte le operazioni e alla fine di ogni sessione importante di lavoro è stata costantemente tenuta sotto controllo e registrata.

La tabella seguente riporta le MDA (Minimum detectable activity) tipiche per le diverse tipologie di analisi:

Misure in spettrometria gamma				
	Durata	^{137}Cs	^{60}Co	^{241}Am
Misura in campo aperto – alta attività cesio	30 min	100 Bq/l	30 Bq/l	250 Bq/l
Misura in campo aperto	30 min	80 Bq/l	7 Bq/l	50 Bq/l
Misura in pozzetto – alta attività cesio	4 ore	40 Bq/l	2 Bq/l	40 Bq/l

Misura in pozzetto	4 ore	2 Bq/l	1 Bq/l	2 Bq/l
Smear test	2 ore	0,1 Bq/cm ²	0,01 Bq/cm ²	0,15 Bq/cm ²
WB	20 min	65 Bq		
Fusti 200 l campo aperto	2 ore	35 Bq/kg	6 Bq/kg	250 Bq/kg
Determinazioni alfa e beta totale				
	Durata	Alfa totale	Beta totale	
Filtri, tamponi e residui	12 ore	6,00E-03 Bq	9,00E-03 Bq	
Misure in scintillazione liquida				
		⁹⁰ Sr		
Soluzioni dopo separazione radiochimica		3,50E-02 Bq/l		

Tabella 1 - MDA per le diverse tipologie di analisi.

Bilancio attività manipolate:

L'attività totale stimata, misurata sulle soluzioni portate in trattamento alla macchina WOW è pari a 119 MBq di ¹³⁷Cs.

La quantità di ¹³⁷Cs presente nei materiali di risulta delle operazioni (DPI, spazzole, stracci, attrezzi vari, ecc.), contenuti in 9 fusti petroliferi da 217 l, è pari a 70,8 MBq.

La quantità di ¹³⁷Cs concentrato all'interno dell'apparecchiatura di trattamento WOW dei liquidi è pari a 61,9 MBq, mentre nei sedimenti accumulati nei serbatoi di raccolta dei reflui estratti si è riscontrata la presenza di 42 MBq di ¹³⁷Cs.

Nella tabella che segue si evidenziano i dettagli della relazione di bilancio:

Input WOW e residuo pulizia		
matrice	fonte	¹³⁷Cs [Bq]
valori in ingresso WOW	Input liquidi trattati da WOW	1,19E+08
valori da materiale di risulta	da caratterizzazione di 9 fusti	7,08E+07
stima contaminazione residua da valori prima della verniciatura	da smear test pre-verniciatura	2,45E+06

Totale		1,92E+08
A fine trattamento reflui		
matrice	fonte	¹³⁷Cs [Bq]
Contaminazione dei concentrati	Campione di concentrato	6,19E+07
Contaminazione residua nei puliti	Campione nei puliti	1,84E+05
residui su fusti	Caratterizzazione fusti	4,26E+07
residuo in macchina	Concentrato da pulizia	2.56e7
Totale		1,30E+08
		8.66%

Tabella 2 - Dettagli della relazione di bilancio.

Si ritiene che la differenza di circa l'8% tra le attività totali misurate prima e dopo il trattamento dei reflui sia dovuta all'incertezza di misura.

Oltre al ¹³⁷Cs si sono riscontrate contaminazioni di:

- ⁹⁰Sr nei liquidi della buca L, per una quantità stimata pari a 4,9 MBq;
- ²⁴¹Am nella buca 2 per una quantità stimata pari 0,01 MBq;
- Tracce trascurabili di contaminazioni dovute a ⁶⁰Co.

Attività sperimentali condotte durante il processo di decontaminazione:

Durante tutto il processo di decontaminazione è emersa la necessità di effettuare alcune sperimentazioni mirate per la verifica dell'efficacia delle operazioni di estrazione dei contaminanti dalla matrice cementizia. Sperimentazioni che hanno consentito:

- l'ottimizzazione delle procedure operative;
- di testare l'efficacia dei liquidi decontaminanti utilizzati.

Inoltre, esse hanno fornito dati importanti per future operazioni di decontaminazione del cemento.

L'efficacia del metodo di decontaminazione è stata studiata nel suo complesso analizzando l'andamento della contaminazione nel processo relativo alla buca R del locale A.

I dati misurati delle concentrazioni del ^{137}Cs dei liquidi di lavaggio, raccolti dopo i diversi cicli di decontaminazione eseguiti in questa buca, riassumono le prestazioni delle diverse tipologie di metodiche utilizzate nella decontaminazione.

La figura 7 evidenzia l'efficacia delle diverse soluzioni utilizzate (acqua, acido citrico, EDTA, detergenti) e delle operazioni di sfregamento sotto battente di acqua.

Si evidenzia come le soluzioni più aggressive dal punto di vista chimico, sul cemento sono riuscite ad asportare una quantità maggiore di cesio dall'interno delle pareti. Non sono stati utilizzati acidi ancora più aggressivi o detergenti per non inficiare l'efficacia del processo di trattamento dei liquidi per la loro depurazione e per non permettere il rilascio di gas che avrebbero potuto causare trascinarsi.

La figura 8, invece, evidenzia come, nonostante l'impiego di agenti chimici, non si sia ottenuto per nessuna delle metodologie utilizzate un andamento asintotico della contaminazione, contrariamente a quanto ipotizzato in fase di pianificazione, come punto finale del processo di decontaminazione.

Le quantità di radioattività presenti hanno sconsigliato la ricerca di questo asintoto poiché per il suo raggiungimento sarebbe stato necessario eseguire un numero elevatissimo di lavaggi. Si è pertanto deciso, come da piano, di interrompere le operazioni di decontaminazione dopo al massimo 30 cicli di lavaggio.

Le sperimentazioni sulla buca R hanno consentito di elaborare interessanti grafici (figure 9 e 10) che illustrano il rapporto fra la quantità di cesio presente all'interno del liquido di decontaminazione e la contaminazione rimovibile superficiale e in profondità presente sulle pareti e sul fondo della buca dopo l'asportazione del liquido.

Si nota che, almeno in questo caso, non c'è un'evidente relazione fra la quantità di cesio presente nei liquidi e la quantità di contaminazione superficiale sulle pareti, segno che il processo di estrazione è un processo continuo, dove non si raggiunge l'asintoto cercato.

La contaminazione via via estratta in profondità dal cemento, sulle pareti e sul fondo della buca, segue un processo dinamico, variabile a seconda della soluzione usata, che non ha permesso con i 30 lavaggi effettuati di trovare una relazione chiara fra la contaminazione presente nei liquidi e quella rimasta nel cemento.

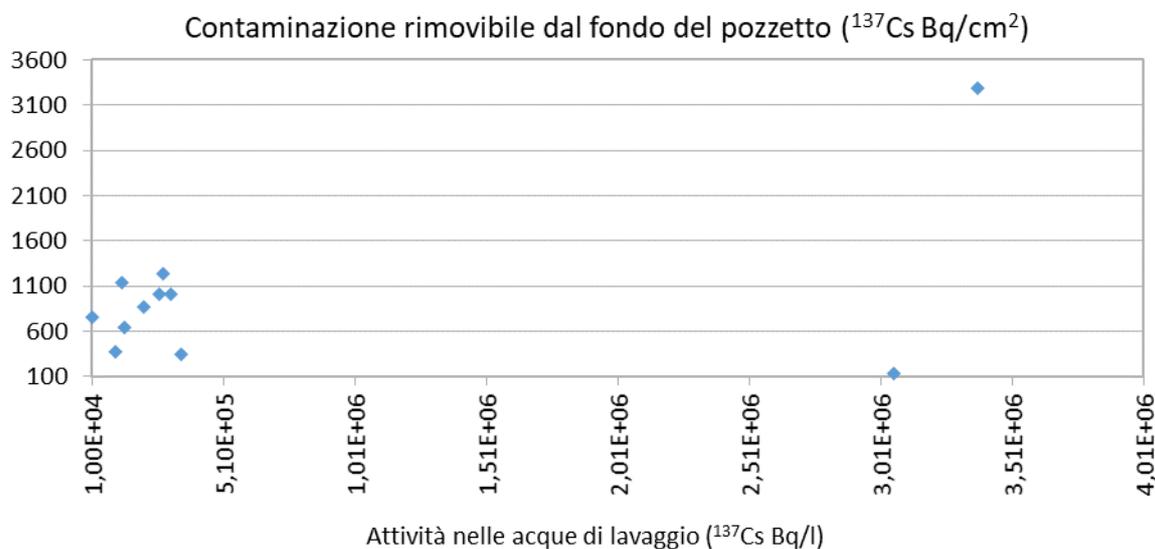


Figura 9 – Contaminazione rimovibile dal fondo del pozzetto (^{137}Cs Bq/cm²).

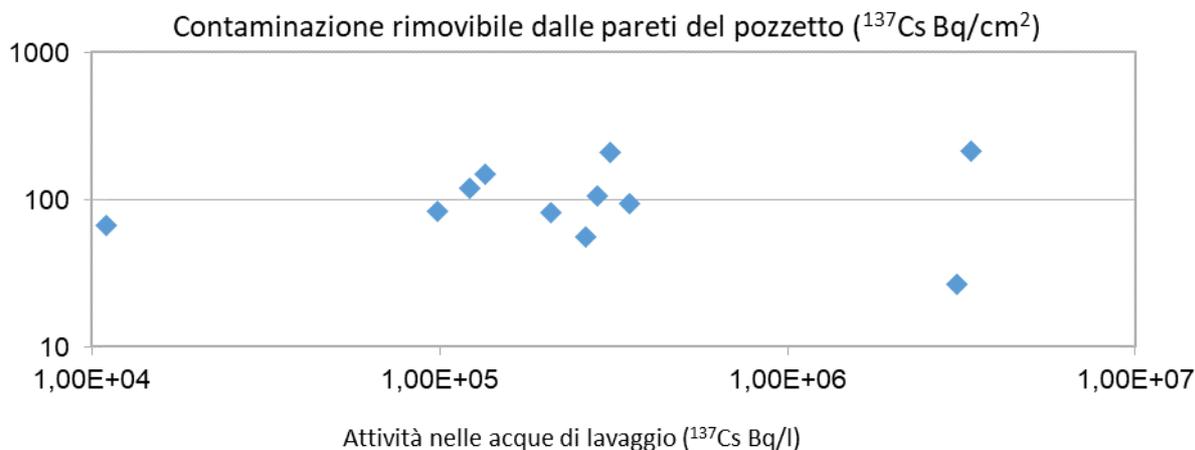


Figura 10 – Contaminazione rimovibile dalle pareti del pozzetto (^{137}Cs Bq/cm 2).

Nota sulla sedimentazione delle soluzioni di decontaminazione:

Nell'interpretazione dei risultati precedenti occorre tenere conto dell'incertezza di misura e soprattutto dell'incertezza di campionamento.

La tabella del bilancio evidenzia come la presenza di detriti e sedimenti condizioni le misure di concentrazione fino a percentuali dell'ordine del 50%.

Si sono infatti misurati rispetto ai 119 MBq misurati in fase di input:

- 42 MBq di ^{137}Cs nei detriti dei fusti di input del processo di trattamento;
- 61 MBq di ^{137}Cs nei reflui concentrati all'interno del boiler.

Per la verifica di quanto appena rappresentato è stato effettuato un test in laboratorio: da una frazione dei liquidi di lavaggio della buca 16 sono stati prelevati due aliquote, acidificandone una e lasciando tal quale l'altra.

A diversi giorni di distanza sono stati prelevati, a sfioramento da queste aliquote, campioni di 100 ml poi sottoposti a spettrometria gamma e valutazione del residuo presente.

I risultati sono riassunti nella tabella seguente:

Campione	Data	Massa residuo in 10 ml [g]	^{137}Cs Bq/l
A – madre	22/03/21	-	2190
B – acidificato	22/03/21	0,009	
C – TQ	22/03/21	0,002	

B – acidificato	27/04/21	0,009	1221
C – TQ	27/04/21	0,002	714
B – acidificato	07/05/21	0,009	1663
C – TQ	07/05/21	0,002	968

Tabella 3 – Risultati test in laboratorio.

I dati mostrano chiaramente che col passare del tempo la concentrazione del cesio nella frazione liquida prelevata a sfioramento diminuisce, in particolare nella soluzione non acidificata. E anche evidente come la quantità di concentrazione del residuo sia superiore, fin da subito, nella soluzione acidificata.

Raggiungimento dell'equilibrio tra la contaminazione nel cemento e nei liquidi di lavaggio:

La figura 11 mostra i valori di concentrazione di ^{137}Cs nei campioni prelevati a diversi intervalli di tempo dalla stessa soluzione di acqua immessa nella buca H:

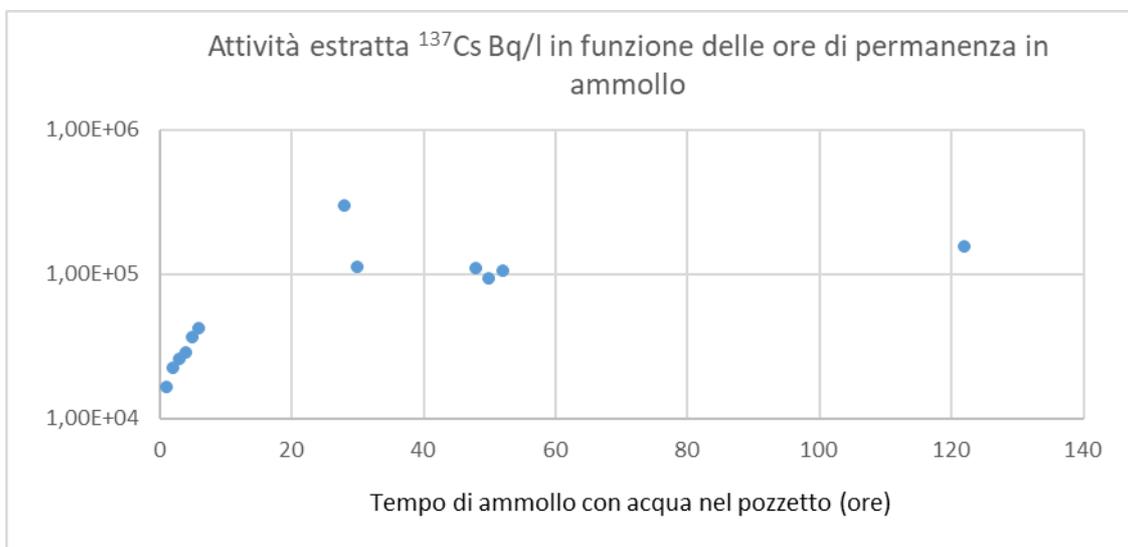


Figura 11 – Attività estratta ^{137}Cs Bq/l in funzione delle ore di permanenza in ammollo.

Escludendo il dato relativo alla misura dopo 24 ore, si nota, dall'andamento del grafico, che la quantità di ^{137}Cs estratta dal cemento per mezzo dell'acqua si stabilizza dopo il primo giorno di ammollo.

Efficacia dello sfregamento vs ammollo:

L'analisi dei dati della concentrazione presente nei liquidi di lavaggio evidenzia, come da previsione, l'efficacia dello sfregamento rispetto al semplice ammollo.

Nell'approcciare tutte le buche la prima operazione è stata quella di sfregamento sotto battente d'acqua. La vera efficacia dello sfregamento si osserva però nelle operazioni di sfregamento dopo l'ammollo, come si evince dai dati delle buche L e 15 misurando la concentrazione del cesio nell'ammollo e nel successivo campione dopo sfregamento.

La tabella seguente evidenzia come lo sfregamento abbia un livello di efficacia quasi doppio rispetto al semplice ammollo:

BUCA L			
data	Descrizione attività	¹³⁷ Cs Bq/l lavaggio	Aumento % efficacia
08/09/20	dopo 1 gg di soluzione acida	5.39E+05	59%
08/09/20	dopo sfregamento	1.32E+06	
...			
09/09/20	dopo 1 gg acido sgrassatore WOW (Zero Pi Sgrassatore Universale all'1%)	2.78E+05	97%
09/09/20	dopo sfregamento in acqua per risciacquo	9.68E+06	

BUCA 15			
data	Descrizione attività	¹³⁷ Cs Bq/l lavaggio	Aumento % efficacia
25/02/21	dopo 4 ore di ammollo, rimescolamento, svuotamento, asciugamento e smear	3.80E+05	93%
03/03/21	ammollo 4 ore con EDTA, spazzolamento	5.40E+06	

Tabella 4 – Efficacia dello sfregamento rispetto al semplice ammollo.

Dal punto di vista della sicurezza per gli operatori si è dimostrato che l'operazione di sfregamento sotto battente d'acqua non ha comportato l'assorbimento di dosi rilevanti né ha comportato dispersioni significative nell'ambiente.

Si può quindi concludere che lo sfregamento sotto battente d'acqua, dopo i processi di estrazione chimica, rappresenta il metodo ottimale per procedere alle operazioni di decontaminazione.



Figura 12 – Dettaglio della calotta di protezione e delle spazzole usate per i lavaggi.

Operativamente, occorre comunque rilevare che le operazioni di sfregamento non possono essere effettuate con frequenza elevata senza causare un aumento rilevante dei rifiuti prodotti vista la necessità di sostituire le spazzole usate per evitare fenomeni di cross contamination fra le varie sessioni; la sostituzione è stata eseguita al raggiungimento di una contaminazione superiore a 10^4 Bq/l nei liquidi estratti.

Durante le operazioni sono inoltre stati sperimentati diversi tipi di spazzole: gli strumenti costruiti con filamenti di plastica rigida hanno evidenziato una migliore efficacia all'interno dei micro pori del cemento rispetto ad altri materiali.

Soluzioni acquose, soluzioni debolmente acide e detergenti - confronto dell'efficacia:

Si è confrontata l'efficacia di soluzioni debolmente acide e contenenti detergenti rispetto alla sola acqua. La sperimentazione mirata è stata eseguita sulle buche 16 e 10.

Sono stati eseguiti dieci cicli consecutivi di lavaggio della durata di 24 ore immettendo soluzioni acquose in una buca e soluzioni con detersivi nell'altra. I risultati delle misure dopo ogni lavaggio sono stati rapportati alla concentrazione presente in acqua prima dell'inizio della sperimentazione.

I risultati della sperimentazione effettuata, presentati in figura 13, evidenziano un'efficacia delle soluzioni con detersivi superiore di un ordine di grandezza rispetto alle soluzioni acquose.

La percentuale viene calcolata come:

$$\%estraz = 1 - \frac{C_i}{C_0}$$

Dove

C_i è la concentrazione della soluzione l'i-esimo giorno di lavaggio;

C_0 è la concentrazione presente nell'acqua prima dell'inizio della prova di sperimentazione.

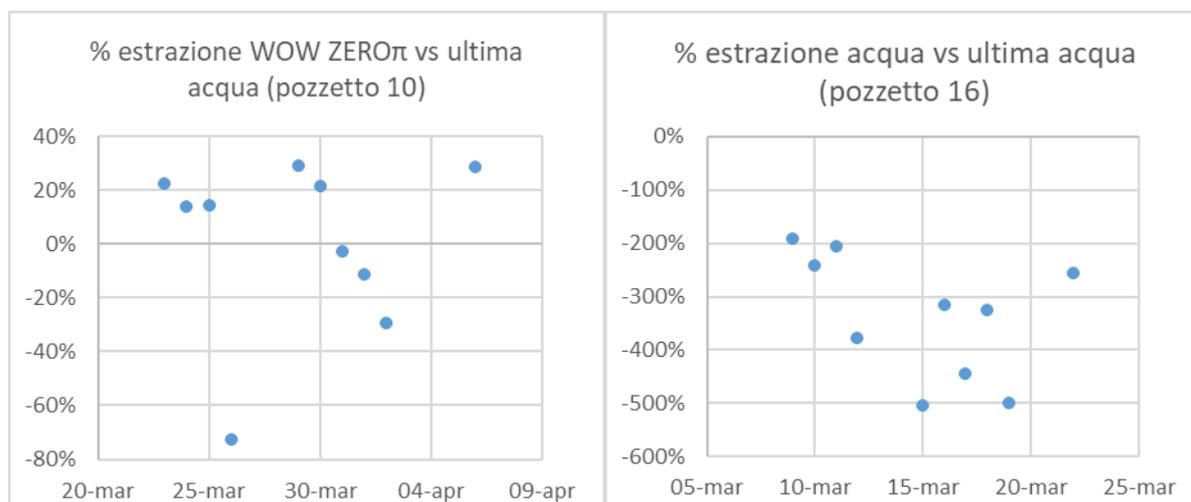


Figura 13 – Risultati sperimentazione effettuata: Confronto tra l'efficacia delle soluzioni con detersivi rispetto alle soluzioni acquose.

Approfondimenti su alcune buche significative dal punto di vista radio protezionistico:

BUCA R:

Sulla buca R si sono verificate fin dall'inizio dei lavori delle criticità legate al processo di decontaminazione e delle difficoltà nel raggiungimento degli obiettivi di progetto.

La tabella seguente riporta il dettaglio relativo a tutti i cicli di pulizia eseguiti:

Data	Buca R	¹³⁷ Cs Bq/l lavaggio	¹³⁷ Cs Bq/cm ² parete	¹³⁷ Cs Bq/cm ² fondo
03/07/20	Spazzolamento	8.61E+04		
06/07/20	3 giorni acqua	1.54E+05		
07/07/20	Risciacquo	4.39E+04		
07/07/20	Risciacquo	6.12E+04		
08/07/20	1 giorno acido citrico	1.19E+06		
09/07/20	Risciacquo	8.00E+04		
10/07/20	1 giorno acqua	1.36E+05		
14/07/20	4 giorni acqua	1.22E+05	118.9	1132.1
15/07/20	1 giorno EDTA	8.40E+05		
16/07/20	1 giorno acido fosforico	7.90E+04		
20/07/20	3 giorni acido fosforico	3.38E+06	213	3281
21/07/20	Risciacquo	3.06E+06	26.7	137.6
22/07/20	1 giorno acqua	1.10E+04	66.2	753
23/07/20	2 minuti WOW ZEROπ Sgr. U.	1.06E+04		
23/07/20	1 giorno WOW ZEROπ Sgr. U.	3.10E+05	207.9	1017.3
30/07/20	7 giorni di acqua	5.08E+04		
06/08/20	14 giorni acqua	5.56E+04		
13/08/20	21 giorni acqua	1.35E+05	148.6	641.9
13/08/20	Risciacquo		116.0	120.4
25/08/20	1 giorno acido citrico	3.52E+05	93.9	345.5
26/08/20	1 giorno acido citrico	2.09E+05	82.2	865.2
27/08/20	1 giorno acido citrico 28 ore	9.87E+04	83.8	371.2

28/08/20	1 giorno acido citrico 20 ore	2.64E+05	55.7	1017.0
31/08/20	3 giorno acido citrico	2.83E+05	106.5	1231.2
04/09/20	Solo risciacquo		62.7	300.9
10/09/20	Solo risciacquo			408.8
14/09/20	Solo risciacquo		74.8	371.5
15/09/20	Asciugamento con straccio umido			197.0
18/09/20	Controllo dopo 3 giorni senza operazioni		47.2	227.2

Tabella 5 – Buca R: dettaglio relativo a tutti i cicli di pulizia eseguiti.

Nota: i dati presentati in tabella si riferiscono a misure di contaminazione rimovibile di ^{137}Cs in quanto le valutazioni sui liquidi non hanno segnalato presenza significativa di altri alfa e beta emettitori. Nelle valutazioni complessive della contaminazione rimovibile verranno invece presentati i dati relativi ad alfa e beta totale.

L'analisi dei dati relativi ai campioni della buca R e dei risultati a completamento del processo di messa in sicurezza mediante verniciatura e fissaggio, riportati nei capitoli successivi, ha consentito di trarre le prime importanti conclusioni che sono diventate la base per pianificare le operazioni su tutte le buche successive:

- non è possibile arrivare alla completa decontaminazione se non dopo decine e decine di operazioni di ammollo e sfregamento;
- metodi sempre più aggressivi con uso di acidi permettono l'estrazione del cesio nel cemento con sempre maggiore efficacia;
- l'efficacia di estrazione dal cemento mediante spazzolamento aumenta dopo giorni di ammollo con soluzioni acide;
- la contaminazione rimossa tende a depositarsi sul fondo creando sedimenti estremamente fini e difficilmente rimovibili;

- le operazioni di decontaminazione e pulizia consentono una maggiore efficacia della verniciatura finale per il fissaggio della contaminazione, e di raggiungere valori di contaminazione superficiale rimovibile al di sotto dei limiti di soglia prefissati.

BUCA L:

Nel seguito i dati relativi alle operazioni effettuate sulla buca L, che presentava alcune criticità radioprotezionistiche per l'elevata dose e per la presenza di ^{90}Sr , seppure con valori di due ordini di grandezza inferiori a quella di ^{137}Cs .

Data	Buca L	^{137}Cs Bq/l lavaggio	^{90}Sr Bq/l lavaggio	^{137}Cs Bq/cm² parete	^{137}Cs Bq/cm² fondo	Beta parete Bq/cm²	Beta fondo Bq/cm²
20/07/20	spazzolamento con acqua	2.32E+04					
21/07/20	Acqua	8.62E+05		23.0	729		
22/07/20	Acqua	1.26E+05		68.8	274		
23/07/20	spazzolamento solo acqua	8.55E+03		23.0	729		
13/08/20	1 gg acido	1.72E+06		174.0	410.0	168.6	516.4
04/09/20	1 gg acido	5.50E+05		109.4	1044.5		
08/09/20	dopo 1 giorno acido	5.39E+05					
08/09/20	dopo spazzolamento	1.32E+06	5.23E+04				
08/09/20	dopo 1° risciacquo			80.7	197.0		
08/09/20	dopo 2° risciacquo				86.1		
08/09/20	dopo 3° risciacquo			41.8	188.2		
09/09/20	1 gg acido sgrassatore	2.78E+05		172.9	644.5		
09/09/20	dopo sfregamento in acqua per risciacquo	9.68E+06		105.0	954.5		
10/09/20	solo risciacquo				230.3		
14/09/20	solo risciacquo			94.5	175.2		
15/09/20	asciugamento con				172.1		

	biadesivo						
15/09/20	asciugamento con stracci				302.7		
18/09/20	controllo dopo 3 giorni senza operazioni			92.6	190.6		

Tabella 6 - Buca L: dettaglio relativo a tutti i cicli di pulizia eseguiti.

Le operazioni di lavaggio sono state fermate quando non si è più avuta evidenza di miglioramenti significativi per quanto concerne la contaminazione estratta.

I risultati finali delle operazioni sono analoghi a quelli ottenuti sulle altre buche ad eccezione della distribuzione geometrica della dose.

BUCA 15:

È la buca senza dubbio più critica dell'intero lotto, in quanto presentava inizialmente valori di dose di decine di mSv, ed una quantità di ^{137}Cs elevatissima; risulta inoltre difficile giustificarne la presenza in base ai dati disponibili.

A fronte di tali problematiche si è operato al fine di:

- minimizzare le dosi agli operatori, limitando il tempo di lavoro ed il numero di campioni prelevati, definendo a priori un numero massimo di cicli di lavaggio indipendentemente dai risultati ottenuti;
- evitare qualunque possibile dispersione in ambiente, limitando le ore di ammollo ed evitando ammollì durante la notte.

Data	Buca 15	^{137}Cs Bq/l lavaggio	^{137}Cs Bq/cm ² parete	^{137}Cs Bq/cm ² fondo
04/01/21	solo acqua verifica tenuta 3 ore	1.20E+06		
05/02/21	Strofinamento	8.10E+06		
08/02/21	ciclo di 5 lavaggi per 1 ora			
08/02/21	10:00 fine primo			
08/02/21	11:00 fine secondo			

08/02/21	12:00 fine terzo			
08/02/21	14:00 fine quarto	1.50E+05		
08/02/21	15.30 panno e fine quinto	2.56E+06		
10/02/21	12:00 dopo 4 ore di ammollo senza svuotamento	1.41E+05		
10/02/21	dopo 8 ore di ammollo, svuotamento	3.80E+05		
12/02/21	dopo 8 ore di ammollo, svuotamento	7.98E+05		
16/02/21	dopo 8 ore di ammollo, svuotamento	1.64E+06		
19/02/21	dopo 4 ore di ammollo, svuotamento	1.10E+06		
25/02/21	dopo 4 ore di ammollo, rimescolamento, svuotamento, asciugamento e smear	3.80E+05	2.52E+02	2.89E+03
03/03/21	ammollo 4 ore con EDTA, spazzolamento	5.40E+06	6.39E+02	
03/03/21	5 risciacqui con asciugatura	2.02E+05	6.96E+02	1.40E+02

Tabella 7 - Buca 15: dettaglio relativo a tutti i cicli di pulizia eseguiti.

I risultati radioprotezionistici per lavoratori ed ambiente sono stati raggiunti:

- le dosi sono state ridotte di un fattore pari a 1/10 rispetto ai dati iniziali;
- i valori di contaminazione superficiale rimovibile, seppur superiori al target prefissato di 3.7 Bq/cm², sono stati ridotti a 1/1000 rispetto a quelli iniziali.

Per completare le attività si è deciso di riempire la buca con un cilindro rimovibile in cemento, procedendo con più fasi di verniciatura fino al raggiungimento dell'obiettivo di progetto prefissato.

4.4 MESSA IN SICUREZZA FINALE DEI POZZETTI

L'efficacia della messa in sicurezza delle buche è stata valutata attraverso i valori di contaminazione superficiale rimovibile rilevati sulle pareti e sul fondo delle singole buche dopo ogni processo.

Questi valori devono essere considerati come valori indicativi della contaminazione e non come valori assoluti; in quest'ottica risulta comunque evidente che le operazioni di decontaminazione e verniciatura hanno riportato i valori di contaminazione superficiale rimovibile sotto il valore soglia richiesto, consentendo la chiusura del cantiere con esito positivo.

Contaminazione superficiale rimovibile:

Le tabelle seguenti riportano per tutte le buche i valori di contaminazione prima dell'inizio delle operazioni, dopo la decontaminazione e dopo la verniciatura finale.

Come dichiarato nel piano di lavoro, i campionamenti sono stati effettuati con modalità diverse per la parete e per il fondo delle buche. Per la parete il test è stato effettuato sfregando un filtro di carta, di 12 µm di porosità, su una superficie di circa 100 cm², mentre per il fondo la contaminazione è stata rilevata tamponando il fondo con tampone di cotone di superficie di 33 cm². Per tutte le misure si è supposto un fattore di campionamento pari al 10%.

Pareti delle buche:

<u>Buca</u>	<u>Situazione iniziale</u>			<u>Dopo decontaminazione</u>		<u>Dopo verniciatura</u>	
	¹³⁷ Cs <u>Bq/cm²</u>	⁶⁰ Co <u>Bq/cm²</u>	²⁴¹ Am <u>Bq/cm²</u>	<u>Alfa totale</u> <u>Bq/cm²</u>	<u>Beta totale</u> <u>Bq/cm²</u>	<u>Alfa totale</u> <u>Bq/cm²</u>	<u>Beta totale</u> <u>Bq/cm²</u>
A	8,32	<MDA	<MDA	0,00	<MDA	<MDA	0,01
B	6,36	<MDA	<MDA	<MDA	0,10	<MDA	0,03
C	32,94	<MDA	<MDA	0,00	0,80	<MDA	0,00
D	2,89	<MDA	<MDA	<MDA	0,10	<MDA	0,09
E	100,00	<MDA	<MDA	0,00	6,90	<MDA	0,14

F	4,38	0,15	<MDA	<MDA	0,70	<MDA	0,03
G	5,33	<MDA	<MDA	0,00	0,10	<MDA	0,05
H	116,16	<MDA	<MDA	0,00	2,00	<MDA	0,04
I	34,38	<MDA	<MDA	<MDA	0,20	<MDA	0,01
L	1250,10	<MDA	<MDA	0,00	59,40	<MDA	0,04
M	1,59	<MDA	<MDA	<MDA	1,10	<MDA	0,02
N	3,34	<MDA	<MDA	<MDA	1,60	<MDA	0,02
O	3,20	<MDA	<MDA	<MDA	0,80	<MDA	0,01
P	3,66	<MDA	<MDA	<MDA	<MDA	<MDA	0,01
Q	5,33	<MDA	<MDA	<MDA	0,20	<MDA	0,06
R	81,10	<MDA	<MDA	0,00	26,30	<MDA	<MDA
S	0,80	<MDA	<MDA	0,00	0,00	<MDA	<MDA
T	0,94	<MDA	<MDA	<MDA	1,70	<MDA	<MDA
U	1,08	<MDA	<MDA	<MDA	0,00	<MDA	0,00
1	18,80	<MDA	<MDA	0,00	0,4	<MDA	0,02
2	91,77	<MDA	2,01	0,01	0,7	<MDA	0,02
3	0,75	<MDA	<MDA	0,00	0,1	<MDA	0,07
4	31,54	<MDA	<MDA	<MDA	0,6	<MDA	0,34
5	0,11	<MDA	<MDA	0,01	0,3	<MDA	0,02
6	0,18	<MDA	<MDA	<MDA	0,1	<MDA	0,01
7	0,27	<MDA	<MDA	0,00	0,8	<MDA	0,04
8	0,50	<MDA	<MDA	0,00	0,2	<MDA	0,04
9	0,58	<MDA	<MDA	0,06	0,2	<MDA	0,07
10	3,53	<MDA	<MDA	<MDA	11,7	<MDA	0,06
11	0,14	<MDA	<MDA	0,00	0,5	<MDA	0,05
12	0,30	<MDA	<MDA	0,00	0,2	<MDA	0,06
13	0,24	<MDA	<MDA	0,00	0,3	<MDA	0,05
14	0,29	<MDA	<MDA	0,00	0,4	<MDA	0,04

15	16327,00	<MDA	<MDA		* 696,0	<MDA	12,20
16	325,70	<MDA	<MDA	<MDA	2,1	<MDA	0,78
17	8,70	<MDA	<MDA	0,00	0,1	<MDA	0,03
18	3,80	<MDA	<MDA	0,00	0,6	<MDA	0,01
19	6,04	<MDA	<MDA	0,00	0,5	0,00	<MDA

Tabella 8 – Pareti delle buche: valori di contaminazione prima dell'inizio delle operazioni, dopo la decontaminazione e dopo la verniciatura finale.

Nota: in giallo e rosso sono evidenziate le buche dove i valori iniziali erano superiori rispettivamente di 1 o più ordini di grandezza rispetto agli obiettivi di progetto. Il dato evidenziato con "*" si riferisce ad una misura di ^{137}Cs .

Le figure 14 e 15 riportano rispettivamente in ordinata, per le pareti di ogni buca, il rapporto tra la contaminazione iniziale delle pareti e la contaminazione misurata dopo la decontaminazione ed il rapporto fra la contaminazione dopo decontaminazione e quella dopo la verniciatura.

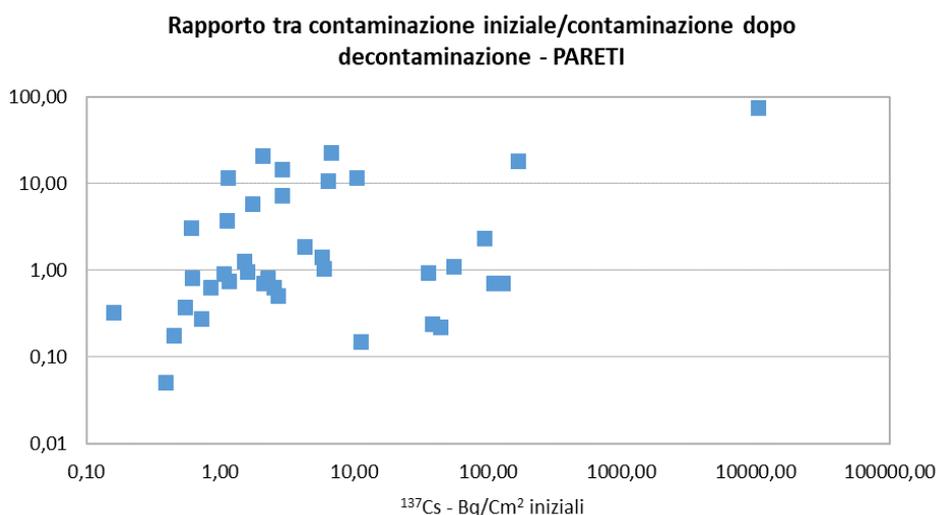


Figura 14 – Pareti delle buche: rapporto tra contaminazione iniziale/contaminazione dopo decontaminazione.

Tralasciando le incertezze di campionamento e misura è interessante notare come in alcuni casi il rapporto fra la contaminazione prima e dopo il processo di decontaminazione aumenti. Non si tratta di un'anomalia: come visto precedentemente, il processo di pulizia estrae continuamente dalle pareti il contaminante.

Si nota anche che la riduzione massima ottenuta è pari a 1/100 del valore iniziale.

Questo fenomeno non si verifica dopo il processo di fissaggio e verniciatura nel quale si sono raggiunti valori di riduzione fino a 1/10000.

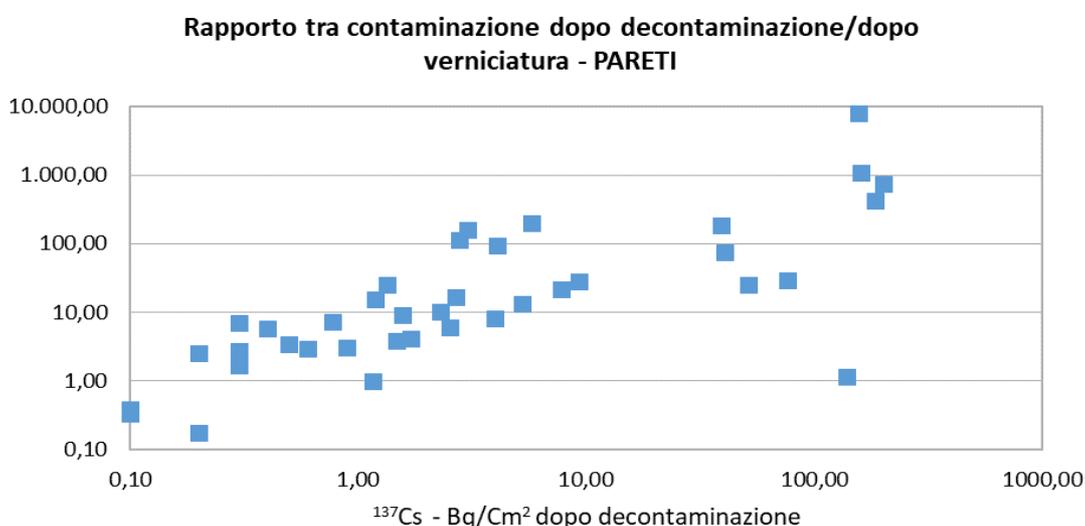


Figura 15 – Pareti delle buche: rapporto tra contaminazione dopo decontaminazione/contaminazione dopo verniciatura.

Fondo delle buche:

Buca	Situazione iniziale		Dopo decontaminazione		Dopo verniciatura	
	Alfa totale Bq/cm ²	Beta totale Bq/cm ²	Alfa totale Bq/cm ²	Beta totale Bq/cm ²	Alfa totale Bq/cm ²	Beta totale Bq/cm ²
A	0,01	1,76	0,00	0,30	<MDA	0,04
B	0,01	0,61	<MDA	0,20	<MDA	0,08
C	0,03	94,24	0,00	40,60	<MDA	0,55
D	0,01	1,15	0,00	0,10	<MDA	0,26
E	0,01	10,52	0,00	0,90	<MDA	0,30

F	0,00	2,91	<MDA	0,40	<MDA	0,07
G	0,02	2,91	<MDA	0,20	<MDA	1,15
H	0,00	38,24	0,00	160,30	<MDA	0,15
I	0,00	2,09	<MDA	0,10	<MDA	0,31
L	0,00	129,70	<MDA	186,10	<MDA	0,45
M	0,00	6,42	<MDA	0,60	<MDA	0,21
N	0,00	4,27	<MDA	2,30	0,00	0,23
O	0,00	6,73	<MDA	0,30	<MDA	0,11
P	0,00	1,12	<MDA	0,30	<MDA	0,18
Q	0,00	1,52	<MDA	1,20	<MDA	0,08
R	0,01	110,00	<MDA	157,90	<MDA	0,02
S	0,01	6,00	0,00	5,80	<MDA	0,03
T	0,01	1,61	<MDA	1,70	0,00	0,42
U	0,00	0,16	<MDA	0,50	<MDA	0,15
1	0,05	36,15	0,07	39,2	<MDA	0,22
2	0,13	44,18	0,44	203,0	<MDA	0,28
3	0,06	0,62	0,02	0,8	<MDA	0,11
4	0,05	168,27	0,00	9,4	<MDA	0,34
5	0,01	0,85	0,02	1,4	<MDA	0,06
6	0,09	2,69	0,02	5,3	<MDA	0,41
7	0,00	1,17	0,00	1,6	<MDA	0,18
8	0,01	2,13	0,02	3,0	<MDA	0,02
9	0,00	2,27	0,02	2,8	<MDA	0,03
10	0,01	56,01	0,00	51,5	<MDA	2,10
11	0,00	2,52	0,04	4,0	<MDA	0,50
12	0,01	0,45	0,01	2,6	<MDA	0,43
13	0,00	1,06	0,01	1,2	0,00	1,22

14	0,00	0,55	0,01	1,5	<MDA	0,40
15	0,00	10556,36		* 140,0	<MDA	125,00
16	0,00	11,33	0,00	77,0	<MDA	2,67
17	0,00	0,39	0,01	7,8	<MDA	0,37
18	0,00	5,73	0,01	4,1	0,00	0,04
19	0,04	0,73	<MDA	2,7	<MDA	0,16

Tabella 9 – Fondo delle buche: valori di contaminazione prima dell'inizio delle operazioni, dopo la decontaminazione e dopo la verniciatura finale.

Nota: in giallo e rosso sono evidenziate le buche dove i valori iniziali erano superiori rispettivamente di 1 o più ordini di grandezza rispetto agli obiettivi di progetto. Il dato evidenziato con "*" si riferisce ad una misura di ¹³⁷Cs.

Le figure seguenti (figure 16 e 17) riportano, per il fondo di ogni buca, il rapporto tra la contaminazione iniziale e la contaminazione misurata rispettivamente dopo la decontaminazione e dopo la verniciatura.

Si evidenzia come l'andamento sia analogo a quello delle pareti con rapporti di decontaminazione superiori a 1/100. Il processo di estrazione ha, a volte, comportato l'estrazione dall'interno del cemento di quantità maggiori di quelle precedentemente rimovibili.

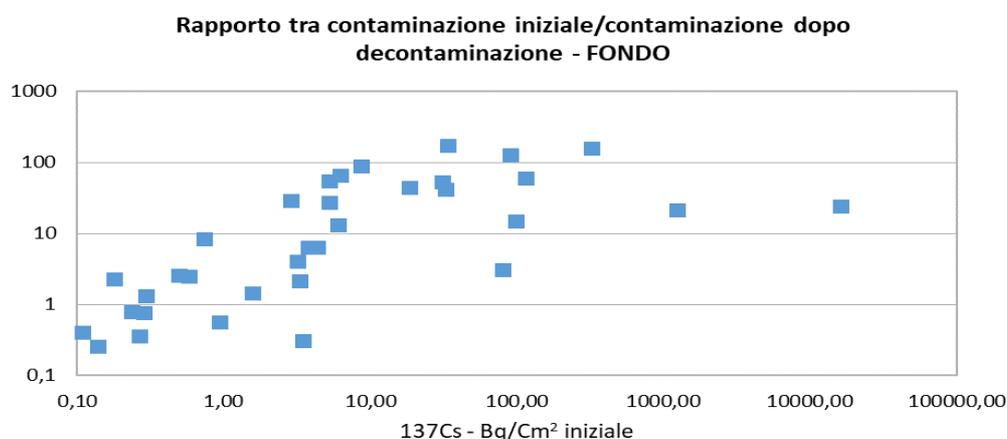


Figura 16 – Fondo delle buche: rapporto tra contaminazione iniziale/contaminazione dopo decontaminazione.

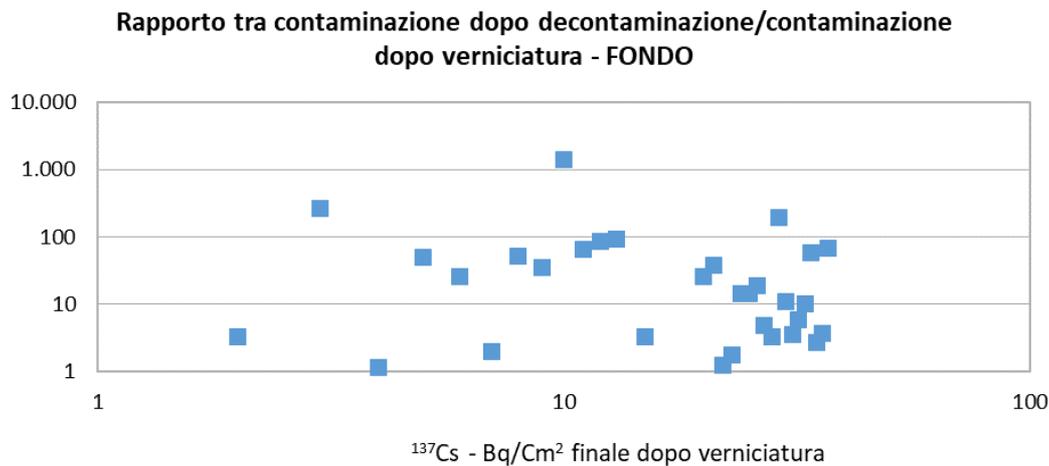


Figura 17 – Fondo delle buche: rapporto tra contaminazione dopo decontaminazione/contaminazione dopo verniciatura.

Per il fondo, si nota come il processo di fissaggio abbia drasticamente ridotto il valore di contaminazione rimovibile con rapporti a volte superiori a 1/10000.

Misura della contaminazione rimovibile dopo la seconda verniciatura della buca 15:

In data 30/06/2021 è stata effettuata una seconda verniciatura della buca 15 al fine di fissare la contaminazione ancora presente.

Successivamente sono state effettuate le verifiche di contaminazione superficiale rimovibile sulle pareti e sul fondo della buca 15. Nel seguito i risultati:

Parete:

Buca	Situazione iniziale			Dopo decontaminazione		Dopo verniciatura	
	^{137}Cs Bq/cm ²	^{60}Co Bq/cm ²	^{241}Am Bq/cm ²	Alfa totale Bq/cm ²	Beta totale Bq/cm ²	Alfa totale Bq/cm ²	Beta totale Bq/cm ²
15	16327,00	<MDA	<MDA		* 696,0	<MDA	0.30

Fondo:

Buca	Situazione iniziale		Dopo decontaminazione		Dopo verniciatura	
	Alfa totale Bq/cm ²	Beta totale Bq/cm ²	Alfa totale Bq/cm ²	Beta totale Bq/cm ²	Alfa totale Bq/cm ²	Beta totale Bq/cm ²

15	0,00	10556,36		* 140,0	<MDA	0.21
----	------	----------	--	---------	------	------

Tabella 10 – Buca 15: valori di contaminazione prima dell'inizio delle operazioni (parete e fondo), dopo la decontaminazione (parete e fondo) e dopo la verniciatura finale (parete e fondo).

Nota: il dato evidenziato con “*” si riferisce ad una misura di ^{137}Cs .

Pertanto, per tutte le buche, sono stati raggiunti gli obiettivi di progetto relativi alla loro messa in sicurezza.

Misure del rateo di dose all'interno delle buche:

Nella lettura dei dati dosimetrici è utile sottolineare, per una corretta interpretazione, che le dosi all'interno delle singole buche sono fortemente condizionate dalle dosi nelle buche circostanti, in particolare nel locale A, dalle dosi della buca R ed L e nel locale B delle dosi presenti nella buca 15.

La tabella che segue (tabella 11) riporta tutte le rilevazioni dosimetriche effettuate.

A fine lavori sono state misurate anche le dosi a tre diversi livelli di profondità per verificare, con un certo grado di approssimazione, la presenza di eventuali contaminazioni non soltanto sul fondo (come previsto inizialmente) ma anche all'interno della parete.

L'esame dell'andamento di queste misure consente di fare nuove ipotesi in merito alla presenza di fessurazioni o di sorgenti nella matrice cementizia compresa fra le buche.

	Situazione iniziale	Rateo dose dopo decontaminazione			
buca	interno tappo ($\mu\text{Sv/h}$)	piano pavimento ($\mu\text{Sv/h}$)	h = 0 cm interno tappo ($\mu\text{Sv/h}$)	h = -30 cm ($\mu\text{Sv/h}$)	h = - 80 cm ($\mu\text{Sv/h}$)
A	2,5	2,0	2,4	2,1	1,8
B	0,5	1,5	0,4	0,4	0,4
C	8,5	1,2	4,6	4,8	24,4

D	0,3	0,5	0,5	0,4	0,5
E	300	4,0	130,0	196,0	26,0
F	4	2,9	2,7	2,4	2,2
G	10	2,4	2,2	2,5	2,3
H	82	9,4	22,4	187,0	310,0
I	0,6	0,4	0,4	0,7	0,8
L	2500	150,0	600,0	700,0	400,0
M	15	7,0	8,6	9,0	8,6
N	1	0,0	0,7	0,6	0,7
O	1	0,7	0,7	0,7	0,8
P	0,2	0,9	0,7	0,6	0,5
Q	27	10,0	25,0	7,5	7,0
R	154	15,0	81,0	310,0	630,0
S	1	1,0	0,7	0,9	6,0
T	0,1	0,4	0,3	0,4	0,3
U	0,1	0,3	0,3	0,3	0,3
1	27	6,0	21,0	15,0	21,0
2	55	6,0	24,0	73,0	150,0
3	1	1,7	1,4	0,8	1,0
4	250	46,0	110,0	70,0	90,0
5	3	7,0	2,6	2,1	1,9
6	0,6	4,0	0,7	0,6	1,4
7	0,3	1,0	0,4	0,3	0,4
8	1	1,2	0,9	0,5	0,7
9	2	2,0	3,0	1,5	1,2
10	171	91,0	170,0	180,0	250,0
11	8	16,0	10,0	9,0	9,0

12	0,5	3,4	1,2	0,3	0,2
13	0,2	1,4	0,4	0,1	0,2
14	0,4	0,9	0,6	0,3	0,3
15	10000	1000,0	1100,0	24000,0	overflow
16	128	73,0	130,0	150,0	150,0
17	1,5	4,0	1,7	1,2	1,3
18	4	2,3	2,8	3,0	4,0
19	0,2	1,2	0,4	0,2	0,3

Tabella 11 - Rilevazioni dosimetriche (confronto tra la situazione iniziale e finale).

Il confronto fra i valori dosimetrici prima e dopo la decontaminazione è fortemente influenzato dall'esatta posizione di rilevamento (si è osservato infatti che spostamenti di qualche centimetro nel punto di rilevazione comportano incertezze di circa il 30% del valore letto), pertanto i valori riportati devono essere visti essenzialmente come un ordine di grandezza della dose presente nei vari punti.

Non considerando i valori al di sotto di 1 $\mu\text{Sv/h}$, troppo influenzati dall'ambiente circostante e dal punto esatto di rilevamento, si vede una tendenza chiara della diminuzione delle dosi all'interno delle buche.

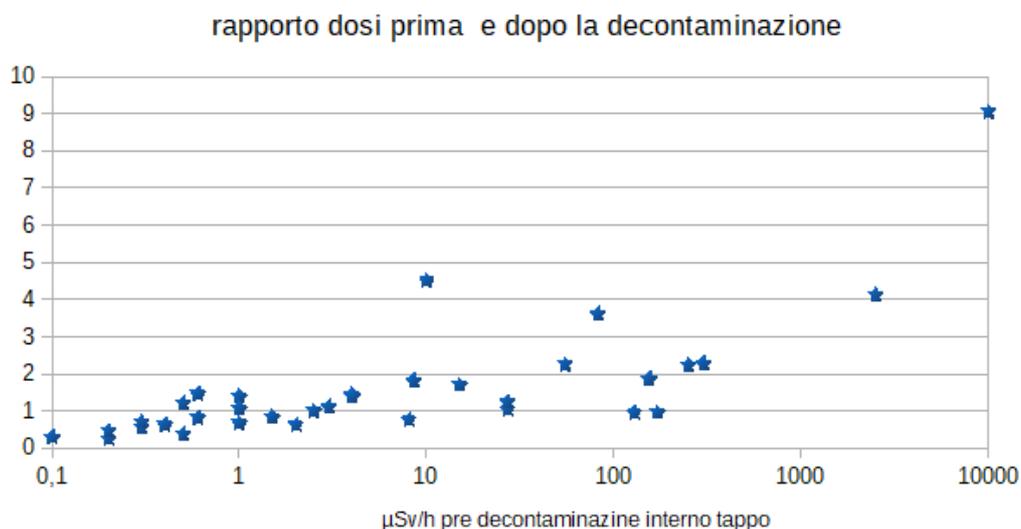


Figura 18 – Rapporto fra i valori dosimetrici prima e dopo la decontaminazione.

Le figure che seguono (figure 19, 20 e 21) mettono in evidenza i livelli di contaminazione residua del complesso cementizio, rilevate attraverso misure del rateo di dose residua, anche a diverse profondità.

Risulta evidente l'influenza intra-buche nelle misure di dose.

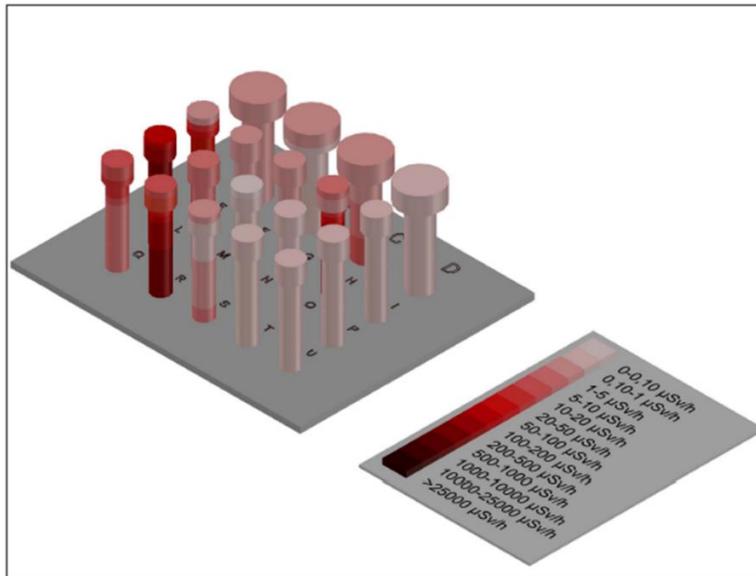


Figura 19 - Rateo di dose finale - tettoia A.

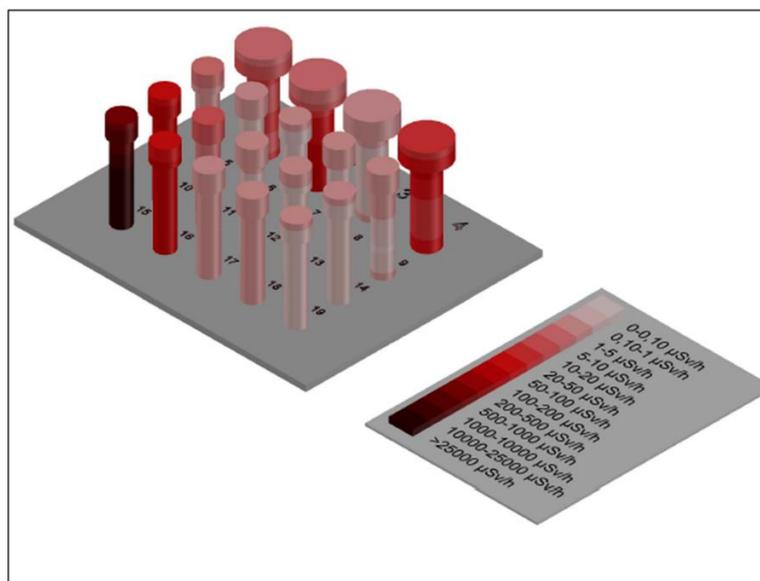
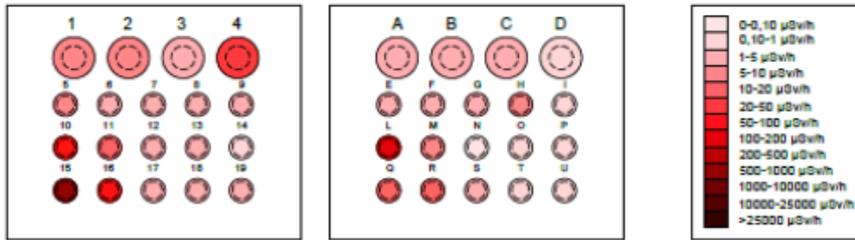
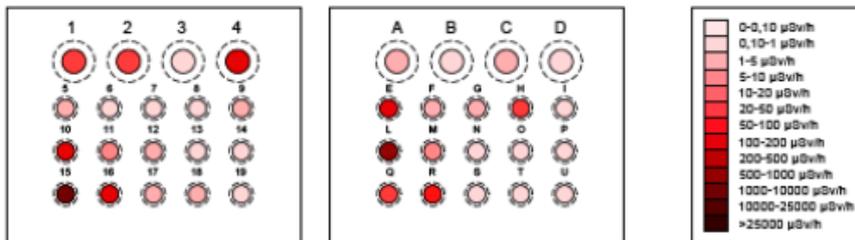


Figura 20 - Rateo di dose finale - tettoia B.

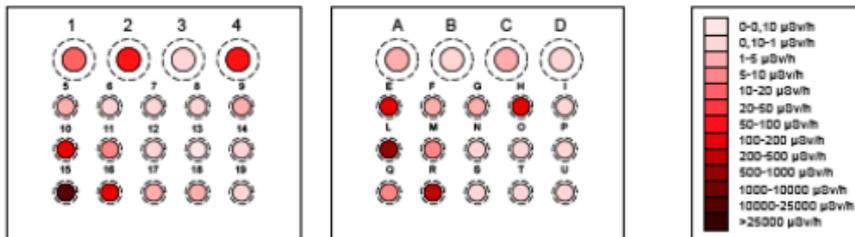
Pavimento (0 mm)



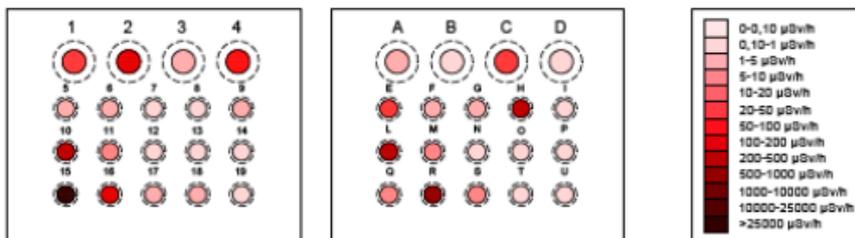
Interno Tappo (-150 mm)



Quota -300 mm



Fondo (-800 mm)



TETTOIA B TETTOIA A

Figura 21 – Rappresentazione schematica del Rateo di dose finale a diverse profondità.

Andando ad analizzare il rapporto fra le dosi all'interno della sede del tappo di chiusura, a 30 cm di profondità e sul fondo dei pozzetti, è possibile evidenziare alcuni aspetti di interesse.

Nella figura che segue (figura 22) sono messi in relazione i rapporti tra valori misurati a 30 cm di profondità rispetto alla sede del tappo ed i rapporti tra valori misurati sul fondo rispetto ai valori corrispondenti a 30 cm di profondità.

Nel primo caso (punti in colore verde), tralasciando i valori sotto 1 $\mu\text{Sv/h}$, l'andamento della curva non evidenzia delle particolari tendenze. Questo potrebbe essere interpretato ipotizzando una presenza di contaminazione diffusa all'interno della buca, senza particolari gradienti nella parete. Per alte dosi, tuttavia, la contaminazione deve essere ricercata più in profondità: i rapporti risultano decisamente superiori a 10, segno che la presenza di contaminazione sul fondo influenza il dato in maniera rilevante.

Nel secondo caso (simboli in colore viola), il rapporto fra il valore di dose sul fondo e il valore di dose a 30 cm è quasi sempre superiore a 1, indipendentemente dall'entità della contaminazione.

Si può concludere che la contaminazione in quasi tutte le buche è concentrata nel fondo.

La figura 22 mette in evidenza anche due eccezioni a questa considerazione generale, dove i valori di contaminazione a 30 cm sono maggiori dei valori sul fondo: questi valori potrebbero indicare che in corrispondenza delle due buche L ed E è possibile ipotizzare la presenza di contaminazione all'interno del cemento che costituisce il setto di separazione fra di esse.

Saranno effettuate indagini mirate per la verifica di tale ipotesi.

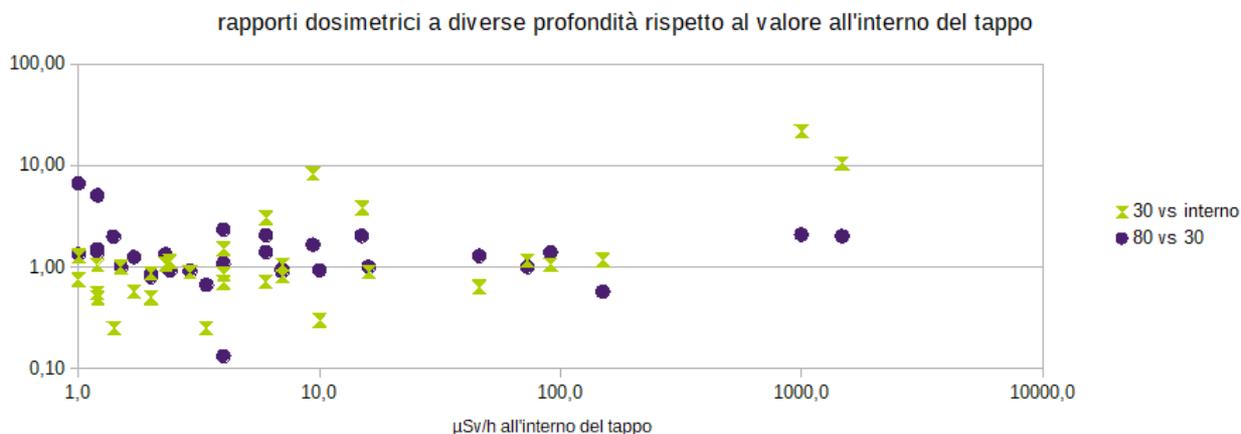


Figura 22 - Rapporti dosimetrici a diverse profondità.

4.5 RISULTATI DEL PROCESSO DI TRATTAMENTO DEI REFLUI LIQUIDI

Il risultato complessivo del trattamento dei liquidi è stato presentato nei capitoli precedenti dove è stato riportato il bilancio delle materie radioattive entrate all'interno della macchina per il trattamento e i relativi valori di concentrazione all'interno dei liquidi puliti e dei valori di concentrato presenti nei boiler dell'evaporatore utilizzato per il trattamento dei liquidi di lavaggio dei pozzetti e che ha avuto lo scopo, secondo gli obiettivi del progetto approvato dall'autorità di controllo, di ridurre i volumi finali del liquido di sludge da stoccare, o da immobilizzare, secondo le normative vigenti. Tale liquido di sludge contiene praticamente tutta la radioattività estratta dai pozzetti oggetto del piano di messa in sicurezza.

Di seguito si riporta uno schema di principio e uno schema di installazione della tecnologia utilizzata:

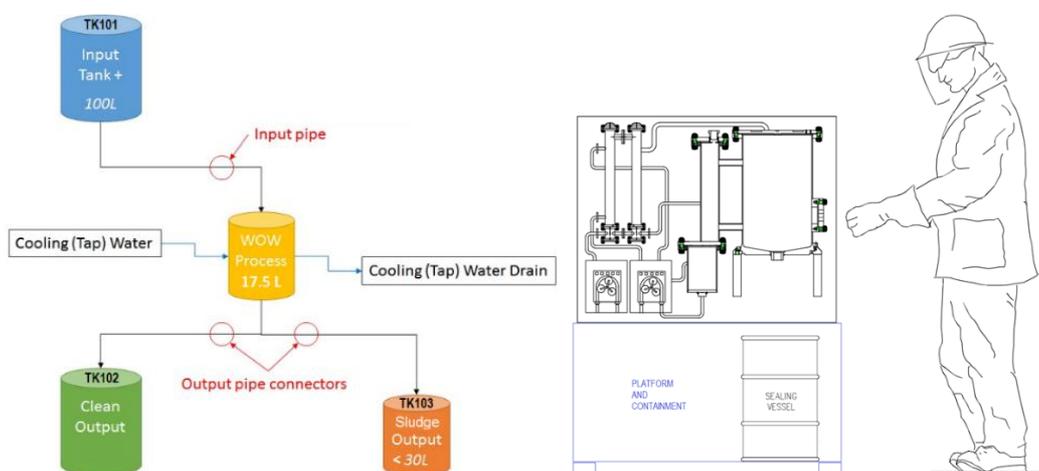


Figura 23 - Schema di principio e di installazione della tecnologia utilizzata.

Una schermatura anti radiazioni è stata posta su tre lati della macchina, lo spessore è pari a 4.0 mm di acciaio dati dalla struttura portante e di 25 mm di piombo.

L'impianto pilota WOW esegue una separazione dell'acqua dal resto dei contaminanti soluti e sospesi presenti nel liquido di risulta del lavaggio dei pozzetti, con un processo di

evaporazione brevettato che consente un fattore di Decontaminazione (DF) puntuale estremamente elevato mediante un controllo dell'effetto di trascinamento.

Le operazioni di trattamento dei reflui sono state monitorate quotidianamente, e nelle tabelle che seguono vengono presentati i risultati delle misure relative ai singoli fusti utilizzati per il trattamento.

Valori in entrata pre-trattamento:

Data	Denomin az.	Massa kg	¹³⁷Cs Bq/l	⁹⁰Sr Bq/l	⁶⁰Co Bq/l	²⁴¹Am Bq/l	Inizio tratt.	Fine tratt.
02-lug	fusto 1	104	5.43E+03		<MDA	<MDA	14-lug	17-lug
02-lug	fusto 2	91	3.46E+04		<MDA	<MDA	17-lug	19-lug
07-lug	fusto 3	97	6.86E+04		<MDA	<MDA	10-set	14-set
16-lug	Fusto 4	115	1.19E+04		<MDA	<MDA	14-set	18-set
17-lug	fusto 5	85	4.33E+04		<MDA	<MDA	27-lug	31-lug
20-lug	fusto 6	120	6.54E+03		<MDA	<MDA	21-lug	25-lug
27-lug	fusto 7	65	8.47E+04		<MDA	<MDA	01-set	04-set
11-ago	fusto 8	109	1.97E+05		11.4	<MDA	18-set	21-set
04-ago	fusto 9 e parz ritrat	105	1.06E+05		<MDA	<MDA	21-set	27-set
08-set	fusto 10	35	1.39E+05	1.40E+0 5	<MDA	<MDA	08-set	09-set
11-set	fusto 11	95	7.02E+04		<MDA	<MDA	29-set	26- nov
15-set	fusto 12	115	1.71E+05		<MDA	<MDA	30- nov	02-dic
16-dic	fusto 13	85	6.21E+03		<MDA	1.23E+02	17- mar	22- mar
18-dic	fusto 14	97	3.23E+04		<MDA	<MDA	15- gen	19- gen

21-dic	fusto 15	104	5.52E+03		<MDA	<MDA	19- gen	24- gen
23-dic	fusto 16	104	3.39E+04		<MDA	<MDA	25- gen	02-feb
11-feb	fusto 17	90	1.60E+05	4.70E+0 1	<MDA	<MDA	12-feb	16-feb
04-mar	fusto 18	140	8.13E+04		<MDA	<MDA	05- mar	08- mar
22-mar	fusto 19	90	7.75E+03		<MDA	<MDA	06-apr	09- apr
12-apr	fusto 20	90	4.43E+03		<MDA	<MDA	13-apr	20- apr

Tabella 12 - Misure relative ai singoli fusti utilizzati per il trattamento dei reflui.

Nota: Le misure di ^{90}Sr sono state effettuate solo sui liquidi di decontaminazione ove lo screening alfa beta totale ha segnalato la presenza di contaminazione beta superiore a quella di ^{137}Cs .

Si sottolinea nuovamente che i valori di concentrazione presentati nella tabella precedente (Tabella 12) sono tratti direttamente dal fusto dei liquidi di decontaminazione al momento della loro chiusura.

Pertanto, come indicato nella relazione di bilancio, tali valori comprendono sia la fase liquida che la fase solida. Si ricorda che prima dell'entrata dei liquidi nel circuito della macchina era stato posto un filtro meccanico al fine di evitare la presenza di sedimenti nel ciclo di pulizia.

La quantità di liquidi contaminati realmente entrata all'interno dell'apparecchiatura WOW è una frazione dell'attività totale ed è pari ai valori di radioattività presenti nel concentrato del boiler.

La frazione pulita dell'acqua trattata è stata misurata quotidianamente. Questo screening ha reso possibile l'individuazione delle criticità di funzionamento.

Il valore limite di concentrazione per l'acqua depurata alla fine di ogni trattamento è stato posto pari a 0,1 Bq/g di ^{137}Cs per qualunque campione.

Si è quindi considerato critico un valore di concentrazione superiore al valore soglia appena indicato e nel caso di superamento dello stesso, la quantità di acqua depurata raccolta dal fusto di output è stata ritrattata fino al suo raggiungimento.

In due situazioni, anche dopo numerosi ritrattamenti, non si è raggiunto il valore soglia prefissato; pertanto, si è provveduto a svuotare il contenuto del boiler contenente il concentrato ed a riprendere il processo da zero.

Successive analisi hanno evidenziato come le criticità emerse, siano da attribuirsi alla presenza di schiuma che ha condizionato negativamente il processo di evaporazione controllata al suo interno per effetto del trascinamento. Per portare a termine il lavoro si è sperimentato l'uso di additivi anti-schiumogeni alle acque di input e nei ritrattamenti conclusivi.

Nella tabella che segue si riassumono i valori di concentrazione presenti nell'acqua "pulita" post trattamento o post ritrattamento.

Frazione pulita	Fusto	^{137}Cs Bq/l	^{90}Sr Bq/l	^{60}Co Bq/l	^{241}Am Bq/l
17/7 pulito totale	fusto 1	7.5		<MDA	<MDA
20/7 pulito totale	fusto 2	<2		<MDA	<MDA
6/09/2020 totale	fusto 3	60.4		<MDA	<MDA
16/9 totale	fusto 4	69.7		<MDA	<MDA
31/7 pulito totale	fusto 5	78.8		<MDA	<MDA
24/8 pulito totale	fusto 6	80.7		<MDA	<MDA
04/09 totale	fusto 7	24.9		<MDA	<MDA
24/9 totale	fusto 8	45.2		<MDA	<MDA

11/9 totale	fusto 9 dopo ritrattamento	15.2		<MDA	<MDA
9/9 totale	fusto 10	95	2.00E+02	<MDA	<MDA
27/11/2020 totale	fusto 11	17		<MDA	<MDA
02/12/2020 totale	fusto 12	21		<MDA	<MDA
06/04 finale	fusto 13 ritrattato	9.6		<MDA	<MDA
19/01 2021 totale	fusto 14	16.2		<MDA	<MDA
22/01 totale	fusto 15	20.7		<MDA	<MDA
02/02 totale	fusto 16	8.4		<MDA	<MDA
16/2 totale	fusto 17	17		<MDA	<MDA
10/3 totale	fusto 18	37.8		<MDA	<MDA
09/04/ finale	fusto 19	16.6		<MDA	<MDA
16/04 finale	fusto 20	69.9		<MDA	<MDA
04/05/2021 totale	fusto 21	86		<MDA	<MDA

Tabella 13 - Valori di concentrazione presenti nell'acqua "pulita" post trattamento o post ritrattamento.

Il fusto 21 conteneva i liquidi concentrati estratti dal boiler al superamento della soglia di accettabilità sopra definita. Il loro ritrattamento, partendo da una concentrazione in input di decine di MBq/l, ha evidenziato un abbattimento molto significativo della concentrazione pulita con concentrazioni inferiori ai 100 Bq/l.

La figura seguente mette in evidenza il rapporto fra le concentrazioni dei liquidi trattati e quelle dei corrispondenti liquidi in entrata. Risulta evidente come l'efficienza della macchina sia stabile a qualunque concentrazione presente in input.

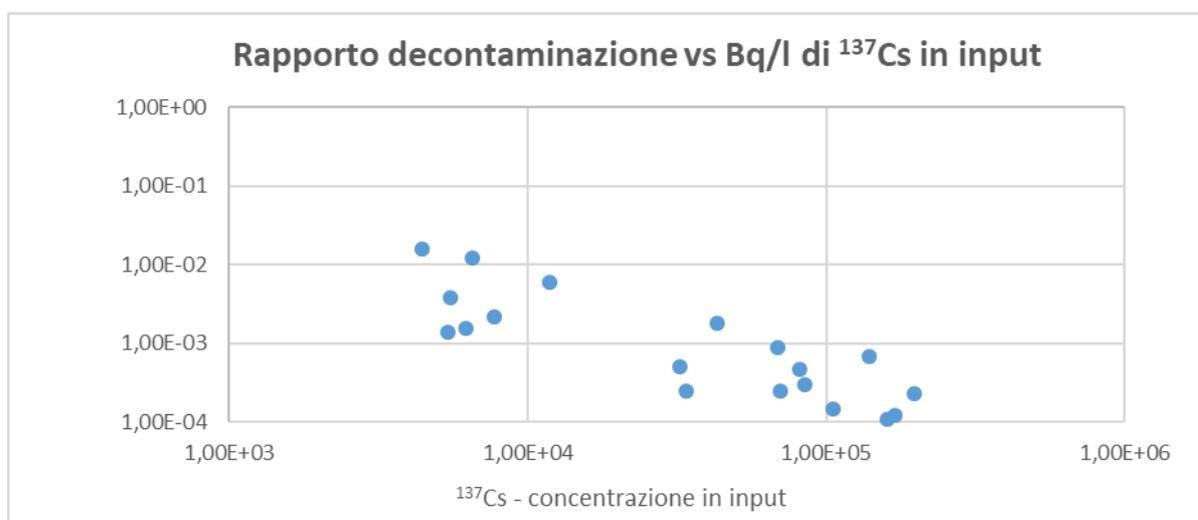


Figura 24 - Rapporto fra le concentrazioni dei liquidi trattati e quelle dei corrispondenti liquidi in entrata.

Tutti i liquidi trattati sono stati stoccati in box da 1000 l. I risultati delle analisi della concentrazione presente nei box sono riportati nella seguente tabella:

	¹³⁷ Cs Bq/l	⁹⁰ Sr Bq/l	⁶⁰ Co Bq/l	²⁴¹ Am Bq/l
box 1 definitivo	42,2	0.578	<0,79	<1,28
box 2 definitivo	44	0.875	<0,81	<2,2

Tabella 14 - Risultati delle analisi di concentrazione presente nei box.

Nella tabella che segue si riportano invece, i valori di concentrazione relativi alle tre operazioni di svuotamento del boiler:

Data	Somma trattamenti	¹³⁷ Cs Bq/l	⁹⁰ Sr Bq/l	⁶⁰ Co Bq/l	²⁴¹ Am Bq/l
11-nov	contenuto boiler 1 svuotamento	1.42E+06	1.14e4	<MDA	<MDA
05-gen	contenuto boiler 2 svuotamento	1.33E+06	nd	<MDA	<MDA
31-mar	contenuto boiler 3 svuotamento	1.30E+06	7.7e3	<MDA	<MDA

Tabella 15 - Valori di concentrazione relativi alle tre operazioni di svuotamento del boiler.

Dai dati sopra riportati è infine possibile calcolare, partendo dalla media pesata delle concentrazioni dei diversi fusti di raccolta, il rapporto fra i valori di concentrazione nel boiler e i valori nell'output pulito, che risulta essere maggiore di 1/25000 (valore inferiore alle aspettative ma congruente con i fenomeni di schiuma osservati durante lo svuotamento del concentrato presente all'interno del boiler).

Nel grafico della figura seguente sono rappresentati i valori di concentrazione del ^{137}Cs nella frazione pulita rispetto ai valori di input. Si rileva che la concentrazione nell'output "pulito" è indipendente dai valori di ingresso nell'intervallo di concentrazione fra 1.E03 e 1.E06. L'efficienza dell'impianto di trattamento pilota WOW risulta pertanto dipendente unicamente dalla concentrazione presente all'interno del boiler.

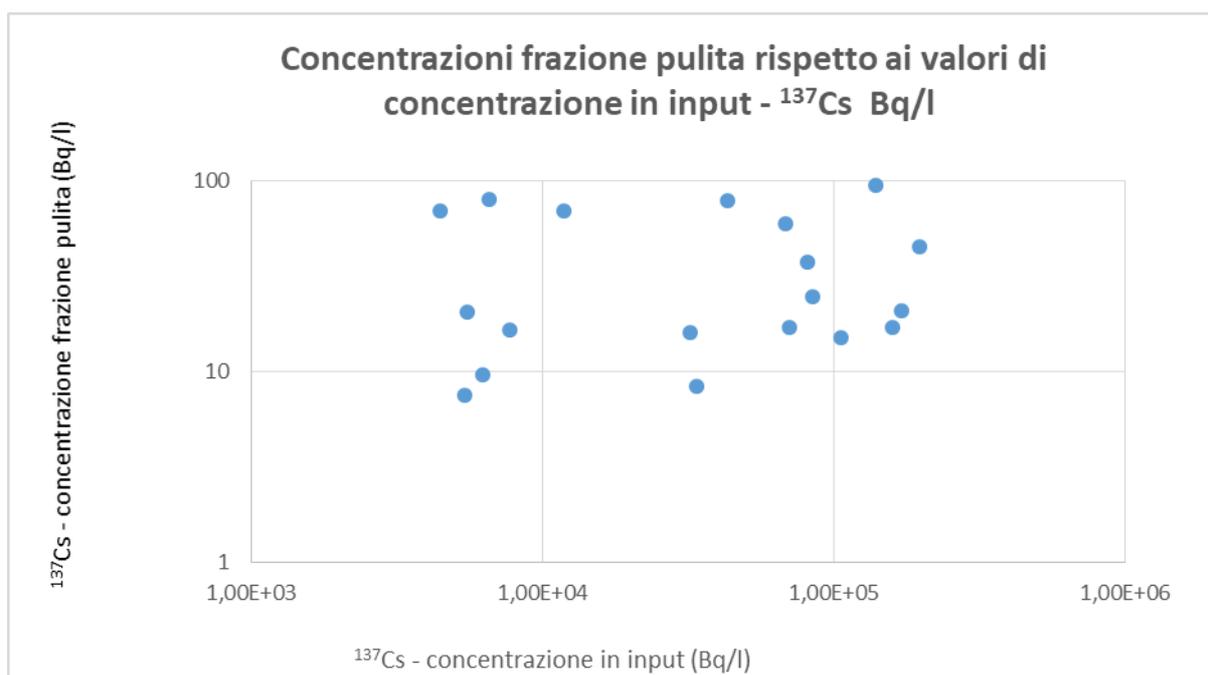


Figura 25 - Valori di concentrazione del ^{137}Cs nella frazione pulita rispetto ai valori di input.

Nella figura seguente invece, è rappresentato l'andamento nel tempo dei valori di concentrazione del ^{137}Cs nella frazione pulita.

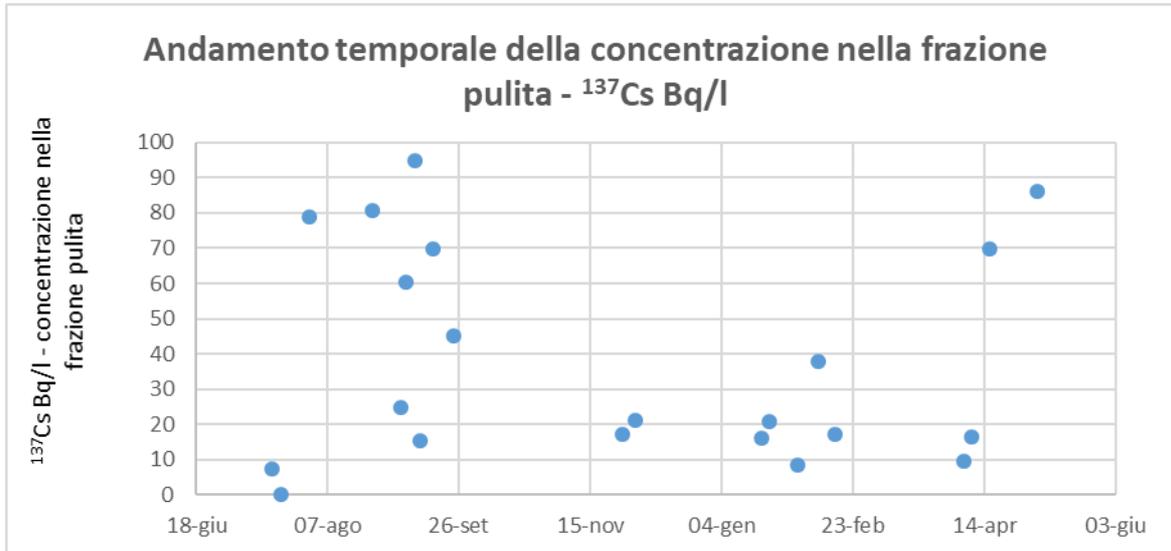


Figura 26 - Andamento nel tempo dei valori di concentrazione del ^{137}Cs nella frazione pulita.

Nota: in data 11/11/2020 (iniziata il 3/11/2020) e 05/01/2021 si è provveduto allo svuotamento del boiler e alla manutenzione generale della macchina.

Il grafico di figura 26 mette in evidenza un sensibile miglioramento di efficienza dopo ogni svuotamento. Poiché tale efficienza non dipende dalla concentrazione in entrata, si ritiene che essa sia dovuta alla tipologia di concentrato presente nel boiler, dove viene eseguita effettivamente l'evaporazione, e in particolare alla presenza via via crescente di tensioattivi schiumogeni presenti nei detersivi utilizzati che causano un effetto di trascinamento.

Rilascio e allontanamento dei liquidi depurati:

Il funzionamento dell'apparecchiatura per il trattamento dei liquidi ha pienamente soddisfatto i requisiti richiesti: da liquidi in input con concentrazione di contaminazione a volte anche dell'ordine di centinaia MBq/litro si è passati a valori tutti inferiori ai 100 Bq/litro (sovente intorno ai 10 Bq/litro), inferiori cioè ai livelli di allontanamento indicati nella normativa vigente. Questo risultato dimostra come l'aumento del fattore di trascinamento non abbia influenzato troppo negativamente i risultati attesi.

Quello che si è potuto osservare, durante il trattamento, è che l'effetto di trascinamento è probabilmente stato influenzato dalla presenza di tensioattivi (dovuto alla formazione di bolle), di solventi e in generale della presenza di componenti chimici (presenti nel liquido decontaminante utilizzato per la decontaminazione dei pozzetti radioattivi) aventi una tensione di vapore significativa.

Dettagli sulla gestione dell'accumulo dei depositi calcarei nell'impianto pilota WOW:

Con riferimento alla sicurezza complessiva dell'impianto, si evidenzia il pericoloso fenomeno del trascinamento di elementi solidi (principalmente sabbia e fango) derivante dalla pulitura del cemento, e la precipitazione di particelle solide come reazione chimica tra gli elementi contenuti nelle pareti del foro e il decontaminante utilizzato. Questi elementi, una volta inseriti nel sistema di decontaminazione WOW, potrebbero causare la formazione di depositi all'interno delle tubazioni, che a loro volta possono causare pericolosi surriscaldamenti localizzati e creare instabilità complessiva nel sistema. Questo fenomeno merita sicuramente un'attenzione particolare e richiede uno studio approfondito che dovrà portare allo sviluppo di soluzioni che consentano di prevenire e/o mitigare i suoi effetti negativi.

Una prima soluzione consiste nell'utilizzare un sistema di filtraggio all'ingresso della macchina.

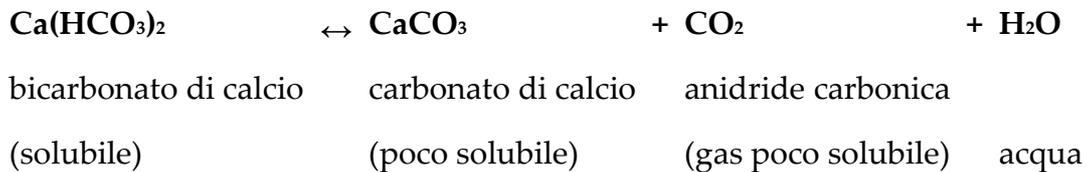
La frazione solida sedimentabile in sospensione ed eventuali presenze biologiche (relativamente grossolane $> 90\mu\text{m}$), sono impedito dall'ingresso nell'impianto mediante un filtro a cartuccia a maglia metallica (AISI316L) di dimensioni adeguate per prevedere fanghi residui sul fondo del serbatoio di ingresso (in questo caso le dimensioni della cartuccia sono $\varnothing 70 \times 200$ mm).

Tale filtrazione, posta a monte dell'impianto, protegge il polmone peristaltico della pompa di aspirazione dal deterioramento prematuro dovuto ad azioni meccaniche di sabbia e simili (che causano abrasioni) e riduce la quantità di depositi all'interno della caldaia e nello scambiatore.

Analizzando più in dettaglio la macchina, il componente più sensibile alla possibilità di incrostazioni calcaree e silicee (elementi presenti in forma disciolta nelle acque reflue in ingresso) è lo scambiatore di ingresso in cui viene ceduto il calore del vapore in uscita dalla caldaia al liquido in ingresso.

Nell'acqua, i bicarbonati di calcio e magnesio (sostanze solubili) sono in equilibrio con i carbonati di calcio e magnesio e con l'anidride carbonica. Un aumento della temperatura dell'acqua provoca il liberarsi di parte dell'anidride carbonica, con conseguente sbilanciamento dell'equilibrio precedente. La reazione chimica fa sì che per ripristinare l'equilibrio, altra anidride carbonica venga prodotta, trasformando pertanto i bicarbonati di calcio e magnesio in carbonati di calcio e magnesio, sostanze poco solubili e che tendono a precipitare formando le incrostazioni calcaree di cui sopra.

Equilibrio carbonico nell'acqua:



La soluzione sviluppata per evitare la situazione di occlusione totale del fascio tubiero è un ciclo di pulizia, eseguito di routine, utilizzando una miscela brevettata di acido carbossilico e coformulanti.

Questo agente decontaminante ha un livello di pH di 2,4 e contiene anche tensioattivi e un debole solvente naturale. La concentrazione della soluzione utilizzata per la decontaminazione è dell'ordine del 6-100% v/v e questo agente così diluito è in grado di attaccare, mediante un principio distaccante, e dissolvere i depositi e le incrostazioni all'interno dei tubi; tale miscela viene fatta circolare, alla concentrazione del 100% v/v, in anello chiuso a temperatura ambiente per scambiatori di calore mentre viene fatta circolare alla temperatura massima di 115°C per la parte interna della caldaia ad una concentrazione del 6% v/v in funzionamento regolare. La modalità ad anello chiuso, sopra

descritta, utilizza la pompa e le tubazioni dell'impianto esistente con il semplice accorgimento di isolare la parte, che forma così un anello chiuso. Il sistema, in queste particolari condizioni, è azionato manualmente e la durata del processo è basata sul tipo e sulla quantità di radioattività accumulata sulle pareti interne della macchina durante il servizio di decontaminazione.

Il controllo, che permette di prevedere la situazione sopra descritta, è garantito da un sensore di pressione posto a monte dello scambiatore, che rileva la piccola differenza di pressione causata dal restringimento del diametro interno utile del fascio tubiero.

Questo pressostato segnala al sistema di controllo il problema che si risolve con la manutenzione straordinaria.

In ogni caso il sistema, oltre a rispettare tutte le norme costruttive e di sicurezza in materia, è stato progettato e realizzato con logiche di sovradimensionamento e gestione di tutte le possibili contromisure per qualsiasi tipo di guasto al fine di aumentarne la sicurezza proteggendolo dalla corrosione, sovrappressione, sovratemperatura e sollecitazioni meccaniche estreme.

L'impianto esistente è già dotato di un sistema di rilevamento dei malfunzionamenti e delle temperature e pressioni anomale oltre una certa tolleranza preventivamente impostata sul software, ma ci sono miglioramenti suggeriti che consentiranno di prevenire l'arresto del dispositivo. Uno di questi miglioramenti da sviluppare include un sistema di monitoraggio della temperatura (costituito da termocamere o termocoppie) installato in punti specifici del sistema che, attraverso una rete di sensori, renderà disponibili in modo affidabile i parametri misurati in aggiunta ai sensori di temperatura esistenti. La soluzione che prevede l'installazione di termocamere è da preferire a quella con termocoppie in quanto consente di osservare l'andamento delle temperature su tutta l'estensione delle tubazioni e quindi anche variazioni localizzate. In generale si evidenzia come le indagini termografiche (che sono prove non distruttive) permettano sia la continua ispezione delle tubazioni sia l'individuazione della posizione precisa dell'eventuale ostruzione che si sta per formare (l'area problematica, ovvero quella ostruita, apparirà chiaramente

dall'immagine ad infrarossi prodotta dallo strumento) durante il funzionamento del sistema.

Ciò consentirà uno spegnimento programmato del sistema e la sostituzione del componente difettoso o l'attivazione di contromisure come l'isolamento della parte interessata tramite valvole esistenti e circolazione di un opportuno liquido decontaminante in circuito chiuso al fine di rimuovere le incrostazioni.

Da un punto di vista pratico, le termocamere devono trovarsi a pochi metri di distanza dalla tubazione da monitorare, in modo da consentire, durante il funzionamento, la misura fissa della temperatura lungo l'intera estensione della tubazione.

Inoltre, potrebbe rendersi necessaria la possibilità di intervento per aggiungere dispositivi di sicurezza specifici, con lo scopo di assistere nella decisione di un arresto preventivo dell'apparecchiatura al raggiungimento di una soglia critica di temperatura del fluido al fine di attivare la manutenzione straordinaria, migliorare la sensibilità della macchina, segnalare il corretto funzionamento dell'impianto ed evitare danni alle tubazioni causati da impreviste mancanze di circolazione.

Nonostante la decontaminazione e successiva verniciatura delle buche, si nota che, dopo il trattamento, la concentrazione di attività sul fondo è nella maggior parte dei casi superiore alla concentrazione di attività sulle pareti. Una possibile spiegazione è che, durante l'ammollo, parte della contaminazione cade sul fondo, e in questo punto la contaminazione è data da due componenti: una è data dall'estrazione con solvente dal fondo, un'altra è parte della contaminazione estratta dalle pareti e di conseguenza precipitato. Per evitare la possibilità che ciò accada in lavori futuri, può essere previsto un sistema automatizzato che utilizzi un disco metallico da posizionare sul fondo per raccogliere la contaminazione, procedendo così alla decontaminazione delle pareti (per il fondo non si tratta di un problema, poiché fissando la contaminazione attraverso le vernici, il contributo dell'attività si riduce drasticamente).

Ogni due o quattro manutenzioni ordinarie di routine descritte, è necessario effettuare una manutenzione straordinaria che prevede lo svuotamento e il disassemblaggio di tutte le

parti della macchina al fine di ripristinare lo stato originale delle superfici interne della stessa, esattamente come è previsto nel decommissioning finale dell'apparato prima del suo rilascio. La frequenza di tale operazione straordinaria viene valutata sulla base delle tipologie e delle concentrazioni degli elementi soluti e sospesi all'interno dello stream di input.

Dettagli sui dispositivi di sicurezza dell'impianto pilota WOW:

In caso di mancato funzionamento di tutti i controlli o il realizzarsi di un evento non calcolato in sede di progettazione, interviene una contromisura di tipo meccanico: la valvola di sicurezza contro le sovrappressioni all'interno del boiler. Lo scarico della valvola di sicurezza viene convogliato tramite un collettore in PTFE di D_{interno} 12mm in un volume contenente 25 Lt di acqua distillata. Il liquido a temperatura ambiente permette il cambiamento di stato del vapore in eccesso all'interno del boiler. L'eventuale contaminazione trascinata dal vapore scaricato dall'apparato di sicurezza rimane confinato all'interno dell'acqua del serbatoio di condensazione.

Rilascio dell'impianto pilota WOW:

Dopo il completamento del trattamento dei reflui si è avviata la fase finale di spegnimento della macchina ed avvio delle procedure per l'allontanamento della stessa per la restituzione al produttore senza vincoli di natura radiologica.

La sequenza delle attività di spegnimento prevede alcune operazioni distinte:

- scarico (svuotamento) del boiler. Il contenuto è stato preso in carico come un rifiuto radioattivo (da sottoporre a condizionamento);
- attivazione di un ciclo di lavaggio interno, mettendo la macchina in una situazione di ricircolo continuo di acqua pulita al suo interno per la durata di qualche giorno;
- apertura e decontaminazione delle parti in acciaio;
- materiali in gomma quali tubi e giunzioni da prendere in carico come rifiuti radioattivi.

4.6 ASPETTI LEGATI ALLA SICUREZZA PER I LAVORATORI

La tabella seguente riassume i principali indicatori relativi alla dosimetria per l'operatore addetto alle attività di decontaminazione:

	Dosi al corpo intero Hp(10) in mSv		Dosi pelle Hp(0.07) in mSv		Contaminazione interna in mSv	
	anno 2019	mag 2020 - apr 2021	anno 2019	mag 2020 - apr 2021	anno 2019	mag 2020 - apr 2021
Totale 12 mesi	1.202	1.247	1.164	1.618	0.004	0.009
Media	0.100	0.104	0.097	0.135		
Dev.st	0.029	0.070	0.025	0.099		

Tabella 16 - Dosimetria per l'operatore addetto alle attività di decontaminazione.

La tabella evidenzia uno dei risultati più importanti di tutta l'attività sperimentale: il quasi trascurabile aumento della dose all'operatore addetto a seguito del coinvolgimento nelle operazioni di decontaminazione.

I valori di dose assorbita nei primi mesi del 2020 risultano praticamente identici a quelli assorbiti dall'operatore nelle operazioni di gestione ordinaria dei rifiuti radioattivi nell'anno 2019.

Contaminazione interna:

La costante misura della presenza di ^{137}CS nelle urine degli operatori ha permesso di intercettare due eventi di contaminazione verificatisi durante particolari operazioni di grossa difficoltà tecnica all'interno del processo di decontaminazione.

Nella tabella che segue sono riportati i valori relativi alle misure del muco e delle urine cui è stato sottoposto il personale durante i lavori.

Data	Addetto	Urine ^{137}Cs Bq/l	Muco Bq	WB Bq
MISURE DURANTE GLI INTERVENTI NELLA TETTOIA "A"				
26/05/20	operatore 1	<0,5		

28/05/20	supervisore 1	<0,3		
06/07/20	operatore 1	<0,2		
06/07/20	supervisore 3	<0,8		
08/07/20	supervisore 2	<0,2		
15/07/20	operatore 1	<0,2		
13/07/20	supervisore 4	<0,4		
17/07/20	supervisore 2	<0,17		
21/07/20	operatore 2	<0,18		
25/07/20	operatore 1	<0,78		
31/07/20	operatore 1	<1,2		
13/08/20	operatore 3	<0.39		
31/8/20	supervisore 1	<0.41		
MISURE DURANTE GLI INTERVENTI NELLA TETTOIA "B"				
16/12/20	operatore 1		<0,7	
16/12/20	operatore 4		<0,7	
16/12/20	operatore 2		<0,6	
16/12/20	operatore 2	<0.4		
17/12/20	operatore 4	<0,25		
17/12/20	operatore 1		<1,1	
17/12/20	operatore 4		1,3	
18/12/20	operatore 1		<0,46	
18/12/20	operatore 4		<0,46	
18/12/20	operatore 2		<0,46	
21/12/20	operatore 1		<0,35	
21/12/20	operatore 4		<0,35	
23/12/20	operatore 1		<0,40	
23/12/20	operatore 4		1,08	

28/12/20	operatore 1		<0,37	
28/12/20	operatore 4		<0,37	
28/12/20	operatore 1		<0,39	
28/12/20	operatore 4		<0,39	
05/02/21	operatore 1		<0,5	
05/02/21	operatore 4		<1,6	
08/02/21	operatore 1		0,07	
09/02/21	operatore 1	<0,37		
23/02/21	operatore 4	<0,3		
03/03/21	operatore 4		<0,13	
03/03/21	operatore 1		1,7	
02/03/21	operatore 1	<0,48		
05/03/21	operatore 4	<0,4		
09/03/21	operatore 4	<0,7		
15/03/21	operatore 1	1,2		
24/03/21	operatore 1	1,01		
30/03/21	operatore 1	1,11		
02/04/21	operatore 4	<0,4		
07/04/21	operatore 1			64
03/05/21	operatore 1	0,58		
11/05/21	operatore 4	<0,36		

Tabella 17 - Valori relativi alle misure del muco e delle urine cui è stato sottoposto il personale durante i lavori.

Nota: Non sono stati riportati i dati relativi ai controlli sul muco durante i lavori nel locale A in quanto non si sono mai verificati eventi positivi nella misura.

Nel periodo di fermo delle operazioni per lo spostamento del cantiere dal locale A al locale B si è provveduto inoltre alla pulizia della macchina per il trattamento dei liquidi,

con lo svuotamento del liquido concentrato all'interno del boiler e dei liquidi presenti nelle vasche di contenimento. L'operazione ha comportato la manipolazione di liquidi intorno ai 20 litri di volume con concentrazioni dell'ordine delle decine di MBq/l.

La presenza di contaminazione da ^{137}Cs all'interno delle urine degli operatori addetti ha imposto una valutazione della ritenzione corporea mediante misure in whole body.

Nella tabella si evidenzia il valore di ritenzione corporea misurato attraverso le analisi di whole body.

Data campionamento	Bq/l da urine	Bq da WB
12/11/20	0,36	
23/11/20		346

Tabella 18 - Valore di ritenzione corporea misurato attraverso le analisi di whole body.

Contaminazione superficiale mani e piedi:

La procedura prevedeva la valutazione della contaminazione superficiale (mani e piedi) degli operatori alla fine di ogni sessione di lavoro con misurazione in condizioni di abiti puliti e senza l'uso di sovra scarpe o di scarpe antiinfortunistiche usate nelle aree di lavoro.

L'apparecchiatura di misura è dotata di quattro sonde con contatori proporzionali ad altissima sensibilità e controllo costante del fondo di contaminazione presente. A fronte di una prima positività, tutti i controlli sono stati ripetuti dopo qualche minuto a seguito di lavaggio delle mani; la seconda misura non ha mai rivelato, per tutto il periodo di lavoro, una seconda positività.

Questi risultati fanno ipotizzare che l'utilizzo dei DPI prescritti dal piano di lavoro ha prevenuto qualunque contaminazioni di mani, piedi e vestiti.

4.7 ASPETTI AMBIENTALI

Durante le attività si è provveduto all'esecuzione di controlli finalizzati alla prevenzione di qualsiasi interessamento dell'ambiente circostante.

Controlli dell'aria:

La tabella seguente riporta i dati relativi ai controlli dell'aria nell'area di lavoro:

Campione	Volume (m ³)	Alfa totale Bq	Beta totale Bq
INTERVENTO NELLA TETTOIA A			
02/07/2020	4	<MDA	<MDA
05/07/2020	4	<MDA	0,412 Bq
filtro bianco 07/07/2020	4	<MDA	<MDA
filtro inizio lavoro 07/07/2020	4	<MDA	<MDA
filtro fine lavoro 07/07/2020	4	<MDA	<MDA
13/07/2020	4	0,314	0,097
15/07/2020	4	0,017	<MDA
23/07/2020	4	0,012	<MDA
24/08/2020	4	0,034	<MDA
26/08/2020	4	<MDA	<MDA
filtro bianco 28/08/2020	4	<MDA	<MDA
08/09/2020	4	0,005	1,154
INTERVENTO NELLA TETTOIA A			
16/12/20	4	<MDA	<MDA
21/12/20	4	<MDA	<MDA
28/12/20	4	<MDA	0,004
04/02/21	4	0,012	0,067
03/03/21	4	0,143	0,891

Tabella 19 - Dati relativi ai controlli dell'aria.

Tutte le positività riscontrate sono ampiamente inferiori ai livelli di rilevanza radiologica presenti nel documento di valutazione dei rischi.

Si è quindi sempre rispettato il valore soglia individuato per il rispetto del criterio di non rilevanza radiologica, fissato in 0,6 Bq/m³ per gli alfa emettitori e 680 Bq/m³ per i beta emettitori.

Smear test nelle aree di lavoro:

Alla fine di ogni sessione rilevante di lavoro si sono effettuati smear test in tutte le principali aree interessate dal cantiere.

I risultati, espressi in Bq/cm², sono riportati nelle tabelle seguente:

Locale A:

Campione	26/06	01/07	02/07	06/07	07/07	15/07	23/07	11/08	28/08	08/09	09/09	14/09	16/09
locale A entrata	1,62	0,19		2,91	0,37		1,73	3,60	3,66	62,00	153,0		7,20
locale A centro	0,19	2,87	3,31	5,05	1,27	7,32	1,81	5,30	16,95	17,90	17,00		28,30
locale wow centro								1,72				2,00	1,90

Locale B:

Campione	16/12	17/12	18/12	21/12	23/12	28/12	05/01	04/02	25/02	03/03	17/03	29/03	06/04
centro locale B	0,77	12,78	0,03	0,49	8,16	3,12	3,04	255,16	324,0	402,0	10,40	14,20	3,19
centro locale wow								0,60	0,40	1,12	0,98	1,16	2,30
entrata locale B	0,80	2,17	0,11	0,17	4,87	0,50	0,60	3,04	19,70	14,70	1,40	3,80	2,02
entrata locale wow				0,11	0,95	0,45	1,28						

Locale wow vicino fusti								1,28					
-------------------------------	--	--	--	--	--	--	--	------	--	--	--	--	--

Tabella 20 – Risultati smear test in tutte le principali aree interessate dal cantiere (Locale A e Locale B).

Rateo di dose ambientale:

Le tabelle seguenti riportano le misure del rateo di dose ambientale nelle aree di lavoro, espresso in $\mu\text{Sv/h}$:

Locale A:

	15/7/20	23/7/20	06/08/20	11/08/20	28/08/20	08/09/20	14/09/20	19/11/20
entrata baracca	0.16	0.19	0.18	0.17	0.23	0.21	0.32	
entrata area di lavoro	0.28	0.29	0.3	0.33	0.43	0.45	0.53	
al centro locale A a 1 di altezza	0.82	0.83	1.02	0.95	1	1	1.18	
max nel locale A a 1 m	1.2	1.9	1.9	1.2	1.8	2.5	1.82	
Area pompe a 1 m da attrezzatura	0.27	0.36	0.7	0.35	1.15	0.47	1.69	
max a contatto area pompe	5	5.2	3.9	4.9	20	11	33	
entrata RD	0.25	0.25	0.22	0.21	0.3	0.32	0.24	0.5
centro RD			0.3	0.3	0.3	0.48	0.42	1
fusti in caricamento a 1 m	0.72	0.46	0.8	0.68	0.63	0.92	1.1	1
dietro schermature macchina WOW	0.14	0.16	0.22	0.23	0.22	0.23	0.22	0.22
lato non schermato	0.87	0.73	1.12	1.06	0.63	2	1.54	1.02

macchina WOW															
max a contatto fusto in caricamento	14.7	10.3	7.8	19	20	34	19								

Locale B:

postazione	15/12/20	16/12/20	18/12/20	21/12/20	23/12/20	28/12/20	5/1/21	4/2/21	25/2/21	3/3/21	5/3/21	17/3/21	22/3/21	29/03/21	06/04/21	
entrata baracca	0.3	0.3	0.3	0.3	0.38	0.3	4	0.25	0.42	0.6	0.56	0.6	0.35	0.3	0.3	0.3
entrata locale B	2.1	1.7	2.2	1.8	1.8	1.8	0.9	1.68	3.5	4.5	2	1.9	2	2.09	2.1	
al centro locale B a 1 di altezza	3.7	6.8	4.7	7.4	7.5	6	3.6	2.24	61	48	8.3	8.6	7.2	7.7	8.6	
max nel locale B a 1 m		8.7	8.8		8.8	7.9	4	22	350	250	15	17.5	15.2	20.1	19.4	
Area pompe a 1 m da attrezzatura		0.8	0.4	0.6	1.04	0.4	7	0.5	1.14	3.3	3.6	5.6	0.45	0.4	0.46	0.4
max a contatto area pompe		2.8	3.7	2.9	10	0.4	9	1.7	19	16	48	41	2.2	2	1.4	1.5
entrata RD		0.7	0.7	0.6	0.6	0.7	0.5	0.8	1.3	1.5	1.16	2.15	0.75	0.8	0.72	
centro RD		1.5	1.4	0.9	1.1	1	0.8	0.8	1.8	2.2	5	3.9	1.23	1.7	1.6	
fusti in caricamento a 1 m		2.8	2.04	3.3	3.9	4.2	2.5	3	6.5	4	6	3.9	4.3	6.1	6.3	
dietro schermature macchina WOW		0.22	0.34	0.3	0.24	0.3	0.2	0.2	0.7	0.4	0.6	1.15	0.6	0.6	0.3	

lato non schermato macchina WOW		2.4	2.4	1.7	1.9	1.3	0.9	2.2	5	5	4.7	5	3.9	3.8	3.2
max a contatto fusto in caricamento		24	22.8	17.4	84	123	120	26	36	16.5	35	40	45	38	48

Tabella 21 - Misure del rateo di dose ambientale nelle aree di lavoro (Locale A e Locale B).

Verifiche sulle acque di falda superficiale:

Al fine di tenere sotto controllo il rischio di contaminazione ambientale dovuta a potenziali perdite o percolamenti dalle buche durante le lavorazioni svolte, i piani di monitoraggio ambientale della falda superficiale hanno interessato tutti i piezometri presenti in prossimità delle aree di lavoro.

Nella tabella seguente (valori espressi in Bq/l) sono riepilogati i risultati delle attività di monitoraggio della falda superficiale, come previsto dai piani di monitoraggio, nel periodo interessato dai lavori di decontaminazione e bonifica dei pozzetti:

Data	Piezometro	¹³⁷ Cs	⁶⁰ Co	²⁴¹ Am	⁹⁰ Sr
17/09/20	SO13	<9,7E-03	<6,4E-03	<1,7E-02	0,0105±0,007
17/09/20	SO14	<1,0E-02	<6,4E-03	<2,0E-02	0,0249±0,004
17/09/20	SO15	<9,9E-03	<4,7E-03	<2,3E-02	0,0630±0,003
17/09/20	SO16	<8,3E-03	<4,5E-03	<1,4E-03	0,0940±0,006
13/10/20	SO13	<8,16E-03	<3,58E-03	<1,57E-02	0,115±0,0005
13/10/20	SO14	<7,58E-03	<2,58E-03	<1,37E-02	0,071±0,0007
13/10/20	SO15	<7,08E-03	<4,95E-03	<1,35E-02	0,092±0,004
13/10/20	SO16	<7,52E-03	<4,76E-03	<1,64E-02	0,096±0,005
13/02/21	SO13	<1,72E-02	<9,74E-03	<2,73E-02	0,048±0,003
13/02/21	SO14	<8,33E-03	<5,56E-03	<1,68E-02	<0,0035
13/02/21	SO15	<7,64E-03	<4,97E-03	<1,18E-02	<0,0035

13/02/21	SO16	<6,90E-03	<4,55E-03	<1,75E-02	0,082±0,004
----------	------	-----------	-----------	-----------	-------------

Tabella 22 - Risultati delle attività di monitoraggio della falda superficiale nel periodo interessato dai lavori di decontaminazione e bonifica dei pozzetti.

NOTA: Misure in spettrometria gamma eseguite presso il laboratorio interno della Livanova Site Management, misure alfa-beta totale, ^{90}Sr e ^3H eseguite presso il dipartimento di chimica generale dell'Università di Pavia.

La posizione dei piezometri rispetto all'area di lavoro è riportata in figura 27:

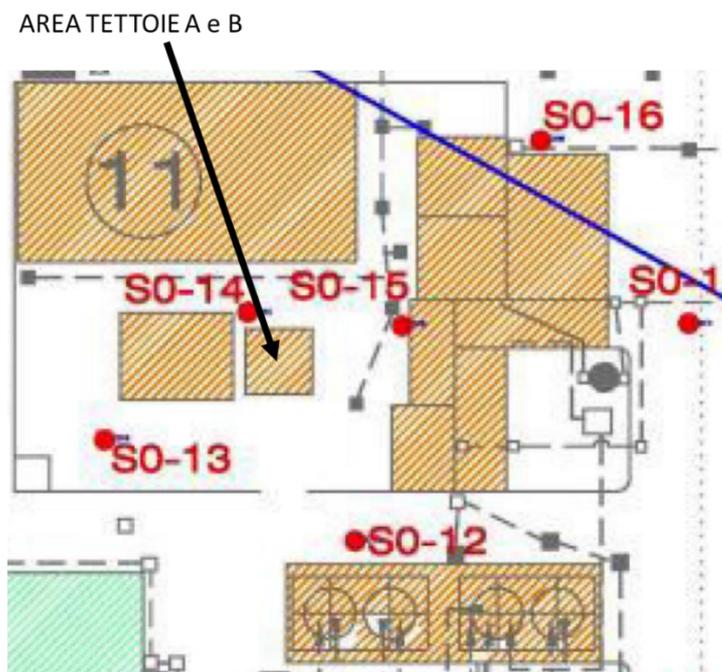


Figura 27 – Posizionamento dei piezometri nell'area di lavoro.

Le uniche positività, riferibili al ^{90}Sr , risultano in linea con l'andamento storico della contaminazione da ^{90}Sr nell'area.

Sia gli studi disponibili sulla velocità di scorrimento della falda, che i risultati soprariportati da cui risulta l'assenza di contaminanti, consentono di affermare che, durante i lavori, non si sono rilevati interessamenti della falda superficiale e che l'eventuale fuoriuscita di contaminanti è rimasta confinata nel terreno immediatamente a valle del punto di immissione.

Situazione radiologica dei locali ex- sorgenti:

Alla conclusione delle operazioni si sono valutate le dosi ambientali nei locali oggetto dei lavori; i risultati riportati di seguito (valori espressi in $\mu\text{Sv/h}$), mettono a confronto la situazione nel 2014, prima del trasferimento delle sorgenti sigillate e della bonifica, e a fine lavori:

Locale	Entrata locale 1 m di altezza		Centro locale 1 m di altezza		Interno locale Dose max livello pavimento		Esterno locale Dose max 1 m di altezza	
	2014	2021	2014	2021	2014	2021	2014	2021
A	1	0,2	6	0,5	300	4,3	2	0,3
B	3	1,7	9	5,2	90	14.0	2	1.1

Tabella 23 - Dosi ambientali nei locali oggetto dei lavori: confronto tra il 2014 (prima del trasferimento delle sorgenti sigillate e della bonifica) e il 2021 (fine lavori).

Si sono infine effettuati controlli di contaminazione superficiale rimovibile sul pavimento dei due locali alla fine delle prime operazioni di verniciatura. I risultati presenti nella tabella che segue evidenziano il rispetto del livello di $0,37 \text{ Bq/cm}^2$ per i locali della zona controllata:

Punto di campionamento	Alfa totale - Bq/cm^2	Beta totale - Bq/cm^2
Entrata locale A	3,01E-04	2,72E-03
Centro locale A	1,06E-04	3,13E-03
Locale A - fra R ed L	2,22E-04	9,27E-03
Entrata locale B	<MDC (Minimum detectable concentration)	4,37E-02
Centro locale B	2,49E-04	1,98E-02
Locale B - fra 15 e 16	<MDC	4,69E-02

Tabella 24 - Controlli di contaminazione superficiale rimovibile sul pavimento alla fine delle prime operazioni di verniciatura.

4.8 CONFRONTO CON METODOLOGIE DI DECONTAMINAZIONE E BONIFICA TRADIZIONALI

A valle di quanto descritto nei capitoli precedenti, si ritiene necessario fare tre diverse tipologie di considerazioni:

1) L'ottima efficacia della metodologia di lavoro adottata, che ha consentito di estrarre dal cemento circa 200 MBq di ^{137}Cs , quantitativo di gran lunga superiore a quanto preventivato inizialmente. Visto che, senza l'ausilio di agenti liquidi si sarebbe estratta una quantità di radioattività decisamente inferiore, occorre evidenziare:

- la maggiore efficacia della metodologia di pulizia usata;
- il fatto che l'estrazione di quantitativi inferiori di contaminanti avrebbe certamente complicato le operazioni manuali di messa in sicurezza finale attraverso il processo di verniciatura.

2) Il miglioramento delle condizioni di lavoro per gli operatori: è stato possibile contenere sia l'esposizione degli operatori che il rischio di contaminazione interna, sia per gli operatori che per l'ambiente circostante. Lavorando in modo convenzionale:

- si sarebbe dovuta gestire una maggiore possibilità di dispersione dei contaminanti in aria, all'interno e all'esterno della zona di lavoro;
- sarebbe stato necessario gestire la risospensione di polveri in aria, ricorrendo a sistemi di estrazione e filtraggio dell'aria nella zona di lavoro e ad una maggiore complessità nell'utilizzo e gestione dei DPI per gli operatori (aumentando di conseguenza il rischio di dispersione in ambiente ed il volume di rifiuti prodotti);
- si sarebbe dovuto ricorrere a DPI più invasivi (in particolare maschere a ventilazione forzata) per gli operatori, limitandone il confort e la possibilità di movimento.

3) Miglioramento nella gestione del cantiere, inteso come:

- dimensioni, complessità e costi di allestimento dell'area di lavoro;
- difficoltà nel rilascio delle aree di lavoro (il contenimento della contaminazione dentro la "campana" usata per proteggere i singoli pozzetti ha consentito di limitare la dispersione di contaminanti e, di conseguenza, delle superfici da ripulire a fine lavori);
- problematiche legate alla chiusura dei lavori, confrontando le attività imposte dalle procedure di rilascio della macchina (gestibili senza particolari rischi all'interno del locale precedentemente destinato al trattamento dei reflui).

4.9 POSSIBILI EVOLUZIONI FUTURE

La sperimentazione conclusa ha evidenziato come la decontaminazione con l'uso di liquidi e la disponibilità di tecnologie efficaci per il trattamento dei reflui liquidi prodotti, rappresenta un'ottima combinazione e un'opportunità per portare a termine progetti di decontaminazione dei manufatti solidi offrendo importanti vantaggi per la sicurezza degli operatori, per il volume dei rifiuti prodotti e per la maggiore semplicità di allestimento del cantiere.

Al fine di rendere questa opportunità ancora più fruibile si ritiene interessante proporre alcune possibili evoluzioni per l'attività fin qui svolta:

- Realizzazione di uno studio per la sedimentazione dei liquidi prodotti;
- Studio approfondito delle dinamiche con cui i contaminanti penetrano all'interno della matrice cementizia al fine di capire con maggiore precisione fino a che profondità i metalli pesanti, in condizioni di elevata umidità possono penetrare nel cemento. Una migliore comprensione di tale fenomeno potrebbe essere di ausilio nella pianificazione delle attività di bonifica di altri manufatti e nella stima dei volumi di conglomerato cementizio che all'atto della disattivazione dovranno essere trattati come rifiuto radioattivo;

- Studio di soluzioni che consentano il “lavaggio” di pareti o grosse strutture ai fini della decontaminazione senza dover ricorrere a strutture o bacini di contenimento per operare sotto battente di liquido. Irroriatori, vernici decontaminanti e similari potrebbero essere uno strumento importante per la pulizia di grossi manufatti e strutture “edili”;
- Messa a punto di processi per l’inertizzazione finale del contenuto del boiler a fine di un ciclo di processamento, in modo da poter produrre manufatti che possano essere conferiti a strutture di deposito temporaneo o per il lungo termine.

CAPITOLO 5: Conclusioni

Con il presente lavoro di tesi, si è discusso della gestione dei rifiuti radioattivi in Italia e della realizzazione del Deposito Nazionale, che consentirà di sistemare definitivamente ed in sicurezza i rifiuti radioattivi oggi stoccati all'interno di depositi temporanei presenti nel Paese e dell'importanza che i contenitori che "ospitano" i rifiuti radioattivi hanno nel garantire il trasporto e lo stoccaggio in sicurezza degli stessi. Sempre nell'ambito delle operazioni legate al decommissioning, si è descritta e analizzata l'attività sperimentale di decontaminazione di pozzetti interrati contaminati da sostanze radioattive, utilizzando una tecnologia innovativa basata sull'uso di liquidi, affrontata nell'ambito del dottorato in collaborazione con INAIL.

E' stato poi evidenziato come sia importante avere, in tempi brevi, il Deposito Nazionale per i rifiuti radioattivi (ricordiamo che l'iter previsto per l'approvazione del Deposito ha superato la fase di consultazione pubblica).

Nell'ambito di una corretta ed ottimale gestione dei rifiuti radioattivi, è di fondamentale importanza avere dei contenitori che siano quanto più sicuri ed affidabili possibile, andando a proporre delle linee guida sulla progettazione dei contenitori per i rifiuti a media attività.

Per quanto riguarda invece l'attività di decontaminazione dei pozzetti contaminati, dettagliatamente descritta nel Capitolo 4, sulla base dell'ampia mole di dati disponibili provenienti dall'attività sperimentale condotta, si può affermare che i risultati confermano l'idea che la decontaminazione con l'uso di liquidi e la disponibilità di tecnologie efficaci per il trattamento dei reflui liquidi prodotti, rappresenti un'ottima combinazione e un'opportunità per portare a termine progetti di decontaminazione dei manufatti solidi a base cementizia, offrendo importanti vantaggi per la sicurezza degli operatori, per il volume dei rifiuti prodotti e per la maggiore semplicità di allestimento del cantiere.

Rimangono quesiti ancora aperti quali la causa iniziale della contaminazione che non ne permette una accurata valutazione della contaminazione interna iniziale, difficilmente attribuibile in maniera esclusiva alle sole sorgenti solide, l'influenza della qualità del cemento e la sua fessurazione, la profondità massima di penetrazione raggiunta nel tempo. I dati rilevati sono di fondamentale importanza per analisi future e per migliorare il processo di decontaminazione garantendo la massima sicurezza dei lavoratori e dell'ambiente circostante. Nella prosecuzione dell'attività saranno svolte valutazioni numeriche per provare a migliorare la conoscenza della contaminazione iniziale, approfondendo di conseguenza le stime sui fattori di decontaminazione valutati, andandoli poi a comparare numericamente con le tecniche attualmente utilizzate.

RIFERIMENTI BIBLIOGRAFICI

1. Shengyong Liu; Yingyong He; Honghu Xie; Yongjun Ge; Yishan Lin; Zhitong Yao; Meiqing Jin; Jie Liu; Xinyang Chen; Yuhang Sun and Binhui Wang. A State of the Art Review of Radioactive Decontamination Technologies: Facing the Upcoming Wave of Decommissioning and Dismantling of Nuclear Facilities. Sustainability. 2022, 14, 4021.
2. Vohra, K.; Vodonos, A.; Schwartz, J.; Marais, E.A.; Sulprizio, M.P.; Mickley, L.J. Global mortality from outdoor fine particle pollution generated by fossil fuel combustion: Results from GEOS-Chem. Environ. Res. 2021, 195, 110754.
3. Saidi, K.; Omri, A. Reducing CO₂ emissions in OECD countries: Do renewable and nuclear energy matter? Prog. Nucl. Energy 2020, 126, 103425.
4. <https://www.euronuclear.org/nuclear-for-climate/>
5. <https://www.linkiesta.it/2022/03/punto-energia-nucleare-mondo/>
6. <https://pris.iaea.org/pris/>
7. <https://www.meer.com/it/37055-nucleare-in-italia-una-storia-ancora-aperta>
8. <https://www.consilium.europa.eu/it/topics/climate-neutrality/>
9. <https://www.consilium.europa.eu/en/5-facts-eu-climate-neutrality/>
10. <https://www.eni.com/it-IT/attivita/fusione-confinamento-magnetico.html>
11. <https://www.enea.it/it/seguici/le-parole-dellenergia/fonti-rinnovabili-scenari-e-politiche/dipendenza-e-sicurezza-energetica>
12. https://www.treccani.it/magazine/atlante/geopolitica/Il_sistema_energetico_italiano.html

13. <https://temi.camera.it/leg18/post/la-proposta-italiana-di-piano-nazionale-per-l-energia-e-il-clima.html>
14. https://www.repubblica.it/green-and-blue/2022/01/13/news/lo_stallo_delle_rinnovabili-333556730/
15. <https://www.ispionline.it/it/pubblicazione/transizione-energetica-il-futuro-delleolico-e-mare-aperto-31865>
16. Decreto del 7 agosto 2015. “Classificazione dei rifiuti radioattivi, ai sensi dell’articolo 5 del decreto legislativo 4 marzo 2014, n. 45”.
17. <https://www.sogin.it/it/chiusuradelciclonucleare/gestione-dei-rifiuti.html#:~:text=La%20gestione%20dei%20rifiuti%20radioattivi,%3B%20condizioni%3B%20stoccaggio%20e%20smaltimento>
18. <https://www.enea.it/it/seguici/le-parole-dellenergia/fissione-nucleare/i-rifiuti-radioattivi-1>
19. Regione Piemonte, Guida Tecnica n. 26 – “GESTIONE DEI RIFIUTI RADIOATTIVI”.
20. <https://www.enea.it/it/seguici/le-parole-dellenergia/fissione-nucleare/i-rifiuti-radioattivi-1/situazione-in-italia>
21. <https://www.depositonazionale.it/>
22. ISPRA GUIDA TECNICA N. 29 – “Criteri per la localizzazione di un impianto di smaltimento superficiale di rifiuti radioattivi a bassa e media attività”.
23. IAEA – General Safety Guide – GSG-1 – Classification of Radioactive waste – 2009.
24. IAEA Safety Standards Series No. SSR-6. “Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material”. 2018 Edition.
25. IAEA Specific Safety Guide No. SSG-26. “Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material”. 2012 Edition.
26. Decreto Ministeriale 3 gennaio 2007 – Recepimento della direttiva 2006/89/CE della Commissione del 3 novembre 2006, che adatta per la sesta volta al progresso tecnico

- la direttiva 94/55/CE del Consiglio, concernente il ravvicinamento delle legislazioni degli Stati membri, relative al trasporto di merci pericolose su strada.
27. UNI 11784 - Manufatti di rifiuti radioattivi - Contenitori per rifiuti radioattivi solidi di media attività - Caratteristiche e requisiti - 2020.
 28. UNI EN 10027-1 - Sistemi di designazione degli acciai - Parte 1: Designazione simbolica - 2016.
 29. Raccolta VSR – Specificazioni tecniche applicative del Decreto Ministeriale 21 novembre 1972 per la verifica della stabilità dei recipienti in pressione – I.S.P.E.S.L. – Edizione 1999.
 30. ENEA-DISP – Guida Tecnica n. 26 – “Gestione dei rifiuti radioattivi” – settembre 1987.
 31. Wang, J.; Liu, G.; Zhao, L.; Wang, S.; Li, J. Research on nuclear emergency decontamination technology based on strippable coating. *J. Radioanal. Nucl. Chem.* 2019, 322, 1049–1054.
 32. Wu, K.; Ling, X.; Bian, C.; Lu, C. Research Progress of Radioactive Decontamination Methods. *Int. Core J. Eng.* 2021, 7, 206–215.
 33. Zhang, K.; Wang, S.; He, Z.; Wu, M.; Cao, X. Study on acrylate peelable nuclear detergent for film formation at low temperature. *Appl. Radiat. Isot.* 2020, 162, 109187.
 34. Dufour, N.; Dumazert, J.; Barat, E.; Bertrand, G.; Carrel, F.; Dautremer, T.; Lainé, F.; Sari, A. Measurement of low-activity uranium contamination by gamma-ray spectrometry for nuclear decommissioning, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers. Detect. Assoc. Equip.* 2020, 951, 162976.
 35. Lang, A.R.; Engelberg, D.L.; Walther, C.; Weiss, M.; Bosco, H.; Jenkins, A.; Livens, F.R.; Law, G.T. Cesium and strontium contamination of nuclear plant stainless steel: Implications for decommissioning and waste minimization. *ACS Omega* 2019, 4, 14420–14429.

36. Kim, J.H.; Anwer, H.; Kim, Y.S.; Park, J. Decontamination of radioactive cesium-contaminated soil/concrete with washing and washing supernatant - Critical Review. *Chemosphere* 2021, 280, 130419.
37. https://temi.camera.it/leg17/temi/l_unione_dell_energia_e_la_lotta_ai_cambiamenti_climatici

RINGRAZIAMENTI

Desidero ringraziare tutti coloro che mi hanno aiutato nella ricerca e nella realizzazione finale di questo elaborato. Tutte le persone che verranno citate in questi ringraziamenti hanno svolto un ruolo fondamentale nella stesura della tesi.

Ringrazio anzitutto il mio tutor Prof. Ing. Fabio Giannetti, il mio Co-Tutor Prof. Ing. Gianfranco Caruso e l'ing. Andrea Tonti, senza il loro supporto e la loro guida sapiente questa tesi non esisterebbe.

Ringrazio, inoltre, tutti i miei colleghi e compagni che mi hanno supportato e "sopportato" durante questi anni.

Infine, desidero ringraziare con affetto la mia famiglia ed in particolare i miei genitori per il sostegno ed il grande aiuto che mi hanno dato e per essermi stati vicini ogni momento durante questi anni di lavoro.

Dedico questo mio lavoro a tutte le giovani matricole universitarie, il "futuro del Paese", con l'augurio che anche loro un giorno riescano a coronare tutti i propri sogni contribuendo a rendere il mondo un posto migliore.