

**Titolo**

## PIANO DI CARATTERIZZAZIONE RADIOLOGICA DELLE PARTI RESIDUE IN AREA ENEA DELL'IMPIANTO CO.NU-MAGNOX – Fase 1

**Descrittori**
**Tipologia del documento:** Piano di caratterizzazione

**Collocazione contrattuale:**
**Argomenti trattati:** Verifica dei criteri di allontanamento da ex impianti nucleari per matrici diverse

**Sommario**

Viene presentato il Piano di Caratterizzazione delle parti residue in area ENEA dell'impianto CO.NU – MAGNOX per quanto attiene alla prima fase: "Intervento sulla frazione liquida e sulle componenti tecnologiche e infrastrutture".

Revisione 1: modifiche apportate in relazione al recepimento delle condizioni presenti nella Lettera ISPRA CNSNR Prot. Nr. 0029087 del 23/4/2018 e dell'incontro presso ISIN del 6/2/2019.

Per quanto riguarda i Gruppi Omogenei (G.O.) già inclusi nella Revisione 0:


- materiali metallici: implementazione della verifica della concentrazione superficiale;
- materiali cementizi: implementazione della verifica della concentrazione sia superficiale che in massa.

Inoltre è stato aggiunto il G.O. materiali vari (strumentazione annessa al serbatoio) con implementazione della verifica della concentrazione in massa, come richiesto.

**Autori:** C.M. Castellani, I. Vilardi


**Copia n.**
**In carico a:**

REV.	DESCRIZIONE	DATA		REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE
2			NOME			
			FIRMA			
1	REVISIONE GENERALE	3/7/2019	NOME	C.M. Castellani	P. Battisti	E. Fantuzzi
			FIRMA			
0	EMISSIONE	14/3/2018	NOME	C.M. Castellani	P. Battisti	E. Fantuzzi
			FIRMA			


	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-010	Rev. 1	Distrib. L	Pag. di 2 37
-----------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------	--------------	-----------	---------------	-----------------

## Indice

<b>1. SCOPO</b> .....	<b>4</b>
<b>2. STRATEGIA DI RIMOZIONE E CARATTERIZZAZIONE</b> .....	<b>4</b>
<b>3. DESCRIZIONE DEL SITO E DELLE AREE OGGETTO DI BONIFICA</b> .....	<b>6</b>
3.1. Descrizione sintetica delle aree e delle infrastrutture oggetto di bonifica.....	7
<b>4. PIANO DI CARATTERIZZAZIONE DI COMPONENTI, INFRASTRUTTURE E SERBATOIO DELL'IMPIANTO MAGNOX</b> .....	<b>10</b>
4.1. Gruppi omogenei oggetto di caratterizzazione.....	11
4.2. Numerosità dei campioni ai fini della caratterizzazione.....	12
4.2.1. <i>Verifica delle condizioni di allontanamento dei materiali</i> .....	14
4.3. Caratterizzazione dei liquidi nel serbatoio e nel vano serbatoio .....	16
4.3.1. <i>Dati di riferimento validi per ciascuna tipologia di liquidi</i> .....	16
4.3.2. <i>Procedura di campionamento</i> .....	16
4.3.3. <i>Procedura di trattamento campioni e misura</i> .....	16
4.3.4. <i>Tempistica per il completamento della caratterizzazione</i> .....	17
4.3.5. <i>Caratterizzazione approfondita della matrice liquido nel serbatoio</i> .....	17
4.4. Caratterizzazione del serbatoio .....	19
4.4.1. <i>Dati di riferimento</i> .....	19
4.4.2. <i>Procedura di campionamento</i> .....	19
4.4.3. <i>Procedura di trattamento e misura dei campioni</i> .....	20
4.4.4. <i>Tempistica per il completamento della caratterizzazione</i> .....	21
4.5. Caratterizzazione del vano contenente il serbatoio.....	22
4.5.1. <i>Verifica dell'allontanamento sulla base della concentrazione superficiale</i> ....	22
4.5.1.1. <i>Piano per la verifica dell'allontanamento sulla base della concentrazione superficiale</i> .....	22
4.5.1.2. <i>Valutazione dell'efficienza del contaminometro LB-124 per l'uranio naturale 23</i>	
4.5.1.3. <i>Determinazione del bianco tipico</i> .....	25
4.5.1.4. <i>Calcolo dell'attività superficiale e definizione del valore di <math>N_{soglia}</math></i> .....	25
4.5.1.5. <i>Determinazione del valore di MCR e del relativo tempo di misura</i> .....	26
4.5.1.6. <i>Verifica delle condizioni di allontanabilità</i> .....	26
4.5.2. <i>Verifica dell'allontanamento sulla base della concentrazione in massa</i> .....	28
4.5.2.1. <i>Dati di riferimento per la verifica dell'allontanamento sulla base della concentrazione in massa</i> .....	28
4.5.2.2. <i>Procedura di campionamento in massa</i> .....	28
4.5.2.3. <i>Procedura di trattamento campioni e misura</i> .....	29

	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-010	Rev. 1	Distrib. L	Pag. di 3 37
-----------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------	--------------	-----------	---------------	-----------------

<b>4.5.2.4. Tempistica per il completamento della caratterizzazione .....</b>	<b>30</b>
<b>4.5.3. Verifica congiunta dei livelli di allontanamento per concentrazioni in massa e in superficie .....</b>	<b>30</b>
<b>4.6. Caratterizzazione dei materiali vari.....</b>	<b>31</b>
<b>4.6.1. Dati di riferimento per la verifica delle condizioni di allontanabilità in massa</b>	<b>31</b>
<b>4.6.2. Procedura di campionamento in massa.....</b>	<b>31</b>
<b>4.6.3. Procedura di trattamento campioni e misura.....</b>	<b>32</b>
<b>4.6.4. Tempistica per il completamento della caratterizzazione .....</b>	<b>32</b>
<b>4.7. Tabella riassuntiva del piano di caratterizzazione.....</b>	<b>33</b>
<b>5. ALLONTANAMENTO DEI MATERIALI SENZA VINCOLI RADIOLOGICI.....</b>	<b>34</b>
<b>6. RIFERIMENTI.....</b>	<b>37</b>

	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-010	<b>Rev.</b> 1	<b>Distrib.</b> L	<b>Pag.</b> 4	<b>di</b> 37
-----------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------	--------------	------------------	----------------------	------------------	-----------------

## 1. SCOPO

A seguito di quanto emerso e deciso in sede della Conferenza dei Servizi, indetta dal Comune di Rotondella ai sensi degli artt. 242-245 del D.Lgs. 152/2006 e ss.mm.ii., alla luce dei seguenti documenti:

- Relazione Tecnica d'Intervento – Rimozione strutture interrato dell'Impianto dismesso CO.NU MAGNOX, inviata insieme a SO.GI.N. Spa (prot. N.0075784 del 5/12/2017),
- Comunicazione del Centro Nazionale per la Sicurezza Nucleare e la Radioprotezione dell'I.S.P.R.A. (prot. 62846 del 18/12/2017),
- Piano Operativo Rimozione strutture interrato dell'Impianto dismesso CO.NU MAGNOX, inviato insieme a So.GI.N. Spa in data 11.01.2018,
- Comunicazione del Centro Nazionale per la Sicurezza Nucleare e la Radioprotezione dell'I.S.P.R.A. (prot. 17304 del 16/02/2018),
- Integrazione del Piano Operativo per la Rimozione Serbatoio e Condotta in Area ENEA (prot. ENEA/2018/9937/ISER del 21/02/2018),

il presente documento fornisce la descrizione del piano di caratterizzazione per le componenti e infrastrutture delle strutture interrato dell'impianto CO.NU MAGNOX nel sito del CR ENEA TRISAIA di Rotondella (MT) ai fini della loro rimozione e della gestione dei materiali di risulta.

In particolare, il presente documento si riferisce alle sole infrastrutture del vano serbatoio e del serbatoio stesso che sono oggetto di bonifica nella prima fase.

## 2. STRATEGIA DI RIMOZIONE E CARATTERIZZAZIONE


L'obiettivo dell'ENEA è quello dello smontaggio, caratterizzazione radiologica e rimozione di tutta la componentistica residua dell'impianto CO.NU MAGNOX interrato nelle aree di proprietà dell'ENEA all'interno del sito CR TRISAIA di Rotondella (MT).

Si prevede pertanto di suddividere le operazioni in 2 fasi principali:

### Fase 1: Intervento sulla frazione liquida e sulle componenti tecnologiche e infrastrutture

Attività previste:

- scansione radiologica preliminare di materiali e strutture per fini radioprotezionistici e di sicurezza degli operatori;
- campionamento, caratterizzazione radiologica, raccolta, gestione e allontanamento dei liquidi presenti nel serbatoio e nel vano in calcestruzzo di confinamento del serbatoio;
- campionamento, caratterizzazione radiologica ed eventuale bonifica del vano in calcestruzzo in cui è confinato il serbatoio;
- campionamento, caratterizzazione radiologica, rimozione e allontanamento del serbatoio e delle apparecchiature di servizio annesse al serbatoio (idrauliche ed elettriche);
- indagine conoscitiva di localizzazione e stato di conservazione ed eventuale contenuto della condotta (percorso e profondità) mediante sistemi endoscopici, anche al fine di evidenziare eventuali danneggiamenti che possano aver determinato sorgenti puntuali di contaminazione e consentire quindi una più puntuale azione di caratterizzazione nella fase 2.

	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-010	Rev. 1	Distrib. L	Pag. di 5 37
-----------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------	--------------	-----------	---------------	-----------------

Fase 2: Intervento finalizzato alla rimozione della condotta

Attività previste:

- caratterizzazione preliminare e misure radiometriche sul terreno a fini radioprotezionistici e in vicinanza di eventuali punti di deterioramento della condotta;
- rimozione, segregazione, campionamento, caratterizzazione e allontanamento della condotta;
- raccolta, campionamento, caratterizzazione e allontanamento dei liquidi eventualmente presenti all'interno della condotta.

Alcune operazioni pianificate potranno subire delle variazioni sulla base dei dettagli al momento non noti e riscontri che dovessero emergere durante l'attività di rimozione delle varie parti residue.

Le operazioni della *fase 2* saranno realizzate sulla base degli esiti della *fase 1* in considerazione della conoscenza attuale dello stato delle parti residue dell'Impianto MAGNOX, in particolare delle incognite circa il percorso e la profondità dei tratti della condotta, oltre che sulla base dei risultati della frazione liquida contenuta nel serbatoio e della caratterizzazione delle componenti.

Le operazioni di prelievo dei campioni ai fini della caratterizzazione radiologica delle componenti, nonché della rimozione delle stesse saranno affidate, sulla base di opportune procedure operative, a NUCLECO S.p.A., mentre le attività di caratterizzazione radiologica dei materiali saranno effettuate dall'Istituto di Radioprotezione dell'ENEA.

Ove richiesto, sarà comunicato in anticipo il cronoprogramma dei prelievi e delle misure nelle varie fasi delle operazioni.

Gli esiti della caratterizzazione radiologica e le valutazioni circa i vincoli radiologici dei materiali saranno trasmesse a ISIN (già ISPRA) e ARPAB da parte dell'ENEA con congruo anticipo prima dell'allontanamento dei materiali.

Al termine delle operazioni di caratterizzazione radiologica, il fondo scavo del percorso della condotta e le pareti saranno oggetto dei rilievi di verifica di conformità ai sensi del D.Lgs.152/2006 e ss.mm.ii..

**Si sottolinea che, stante la peculiarità delle attività svolte presso l'Impianto MAGNOX, la contaminazione possibile delle parti residue oggetto di bonifica è eventualmente imputabile al solo uranio con arricchimento in massa di U-235 pari a 0.71%, vale a dire uranio naturale.**

Si sottolinea altresì che gli eventuali rifiuti radioattivi saranno conferiti a NUCLECO S.p.A. per il trattamento e per il confezionamento al fine del conferimento al soggetto incaricato allo stoccaggio e gestione del rifiuto, in attesa del conferimento finale al Deposito Nazionale.

Con le stesse modalità saranno conferiti tutti i materiali di risulta che, a causa di vincoli di natura radiologica, non potranno essere allontanati incondizionatamente.

<b>ENEA</b>	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-010	<b>Rev.</b> 1	<b>Distrib.</b> L	<b>Pag.</b> 6	<b>di</b> 37
-------------	-----------------------------	--------------	------------------	----------------------	------------------	-----------------

### 3. DESCRIZIONE DEL SITO E DELLE AREE OGGETTO DI BONIFICA

L'installazione produttiva impianto "MAGNOX" della società Combustibile Nucleare S.p.A. (CO.NU) ha operato presso il sito CR ENEA della Trisaia per un periodo di circa 20 anni fino al 1988.

Il serbatoio e le infrastrutture annesse interrate sono posizionate nell'area Ovest del Centro Ricerche ENEA Trisaia come illustrato in figura 1.

La componentistica tecnologica dell'impianto "MAGNOX", utilizzata per le operazioni previste dal ciclo produttivo, risultava confinata in un capannone di tipo industriale (edificio R21) ubicato all'interno del sito ENEA Trisaia senza una specifica recinzione di pertinenza, e indicativamente riportato nello stralcio planimetrico in figura 2.



**Figura 1: Posizione (area intervento) parti residue impianto CO.NU. MAGNOX.**



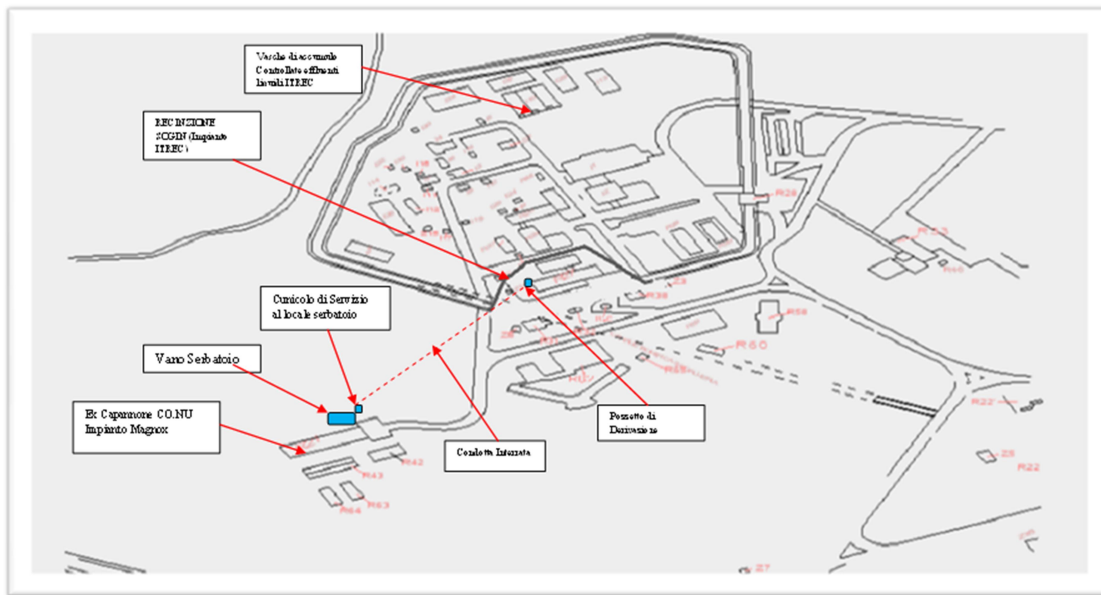


Figura 2: Particolare dell'area di intervento.

### 3.1. Descrizione sintetica delle aree e delle infrastrutture oggetto di bonifica

A seguito di una serie di sopralluoghi appositamente eseguiti sul campo, sono stati individuati le infrastrutture e i manufatti, già indicati schematicamente in figura 2, e di seguito elencati:

- vano serbatoio e relativo pozzetto di ispezione
- serbatoio e servizi ausiliari (elettrici ed idraulici)
- tubazione di collegamento fra il serbatoio e pozzetto di derivazione
- tubazione di adduzione proveniente dall'edificio che ospitava l'impianto MAGNOX


Il **vano serbatoio**, al cui interno è alloggiato il serbatoio di accumulo degli effluenti liquidi, è costituito da un manufatto in cemento armato interrato. La struttura portante di tale locale è formata da una gabbia perimetrale in muratura portante di cemento armato a geometria parallelepipedica.

La superficie di copertura del vano serbatoio è costituita da una piastra in cemento armato spessorata, munita di setti in calcestruzzo rimovibili, realizzata in opera successivamente alla prima installazione del serbatoio. Il piano di copertura di tale locale è accessoriatato di una struttura leggera in metallo, rimovibile, con funzione di impermeabilizzazione dagli eventi meteorologici.

Adiacente al vano serbatoio è presente un **cunicolo di servizio** verticale, anch'esso in cemento armato, a sezione quadrata con copertura sommitale rimovibile che consente, tramite apposita scala ancorata alla parete interna, di raggiungere il locale serbatoio per la normale manutenzione delle componentistiche tecnologiche associate al serbatoio.

Dall'alto di detto cunicolo è stata verificata, a livello piano di calpestio, la presenza di un battente di acqua che sarà oggetto di campionamento.

Il **serbatoio** metallico (acciaio inox), ancorato al fondo del vano in calcestruzzo, è un cilindro orizzontale, di diametro di 1810 mm e altezza di 4000 mm (esclusi i 2 fondelli ellittici laterali di chiusura); la sua capacità complessiva è superiore a 11 metri cubi.

	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-010	<b>Rev.</b> 1	<b>Distrib.</b> L	<b>Pag.</b> 8	<b>di</b> 37
-----------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------	--------------	------------------	----------------------	------------------	-----------------

Nel vano serbatoio e annesso cunicolo laterale di accesso al vano serbatoio sono visibili alcuni servizi idraulici ausiliari oltre che il quadro e le linee elettriche collocati esternamente alle pareti interne del vano serbatoio (di seguito identificati come “Materiali vari”).

La **condotta a valle del serbatoio** di collegamento fra il serbatoio e il pozzetto di derivazione a valle (ubicato presso l’edificio R27 ricadente nell’area del CR ENEA Trisaia) è costituita da una condotta in polietilene ad alta densità di diametro esterno di circa 50-60 mm. In uscita al serbatoio la condotta risulta interrata ad una profondità di circa 1.5 m dal livello campagna.

La **condotta di adduzione** al serbatoio è costituita da un collegamento idraulico in acciaio, quantomeno nella parte attualmente visibile affacciata al serbatoio, che convogliava le utenze tecnologiche interne all’ex capannone CO.NU. (Edificio R21 CR ENEA Trisaia)

Di entrambe le condotte non sono noti né il tracciato, né il percorso né la profondità.

In Figura 3 è riportato un riscontro fotografico delle infrastrutture elencate.



Vano interrato in cemento armato sul cui fondo è ancorato il serbatoio di raccolta effluenti liquidi impianto Magnox


Capannone ex CO.NU in cui erano installate le componenti impiantistiche Magnox



Cunicolo di Servizio associato al vano serbatoio



**Figura 3: Riscontri fotografici delle infrastrutture nell'area di intervento.**

	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-010	Rev. 1	Distrib. L	Pag. di 10 37
-----------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------	--------------	-----------	---------------	------------------

#### 4. PIANO DI CARATTERIZZAZIONE DI COMPONENTI, INFRASTRUTTURE E SERBATOIO DELL'IMPIANTO MAGNOX

Ai fini della rimozione delle strutture e delle componenti sarà effettuata una scansione radiologica preliminare per identificare eventuali superfici contaminate ai fini della radioprotezione degli addetti alle operazioni.

Successivamente ciascun materiale sarà oggetto di caratterizzazione attraverso il prelievo di campioni e l'effettuazione di specifiche misure radiometriche atte ad individuare quali possano essere destinati all'allontanamento senza vincoli radiologici.

Ove, a seguito dei risultati delle misure di caratterizzazione, ciò non sia realizzabile, si procederà al conferimento a NUCLECO S.p.A. dei materiali in esame come residui di bonifica per loro eventuale trattamento e/o confezionamento e successiva riconsegna al soggetto incaricato a stoccaggio e gestione del rifiuto.

Unica eccezione è costituita dal vano in calcestruzzo che non sarà rimosso e, ove risultasse contaminato, sarà sottoposto a scarificazione e bonifica in loco, anche in questo caso con conferimento dei materiali di risulta a NUCLECO S.p.A.

Ogni materiale, ed in particolare le strutture o componenti metallici, sarà oggetto di prelievo di un numero rappresentativo di campioni al fine di escludere la potenziale presenza di contaminazione superficiale e/o massica.


La rappresentatività del numero di campioni prelevati per ciascun materiale è stabilita sulla base di metodi statistici e sui risultati delle misure eseguite su una parte dei campioni prelevati, cosiddetta fase di *pre-caratterizzazione*. Tale fase permette sia di verificare l'omogeneità del Gruppo Omogeneo (G.O.) (materiale) in esame, sia di determinare, con significatività statistica, il numero complessivo, N, su cui eseguire le misure radiometriche di caratterizzazione completa.

I campioni prelevati saranno sigillati e catalogati attraverso opportuna codifica riportata su un *modulo di identificazione campione* contenente data e ubicazione del prelievo nonché le caratteristiche del campione stesso. Sarà curata la tracciabilità dei campioni dal momento di prelievo alla consegna al laboratorio di misure mediante sigillo di custodia nonché ricevuta di accettazione campioni. Sarà approntato un idoneo registro contenente, oltre al modulo di identificazione campione, la ricevuta di accettazione firmata dal laboratorio ed il referto di misura.

Su tutti i campioni prelevati saranno effettuate misure radiometriche al fine di determinare la concentrazione di uranio naturale. La tecnica di misura prescelta è la spettrometria di massa a plasma induttivamente accoppiato (ICP-MS). Essa è in grado di determinare separatamente e con grande precisione le concentrazioni in massa di U-238 e U-235 ed è caratterizzata da una sensibilità di misura non conseguibile con nessuna altra tecnica *radiometrica*, basata cioè sulla misura della radioattività anziché sulla massa del radionuclide. Generalmente tale tecnica non richiede peraltro un pretrattamento chimico del campione particolarmente complesso, essendo lo stesso di norma volto sostanzialmente alla solubilizzazione e al condizionamento del campione stesso.

Traducendo, attraverso i valori di attività specifica<sup>a</sup> dei due radioisotopi, il dato di concentrazione in massa, ottenuta dalla misura ICP-MS, in concentrazione in attività, i Limiti di Rivelazione (Detection Limit - DL) ottenibili mediante ICP-MS per entrambi i radionuclidi risultano dell'ordine di  $10^{-5}$  Bq/g<sub>campione</sub> per le matrici più sfavorevoli (solidi) e  $10^{-8}$  Bq/g<sub>campione</sub>

<sup>a</sup> rispettivamente  $1.244 \times 10^4$  Bq/g per U-238,  $7.995 \times 10^4$  Bq/g per U-235 [<sup>10</sup>]

	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-010	Rev. 1	Distrib. L	Pag. di 11 37
-----------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------	--------------	-----------	---------------	------------------

per le matrici liquide. Tali valori risultano inferiori rispettivamente di circa 2 e 5 ordini di grandezza rispetto a quanto conseguibile con la spettrometria alfa (DL dell'ordine di  $1 \times 10^{-3}$  Bq/g<sub>campione</sub>), la tecnica *radiometrica* più sensibile per la misura dei radionuclidi alfa emettitori, quali gli isotopi dell'uranio naturale.

Oltre a permettere di verificare agevolmente la natura dell'uranio in esame (attraverso il rapporto U-235/U-238), la spettrometria di massa tipo ICP risulta particolarmente indicata quando la caratterizzazione preveda anche analisi di matrici di riferimento ("bianco") ove l'uranio può essere naturalmente presente in modo non trascurabile, se pur non di rado a livelli al limite della rivelabilità per le tecniche di misura alternative o comunque tali da comportare, sempre con tali tecniche, valori di concentrazione misurata affetti da incertezze associate eccessivamente elevate.

#### 4.1. Gruppi omogenei oggetto di caratterizzazione

Per le parti residue dell'Impianto CO.NU MAGNOX da trattare nella *fase 1* delle attività di bonifica sono individuabili i seguenti *gruppi omogenei* di materiali:


1. liquido presente nel serbatoio
2. liquido presente nel vano di confinamento del serbatoio e nel pozzetto di ispezione
3. serbatoio (acciaio)
4. vano di confinamento del serbatoio (calcestruzzo)
5. materiali vari

Stanti le attività cui era finalizzato l'Impianto MAGNOX, la contaminazione eventualmente possibile delle parti residue oggetto di bonifica è ascrivibile solamente a uranio con concentrazione relativa in massa di U-235 pari a 0.71% , ossia a uranio naturale.

Per i liquidi, il calcestruzzo del vano nonché il serbatoio in acciaio, matrici per le quali l'uranio di origine naturale è sempre presente in concentrazioni anche non trascurabili, la verifica delle condizioni di rilasciabilità dovrà essere necessariamente eseguita per comparazione con la concentrazione in massa di U-238 e U-235 in campioni di materiali di riferimento, cosiddetti campioni di "bianco", da intendersi come campioni del tutto simili per natura e origine a quelli in esame, ma per i quali è certa l'assenza di contaminazione aggiuntiva derivante da attività antropiche.

Per tali matrici dovrà pertanto essere specificatamente identificato un idoneo materiale "bianco" da campionare contestualmente ai campioni delle parti residue dell'impianto potenzialmente contaminate da uranio, e sui quali eseguire in parallelo una serie opportuna di determinazioni mediante ICP-MS della concentrazione di U-238 e U-235 per l'effettuazione di un confronto.

Per quanto attiene i materiali vari per il quale la presenza di uranio di origine naturale può essere considerata trascurabile, si procederà al prelievo di un numero rappresentativo di campioni sui quali effettuare la determinazione del contenuto di uranio al fine di escludere la presenza di una contaminazione massica significativa.

	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-010	Rev. 1	Distrib. L	Pag. di 12 37
-----------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------	--------------	-----------	---------------	------------------

## 4.2. Numerosità dei campioni ai fini della caratterizzazione

La numerosità dei campioni per ciascun gruppo omogeneo ai fini della caratterizzazione della concentrazione superficiale o in massa è stabilita sulla base di criteri statistici che ne garantiscono la rappresentatività rispetto alla totalità del materiale sotto indagine.

### Gruppi omogenei caratterizzati **rispetto a un campione di riferimento (csd. "bianco")**

Per i materiali ove i radioisotopi dell'uranio sono naturalmente presenti (liquidi/acqua, calcestruzzo ed acciaio), la caratterizzazione è effettuata in comparazione a campioni di riferimento, cosiddetti campioni di "bianco". La numerosità dei campioni da prelevare e misurare per i gruppi omogenei di questo tipo è stabilita utilizzando l'approccio della normativa tecnica di riferimento americana redatta, in modo congiunto, da tutte Agenzie di Controllo Americane, "Multi-Agency Radiation Safety and Site Investigation Manual", MARSSIM [1], incluso il suo supplemento "The Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Materials and Equipment manual" (MARSAME) [2]

La rappresentatività dei campioni del presente piano è determinata con l'ipotesi statistica di base del 5% di falsi positivi e 5% di falsi negativi.

Vengono prelevati 20 campioni sul gruppo omogeneo in indagine e 10 o 20 campioni di riferimento di analogo materiale (di seguito chiamato "bianco").

Le misure di caratterizzazione del gruppo omogeneo saranno eseguite su un numero  $N$  di campioni, determinato attraverso una fase di pre-caratterizzazione del gruppo omogeneo stesso. Nel caso in esame il numero  $N$  è suddiviso equamente ( $N/2$ ) fra i campioni in esame e i campioni di "bianco".

In primo luogo, durante la fase di pre-caratterizzazione, vengono effettuate le misure su una porzione dei campioni prelevati la cui numerosità è indicata con  $N_{pre}$ . Il numero di campioni per la pre-caratterizzazione è scelto fra 5 e 20, come indicato nel manuale MARSSIM in questi casi <sup>b</sup>.

Sulla base delle risultanze delle misure sugli  $N_{pre}$  campioni si valuta la media aritmetica e lo scarto tipo aritmetico,  $\sigma_{camp}$ , degli  $N_{pre}$  campioni.

Per la valutazione dello scarto tipo complessivo si aggiunge, in quadratura, l'incertezza di misura (intesa con fattore di copertura  $k=1$ ),  $S_s$ . Da cui:

$$\sigma = \sqrt{\sigma_{camp}^2 + S_s^2} \quad [1]$$


Successivamente si determina il valore del parametro  $\frac{\Delta}{\sigma}$  per  $\Delta = LAN_{238} - LZG$ , ove  $LAN_{238}$  è il Livello di Allontanamento Normalizzato al U-238 per lo specifico gruppo omogeneo (vedi Capitolo 5) e  $LZG$  è il Livello della Zona Grigia, fissato, in questi casi, a  $LAN_{238}/2$  [3]. Da cui

$$\frac{\Delta}{\sigma} = \frac{LAN_{238}}{2 * \sigma} \quad [2]$$

Sulla base del valore di  $\frac{\Delta}{\sigma}$  si determina poi, tramite una specifica funzione [4] o attraverso i valori tabulati nella pubblicazione MARSSIM (Tab. 5.1 di pag. 5-28), il valore di  $P_r$  da

<sup>b</sup> § 5.5.2.2 Contaminant Present in Background: - Determining Numbers of Data Points for Statistical Test "... 1) perform some limited preliminary measurements (about 5 to 20) to estimate the distributions ... "



	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-010	Rev. 1	Distrib. L	Pag. di 13 37
-----------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------	--------------	-----------	---------------	------------------

introdurre nell'equazione [3] (equazione di Noether) per la determinazione finale del numero totale di campioni da sottoporre a misurazione, N (di cui N/2 campioni di materiale sotto indagine e N/2 campioni di "bianco"):

$$N = \frac{(Z_{1-\alpha} + Z_{1-\beta})^2}{3(P_r - 0.5)^2} \quad [3]$$

Per  $\alpha = \beta = 0.05$  si ha

$$N = \frac{(1.645 + 1.645)^2}{3(P_r - 0.5)^2} \quad [4]$$

Il valore di N così ottenuto è incrementato di un 20% e arrotondato all'intero superiore, per tenere conto di eventuali campionamenti non utilizzabili.

### Gruppi omogenei caratterizzati **senza** un campione di riferimento

Per i materiali per i quali la presenza di U-238 di origine naturale è da considerarsi del tutto trascurabile (Materiali vari), non si effettuano prelievi e misure su campioni di riferimento e la numerosità N è stabilita, in attuazione alla norma UNI 11458 - *Materiali solidi provenienti da impianti nucleari. Metodi e procedure per il controllo radiologico ai fini dell'allontanamento* [5], sulla base delle misure su un limitato numero di campioni ( $N_{pre}$ ) che permettono di valutare sia il *valore medio aritmetico*, VM, che lo *scarto tipo campionario* delle misure,  $\sigma_{camp}$ .

Gli eventuali valori di misura riferiti come "minori del limite di rivelazione", per la determinazione del *valore medio aritmetico* e dello *scarto tipo campionario*, saranno posti pari al limite di rivelazione stesso.

Anche in questo caso, per la determinazione dello scarto tipo complessivo si aggiunge in quadratura allo scarto tipo campionario *l'incertezza di misura* (intesa con fattore di copertura  $k=1$ ),  $S_s$ . Da cui si applica anche in questo caso la equazione:

$$\sigma = \sqrt{\sigma_{camp}^2 + S_s^2} \quad [5]$$


Il valore del numero totale di campioni da sottoporre a misura, N, è determinato attraverso il valore del parametro  $\Delta/\sigma$ , in questo caso calcolato sulla base della differenza tra il livello di allontanamento normalizzato all'U-238 e il valore medio aritmetico e cioè:  $\Delta = LAN_{238} - VM$ . Da cui:

$$\frac{\Delta}{\sigma} = \frac{LAN_{238} - VM}{\sigma} \quad [6]$$

Come indicato nella suddetta norma UNI 11458, sulla base del valore di  $\Delta/\sigma$ , si determina il valore della probabilità P attraverso specifiche equazioni (cfr. Appendice §B.1, della norma) da inserire nella seguente equazione:

$$N = \frac{(Z_{1-\alpha} + Z_{1-\beta})^2}{4(P - 0.5)^2} \quad [7]$$

Anche in questo caso per  $\alpha = \beta = 0.05$  si ha

	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-010	Rev. 1	Distrib. L	Pag. di 14 37
-----------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------	--------------	-----------	---------------	------------------

$$N = \frac{(1.645+1.645)^2}{4(P-0.5)^2} \quad [8]$$

Si incrementa il valore di N per un 20% e si arrotonda come nel caso precedente all'intero superiore.

#### **4.2.1. Verifica delle condizioni di allontanamento dei materiali**

##### **Gruppi omogenei caratterizzati *rispetto a* un campione di riferimento "bianco"**

Successivamente all'acquisizione dei risultati di misura per l'U-238 degli N/2 campioni del materiale in esame e degli N/2 campioni del materiale di riferimento "bianco", si verifica se la differenza della media dei valori del materiale in esame e la media dei valori del materiale di riferimento è maggiore del *livello di allontanamento normalizzato* all'U-238,  $LAN_{238}$ . Ove ciò sia verificato, il materiale non può essere allontanato senza vincoli radiologici.

Viceversa se la differenza tra la più grande misura del materiale in analisi e la più piccola misura del materiale di riferimento è minore di  $LAN_{238}$ , il materiale è allontanabile senza vincoli radiologici.

Nel caso in cui la differenza tra la media dei valori del materiale in esame e la media dei valori del materiale di riferimento è inferiore a  $LAN_{238}$ , ma la differenza di alcuni singoli valori delle misure nel materiale in analisi e del materiale di riferimento sono maggiori di  $LAN_{238}$ , si applica invece un test statistico, il test di Wilcoxon Rank Sum [6], ed in relazione al risultato del test si fa riferimento a una delle due situazioni di allontanamento precedenti.

Tale procedura decisionale viene sintetizzata in Tabella A.

##### **Gruppi omogenei caratterizzati *senza* un campione di riferimento**

Sulla base delle N misure il materiale risulterà allontanabile se tutte le misure saranno inferiori al *livello di allontanamento normalizzato* all'U-238,  $LAN_{238}$ .

Viceversa se la media aritmetica dei valori sarà maggiore di  $LAN_{238}$  il materiale sarà classificato radiologicamente rilevante.

Nel caso in cui la media aritmetica dei valori fosse inferiore a  $LAN_{238}$  ma qualche singolo valore ne fosse al di sopra, si utilizzerà un test statistico, il Sign Test [7] al fine di verificare l'allontanabilità del materiale *in toto*.

Tale procedura decisionale viene sintetizzata in Tabella B.


**TABELLA A: Verifica delle condizioni di allontanabilità per i gruppi omogenei caratterizzati rispetto a un campione di riferimento “bianco” (liquidi , calcestruzzo, e acciaio).**

Risultato delle misure	Conclusioni	Allontana- mento senza vincoli	Azione
La differenza tra il valore massimo di concentrazione di U-238 (in Bq/g <sub>campione</sub> o Bq/cm <sup>2</sup> ) misurato nel gruppo omogeneo in esame e il valore minimo di concentrazione di U-238 misurato nel “bianco” è inferiore allo specifico LAN <sub>238</sub>	Il gruppo omogeneo in indagine soddisfa il criterio di allontanamento	SI	Il gruppo omogeneo può essere allontanato senza vincoli radiologici.  Il materiale è disponibile per i prelievi per le analisi chimiche convenzionali e/o classificazione come rifiuto speciale.
La differenza tra la media dei valori di concentrazione di U-238 (in Bq/g <sub>campione</sub> o Bq/cm <sup>2</sup> ) misurati nel gruppo omogeneo in esame e la media dei corrispondenti valori misurati nel “bianco” è superiore allo specifico LAN <sub>238</sub>	Il gruppo omogeneo in indagine NON soddisfa il criterio di allontanamento	NO	Il gruppo omogeneo è conferito come rifiuto radioattivo per trattamento, confezionamento e restituzione.
La differenza tra la media dei valori di concentrazione di U-238 (in Bq/g <sub>campione</sub> o Bq/cm <sup>2</sup> ) misurati nel gruppo omogeneo in esame e la media dei corrispondenti valori misurati nel “bianco” è inferiore allo specifico LAN <sub>238</sub> ma la differenza tra un qualsiasi valore di concentrazione di U-238 misurato nel gruppo omogeneo in esame e un qualsiasi valore di concentrazione di U-238 misurato nel “bianco” è superiore allo specifico LAN <sub>238</sub>	Condurre il test Wilcoxon Rank Sum (MARSSIM § 8.4.2)	In relazione al risultato del test.	In relazione al risultato del test si fa riferimento a uno dei due casi sopra indicati.

**TABELLA B: Verifica delle condizioni di allontanabilità per i gruppi omogenei caratterizzati senza un campione di riferimento (materiali vari)**

Risultato delle misure	Conclusioni	Allontana- mento senza vincoli	Azione
Tutte le misure di concentrazione in di U-238 (in Bq/g <sub>campione</sub> ) risultano inferiori al valore di LAN <sub>238</sub> per il gruppo omogeneo in esame	Il gruppo omogeneo in indagine soddisfa il criterio di allontanamento	SI	Il gruppo omogeneo può essere allontanato senza vincoli radiologici.  Il materiale è disponibile per i prelievi per le analisi chimiche convenzionali e/o classificazione come rifiuto speciale.
La media delle misure di concentrazione di U-238 (in Bq/g <sub>campione</sub> ) è maggiore del valore del LAN <sub>238</sub> per il gruppo omogeneo in esame	Il gruppo omogeneo in indagine NON soddisfa il criterio di allontanamento	NO	Il gruppo omogeneo è conferito come rifiuto radioattivo per trattamento, confezionamento e restituzione.
La media delle misure di concentrazione U-238(in Bq/g <sub>campione</sub> ) è minore del valore di LAN <sub>238</sub> per il gruppo omogeneo in esame, ma qualche singola misura risulta maggiore	Condurre il Sign Test (UNI 11458 pag. 12 App. B)	In relazione alle risultanze del test	In relazione al risultato del test si fa riferimento a uno dei due casi precedenti.



	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-010	Rev. 1	Distrib. L	Pag. di 16 37
-----------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------	--------------	-----------	---------------	------------------

### 4.3. Caratterizzazione dei liquidi nel serbatoio e nel vano serbatoio

Dovranno specificatamente e separatamente essere caratterizzati:

- a) il liquido contenuto del serbatoio metallico (volume stimato circa 5-6 m<sup>3</sup>)
- b) il liquido contenuto nel vano in calcestruzzo (volume stimato circa 1 m<sup>3</sup>)

La procedura di caratterizzazione, di seguito descritta, è analoga per entrambe le provenienze dei liquidi e prevede la determinazione separata della concentrazione di U-238 e U-235 rispettivamente nella componente disciolta e nella componente in sospensione. Entrambe tali componenti saranno considerate come costituenti di tale gruppo omogeneo.

#### 4.3.1. Dati di riferimento validi per ciascuna tipologia di liquidi

- Numero campioni di liquido potenzialmente contaminato da prelevare, N = 20
- Numero campioni da impiegare in pre-caratterizzazione [8], N<sub>pre</sub> = 7
- Numero campioni di riferimento (bianco) da prelevare N<sub>b</sub> = 20
- Dimensione campioni (inclusi campioni di bianco): 1000 mL circa
- Il numero (N/2) di campioni sia potenzialmente contaminati sia di “bianco” che verranno sottoposti a misura saranno stabiliti applicando il criterio precedentemente esposto (paragrafo 4.2) sulla base degli esiti delle misure di pre-caratterizzazione.

#### 4.3.2. Procedura di campionamento

Per quanto concerne il serbatoio e il vano del serbatoio, i campioni di liquido verranno raccolti mediante pompa aspirante in diversi punti e a diverse profondità (ove possibile). Per ogni tipologia (provenienza) saranno prodotti:


- n° 20 campioni di liquido potenzialmente contaminato
- n° 20 campioni di bianco costituiti dall’acqua di rete da prelevare in diversi edifici del CR Trisaia, ivi incluso l’edificio “ex MAGNOX”.

I campioni verranno conservati in bottiglie da laboratorio nuove in plastica semi-trasparente, di capacità pari a 1 litro e dotate di doppio tappo di chiusura (a pressione e a vite). Ogni bottiglia sarà catalogata con etichetta recante i seguenti dati:

- codice identificativo del campione
- tipologia di matrice e provenienza
- punto di prelievo (come da apposita piantina)
- massa del campione
- data di campionamento

#### 4.3.3. Procedura di trattamento campioni e misura

- Viene effettuata una distinzione tra componente in fase liquida, contenente la frazione disciolta, e la componente in sospensione.
- Dopo pesatura, ogni campione è sottoposto a filtrazione per la separazione delle due componenti che saranno poi analizzate applicando distinte procedure per la determinazione della concentrazione di uranio (U-238 e U-235).
- La componente liquida risultante dalla filtrazione viene pesata e quindi misurata direttamente in ICP-MS previa semplice diluizione con aggiunta di acqua acidulata per la riduzione della concentrazione di sali.
- La componente in sospensione, portata a peso costante per evaporazione in muffola, viene anch’essa pesata e quindi omogeneizzata; da tale quantità si preleva una

	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-010	Rev. 1	Distrib. L	Pag. di 17 37
-----------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------	--------------	-----------	---------------	------------------

aliquota di 0.2 g da sottoporre a pre-trattamento di dissoluzione totale in muffola a microonde.

- Il campione così ottenuto (soluzione acida) viene infine opportunamente trattato in modo da portarlo alle condizioni di pH, trasparenza e concentrazione di sali idonee per l'effettuazione della misura diretta in ICP-MS.
- Viene eseguita la misura mediante ICP-MS della concentrazione in massa di U-238 e U-235 nella componente in soluzione e nella componente in sospensione

I dati di misura vengono refertati fornendo separatamente per ciascuna delle due componenti (soluzione e sospensione) la massa totale nel campione e i valori di concentrazione di attività di U-238 e U-235.

I valori tipici del limite di rivelazione per la componente in soluzione (Detection Limit, DL) espressi in termini di concentrazione di attività sono:

- DL (U-238) = 1.9E-08 Bq/g<sub>campione</sub>
- DL (U-235) = 1.6E-08 Bq/g<sub>campione</sub>

I valori tipici del limite di rivelazione per la componente in sospensione (Detection Limit, DL) espressi in termini di concentrazione di attività sono:

- DL (U-238) = 9.3E-06 Bq/g<sub>campione</sub>
- DL (U-235) = 8.0E-06 Bq/g<sub>campione</sub>

Ai fini dell'allontanamento, per ciascun campione verrà altresì refertato il dato di concentrazione totale del solo U-238 ( $C_{T-238}$ ), calcolata con la seguente formula:

$$C_{T-238} = \frac{m_L * C_{L-238} + m_S * C_{S-238}}{m_L + m_S} \quad (\text{in Bq/g}_{\text{campione}}) \quad [9]$$

ove:

- $m_L$  = massa in g della componente liquida del campione ottenuta dopo filtrazione
- $m_S$  = massa in g della componente in sospensione del campione ottenuta dopo filtrazione ed essiccazione
- $C_{L-238}$  = concentrazione di U-238 in Bq/g della componente liquida del campione
- $C_{S-238}$  = concentrazione di U-238 in Bq/g della componente in sospensione del campione


#### **4.3.4. Tempistica per il completamento della caratterizzazione**

- Liquidi provenienti dal serbatoio: 2-3 settimane (dall'arrivo dei campioni in laboratorio)
- Liquidi provenienti vano di contenimento del serbatoio: 2-3 settimane (dall'arrivo dei campioni in laboratorio)


#### **4.3.5. Caratterizzazione approfondita della matrice liquido nel serbatoio**

Tenuto conto che il liquido presente nel serbatoio, incluso l'eventuale sedimento, costituisce nel caso di specie la matrice che più verosimilmente rappresenta il termine sorgente della potenziale contaminazione dei gruppi omogenei di materiale individuati sia per la fase 1 che per la fase 2, si procederà alla effettuazione su n.1 campione di tale liquido, unitamente ad 1 campione di "bianco", di una caratterizzazione più articolata costituita da:

- Spettrometria di massa per la determinazione di U-238 e U-235 separatamente, previa filtrazione, sia sulla componente disciolta che su quella in sospensione.

	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-010	<b>Rev.</b> 1	<b>Distrib.</b> L	<b>Pag.</b> 18	<b>di</b> 37
-----------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------	--------------	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

- Determinazione dell'attività alfa e beta totale separatamente, previa filtrazione, sia sulla componente disciolta che su quella in sospensione.
- Spettrometria gamma sul campione separatamente, previa filtrazione, sia sulla componente disciolta che su quella in sospensione.

	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-010	Rev. 1	Distrib. L	Pag. di 19 37
-----------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------	--------------	-----------	---------------	------------------

#### 4.4. Caratterizzazione del serbatoio

Il serbatoio metallico è composto di acciaio inox. Il serbatoio è composto da due volumi tra loro non comunicanti e identificati come “setto destro” e “setto sinistro”. Tali setti saranno considerati a tutti gli effetti come gruppi omogenei distinti, con destino finale da valutare separatamente per ognuno di essi.

ISPRA-CNSNR nella lettera del 23/4/2019 [9] ha indicato la seguente condizione : “ b) l’allontanamento dei materiali metallici può essere effettuato successivamente alla verifica dei soli livelli di allontanamento superficiale, a condizione che sia esclusa la possibilità di penetrazione della eventuale contaminazione radioattiva nelle strutture e componenti metallici oggetto della verifica di allontanamento;” .

I campioni metallici pertanto saranno trattati affinché si possa portare in soluzione lo strato di metallo superficiale eventualmente contaminato da U proveniente dalle attività MAGNOX. Le eventuali incrostazioni presenti internamente (non passibili di risospensione, né aspirabili con i liquidi presenti) sono qui considerate come parte integrante del materiale da allontanare.

La verifica delle condizioni di allontanabilità, dovrà essere effettuata confrontando la concentrazione superficiale di attività rilevata sperimentalmente con opportuni livelli di allontanamento superficiale.

##### 4.4.1. Dati di riferimento

- Numero campioni potenzialmente contaminati da prelevare nel setto destro, N = 20
- Numero campioni da impiegare per pre-caratterizzazione del setto destro,  $N_{pre} = 7$
- Numero campioni potenzialmente contaminati da prelevare nel setto sinistro, N = 20
- Numero campioni da impiegare per pre-caratterizzazione del setto sinistro,  $N_{pre} = 7$
- Numero campioni di riferimento (bianco) per entrambi i gruppi omogenei: 10
- Dimensione campioni: superficie da qualche unità a qualche decina di  $cm^2$ .

##### 4.4.2. Procedura di campionamento


Dopo lo svuotamento del liquido presente all’interno e l’asportazione capillare del sedimento ancora presente, i campioni di metallo verranno prelevati attraverso fresatura (o altra tecnica) dell’intero strato metallico in diversi punti e a diverse quote sia del setto destro che del setto sinistro del serbatoio. Verranno prodotti quindi per ogni setto n° 20 campioni di metallo di spessore pari a quello del serbatoio e area della superficie interna non inferiore a  $1 cm^2$ .

I campioni di bianco di riferimento verranno effettuati con analoghe modalità di prelievo, ma in superfici esterne al serbatoio sicuramente non venute a contatto con il liquido del serbatoio (es. piedi di ancoraggio al pavimento, o altro).

Il prelievo di tutti i campioni verrà effettuato previa accurata pulizia delle superfici soggette a potenziali contaminazioni spurie, non imputabili cioè alle attività MAGNOX, che potrebbero inficiare gli esiti della caratterizzazione.

Ogni campione, dopo averne debitamente contrassegnato la superficie interna, verrà riposto in idoneo contenitore nuovo, in plastica trasparente e dotato di tappo di chiusura a vite, che dovrà essere catalogato con etichetta recante i seguenti dati:

- codice identificativo del campione
- tipologia di matrice e provenienza
- punto di prelievo (come da apposita piantina)
- data di campionamento.

	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-010	Rev. 1	Distrib. L	Pag. di 20 37
-----------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------	--------------	-----------	---------------	------------------

#### 4.4.3. Procedura di trattamento e misura dei campioni

Ai fini della caratterizzazione in termini di contenuto di Uranio del metallo costituente il serbatoio verrà applicata la seguente procedura:


- al momento dell'accettazione in laboratorio ogni campione ottenuto con la fresatura (o altra tecnica) viene innanzitutto pesato con bilancia analitica e ne viene quindi valutata la superficie dell'area interna (in  $\text{cm}^2$ );
- si procede quindi alla raccolta dell'aliquota da analizzare attraverso trattamento di lisciviazione a caldo dell'intero campione,
- la soluzione acida viene pesata e tramite determinazione della densità ne viene calcolato il volume (mL) e da questo il rapporto volume/superficie (RVS, in  $\text{mL}/\text{cm}^2$ ) tipico del campione in esame;
- tale soluzione viene quindi opportunamente trattata e diluita in modo da portarla alle condizioni di pH, trasparenza e concentrazione di sali idonee per l'effettuazione della misura diretta in ICP-MS;
- tramite la misura via ICP-MS si determina quindi la concentrazione in massa ( $g_{\text{uranio}}/\text{mL}$ ) di U-238 e di U-235 nella soluzione e da questi, per calcolo, la concentrazione in massa di U-234.

Assunto dunque che la superficie esterna del campione, dopo lavaggio, non determini un apprezzabile apporto di uranio, sia esso di origine naturale o antropica (impianto MAGNOX incluso), il volume di soluzione ottenuto con la lisciviazione viene a rappresentare, in termini di contenuto di uranio (nei suoi 3 isotopi naturali), il totale dell'area della superficie interna del campione; su tale base il dato di concentrazione superficiale in attività di uranio ( $\text{Bq}_{\text{uranio}}/\text{cm}^2$ ) nel campione di metallo viene pertanto facilmente ricavato per conversioni successive del dato di concentrazione in massa ( $g_{\text{uranio}}/\text{mL}$ ) misurato con ICP-MS (U-238 e U-235), o da questo ricavato (U-234), mediante applicazione rispettivamente del valore di RVS (passaggio da  $g_{\text{uranio}}/\text{mL}$  a  $g_{\text{uranio}}/\text{cm}^2$ ) e del valore dell'attività specifica dei 3 radioisotopi (passaggio da  $g_{\text{uranio}}/\text{cm}^2$  a  $\text{Bq}_{\text{uranio}}/\text{cm}^2$ ).

Nella procedura indicata in precedenza si è ipotizzato che tutto l'uranio connesso alle attività inerenti l'impianto MAGNOX (ipotesi iniziale di assenza di penetrazione dell'uranio all'interno del metallo) possa essere portato in soluzione attraverso il trattamento di lisciviazione.

Onde verificare la ulteriore condizione posta dal punto b) di lettera ISPRA-CNSNR <sup>[10]</sup> "... a condizione che sia esclusa la possibilità di penetrazione della eventuale contaminazione radioattiva nelle strutture e componenti metallici oggetto della verifica di allontanamento; ", inerente la verifica sperimentale della non avvenuta penetrazione in profondità dell'eventuale contaminazione radioattiva nei componenti metallici oggetto di verifica di allontanamento, si opererà applicando la procedura seguente già in fase di precaratterizzazione:

- identificati i 3 campioni risultati più attivi in termini di contaminazione superficiale sui 14 prelevati in entrambi i setti, si ripete su ciascuno di essi l'analisi testé descritta procedendo con ulteriore lisciviazione;
- qualora per tutti i 3 campioni il livello di concentrazione di uranio in questo secondo lisciviato risulti statisticamente sovrapponibile con quello medio ottenuto per il bianco si considera la prova conclusa con verifica positiva di assenza di penetrazione;
- se in uno o più campioni si ottiene invece un valore di concentrazione di uranio significativamente superiore a quello del bianco si procede, limitatamente a tali campioni, con una terza lisciviazione ripetendo la verifica così come descritto per la seconda;


	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-010	<b>Rev.</b> 1	<b>Distrib.</b> L	<b>Pag.</b> 21	<b>di</b> 37
-----------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------	--------------	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

- qualora anche in questo caso in uno o più campioni si ottenga un valore di concentrazione di uranio significativamente superiore a quello medio del bianco, si valuta confermata la penetrazione del contaminante e si procede passando alla concentrazione massica (in  $Bq_{\text{uranio}}/g$ ) come grandezza di riferimento ai fini della caratterizzazione del metallo costituente il setto del serbatoio in esame per la verifica di allontanabilità.
- in quest'ultimo caso verrà ricavato da ciascun campione di metallo un sottocampione (passante l'intero strato metallico) di massa non superiore a 0,4 g da sottoporre a misurazione ICP-MS per la determinazione della concentrazione massica di uranio previa sua dissoluzione totale in muffola a microonde.

Per i due gruppi omogenei relativi ai due setti del serbatoio sarà adottato il livello di allontanamento superficiale (o, se del caso, massico) per ognuno dei radioisotopi dell'uranio derivante dalla Tabella 3-1 di RP 89, riferimento [1], per il riciclo dei materiali metallici. Da tali valori sarà derivato poi il livello di allontanamento superficiale (o massico) normalizzato all' $U-238$  ( $LAN_{238,S(M)}$ ) secondo le modalità indicate in Capitolo 5.

#### ***4.4.4. Tempistica per il completamento della caratterizzazione***

- 3-4 settimane (dall'arrivo dei campioni in laboratorio) in caso di verificata assenza di penetrazione
- 5-6 settimane (dall'arrivo dei campioni in laboratorio) in caso di accertata penetrazione

	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-010	Rev. 1	Distrib. L	Pag. di 22 37
-----------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------	--------------	-----------	---------------	------------------

## 4.5. Caratterizzazione del vano contenente il serbatoio

Il vano contenente il serbatoio è costituito da un parallelepipedo cavo in calcestruzzo. ISPRA-CNSNR nella lettera del 23/4/2019 [12] ha indicato la seguente condizione : “ c) nel caso dei materiali cementizi vengano verificati congiuntamente sia i livelli di allontanamento superficiali sia i livelli di allontanamento in massa. La verifica dei livelli di allontanamento di massa dovrà avvenire sulla base di un adeguato numero di campioni prelevati sulle strutture cementizie integre;” .

Per l’allontanamento di esso dovranno quindi essere congiuntamente verificati sia i livelli di allontanamento in massa che i livelli di allontanamento per la concentrazione superficiale.

La verifica dei livelli di allontanamento in massa dovrà avvenire sulla base di un adeguato numero di campioni prelevati sulle strutture cementizie integre.

### 4.5.1. Verifica dell’allontanamento sulla base della concentrazione superficiale

La verifica delle condizioni di allontanabilità da effettuarsi sulla base delle misure di concentrazione superficiale viene effettuata, preventivamente a quella basata sulle misure di concentrazione in massa, mediante misure con contaminometro alfa delle diverse superfici interne del manufatto. Allo scopo si opererà come qui di seguito indicato.

#### 4.5.1.1. Piano per la verifica dell’allontanamento sulla base della concentrazione superficiale

Di seguito sono illustrate le procedure specifiche da adottare allo scopo di stabilire se il vano contenente il serbatoio, costituito come già asserito da un parallelepipedo cavo in calcestruzzo, è caratterizzato da contaminazione superficiale inferiore ai livelli di allontanamento superficiali e quali contromisure adottare in caso contrario, per garantire comunque la allontanabilità del vano.


In relazione alla condizione di ISPRA-CNSNR nella lettera del 23/4/2019 : “e) l’allontanamento dei materiali di cui ai punti b), c) e d) precedenti dovrà altresì avvenire nel rispetto della raccomandazioni e degli orientamenti tecnici forniti dall’Unione Europea e, ove disponibile, della normativa tecnica vigente;” si propone di utilizzare come livelli di allontanamento i livelli di clearance indicati nella Tabella 1 della raccomandazione comunitaria “Radiation Protection 113 [13] relativi al riuso del manufatto o alla demolizione di esso, e qui di seguito riportati, più restrittivi rispetto a quelli per la sola demolizione (di Tabella 2 della stessa referenza),.

Radionuclide	Livelli di allontanamento (Bq/cm <sup>2</sup> )
U-234	1
U-235	1
U-238	1

Tabella 1 - Livelli di allontanamento proposti per i radionuclidi dell’uranio naturale.

Essendo l’uranio naturale tecnicamente una miscela di radionuclidi, deve essere rispettata la seguente condizione:



	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-010	Rev. 1	Distrib. L	Pag. di 23 37
-----------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------	--------------	-----------	---------------	------------------

$$\sum_{i=1}^3 \frac{C_i}{C_{li}} < 1 \quad [10]$$

dove  $C_i$  rappresenta il valore della concentrazione superficiale dell' $i$ -esimo radionuclide e  $C_{li}$  rappresenta il livello di allontanamento stabilito per lo stesso radionuclide e riportato nella Tabella 1.

La verifica delle condizioni di allontanamento sulla base della concentrazione superficiale verrà effettuata mediante misure superficiali con contaminometro LB-124 della ditta Berthold.

L'LB-124 [14], mostrato in Figura 4, è un contaminometro portatile di piccole dimensioni (area sensibile pari a 171 cm<sup>2</sup>) alimentato a batteria con sonda di scintillazione a ZnS:Ag e tubo fotomoltiplicatore. Per le specifiche tecniche dello strumento si rimanda alla pagina web riportata nella referenza precedente. Il contaminometro LB-124 sarà opportunamente tarato in termini di rateo di conteggio (cps) per emissione media al secondo di particelle  $\alpha$ , da opportune sorgenti certificate di Am-241, entro un angolo solido di  $2\pi$  sr.



**Figura 4: Contaminometro LB-124.**

#### ***4.5.1.2. Valutazione dell'efficienza del contaminometro LB-124 per l'uranio naturale***

Tipicamente, per radiazione  $\alpha$ , sono disponibili soltanto i dati metrologici relativi a sorgenti di Am-241 ( $\epsilon_{Am-241}$ ). Pertanto, per una corretta interpretazione delle misure dirette di contaminazione superficiale e per una corretta valutazione del valore di Minima Concentrazione Rivelabile (MCR), è necessario valutare l'efficienza per i radionuclidi che compongono l'uranio naturale (U-234, U-235 e U-238). La Tabella 2, ricavata dai dati forniti dal Laboratoire National Henri Becquerel [15], riporta i valori delle singole emissioni  $\alpha$  utilizzati per ricavare le energie medie pesate, riportate per i radionuclidi U-234, U-235, U-238 e Am-241 insieme alle probabilità totali di emissione (yield totali -  $\epsilon_d$ ).


U-234			U-235			U-238			Am-241		
$E_i$ (MeV)	Yield $\epsilon_d$ (%)	$E_i * \epsilon_d$	$E_i$ (MeV)	Yield $\epsilon_d$ (%)	$E_i * \epsilon_d$	$E_i$ (MeV)	Yield $\epsilon_d$ (%)	$E_i * \epsilon_d$	$E_i$ (MeV)	Yield $\epsilon_d$ (%)	$E_i * \epsilon_d$
4,604	0,21	1	4,152	0,29	1	4,038	0,13	1	5,388	1,66	9
4,722	28,42	134	4,215	5,95	25	4,151	22,33	93	5,443	13,23	72
4,775	71,37	341	4,228	0,12	1	4,198	77,54	326	5,486	84,45	463
			4,248	0,07	0				5,511	0,23	1
			4,266	0,22	1				5,544	0,38	2
			4,287	0,07	0						
			4,322	3,33	14						
			4,328	0,41	2						
			4,362	0,21	1						
			4,366	18,80	82						
			4,381	0,11	0						
			4,398	57,19	252						
			4,415	3,01	13						
			4,438	0,24	1						
			4,502	1,28	6						
			4,556	3,79	17						
			4,596	4,74	22						
<b>Emedia pesata (MeV)</b>	<b><math>\epsilon_d</math> (tot)</b>		<b>Emedia pesata (MeV)</b>	<b><math>\epsilon_d</math> (tot)</b>		<b>Emedia pesata (MeV)</b>	<b><math>\epsilon_d</math> (tot)</b>		<b>Emedia pesata (MeV)</b>	<b><math>\epsilon_d</math> (tot)</b>	
4,759	100,00		4,394	99,81		4,187	100,00		5,479	99,95	

Tabella 2 – Singole emissioni  $\alpha$  (energia e probabilità di emissione per la specifica radiazione – Yield -  $\epsilon_d$ ) dei radionuclidi U-234, U-235, U-238 e Am-241 utilizzate per ricavare le energie medie pesate e la probabilità totale di emissione (yield totale).

Le energie medie pesate ricavate possono essere impiegate per stimare i valori di efficienza per i citati radionuclidi di cui non sono presenti i dati metrologici. Al fine di non sovrastimare il valore di efficienza per radiazione  $\alpha$ , può essere effettuata, tra il valore zero e il valore di efficienza  $\epsilon_{Am-241}$ , l'interpolazione con una funzione lineare passante per l'origine degli assi, tramite cui è possibile ricavare i valori di efficienza corrispondenti all'energia media di emissione delle particelle  $\alpha$  del radionuclide di interesse.

Poiché i tre radionuclidi emettono radiazione  $\alpha$  con probabilità pari al 100% e hanno identici livelli di allontanamento superficiale (1 Bq/cm<sup>2</sup>), la condizione [10] può essere soddisfatta ipotizzando che tutte le particelle  $\alpha$  rivelate dal contaminometro vengano emesse esclusivamente da una contaminazione superficiale di U-238. Tale approccio risulta cautelativo in quanto tra i tre radionuclidi componenti l'uranio naturale, l'U-238 è quello caratterizzato da una emissione di radiazione  $\alpha$  con energia media più bassa, e pertanto associato ad una efficienza di rivelazione più bassa. Considerando il valore di  $\epsilon_{Am-241}$  che verrà riscontrato in fase di taratura per l'Am-241 e le energie medie di emissione dell'Am-241 e dell'U-238 riportate in Tabella 2, l'efficienza di rivelazione da utilizzare per le misure di contaminazione superficiale dell'uranio naturale, nell'ipotesi di interpolazione lineare passante per l'origine, risulta pari a:

$$\epsilon_U = \epsilon_{Am-241} \cdot \frac{4,187}{5,479} \quad [11]$$

	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-010	Rev. 1	Distrib. L	Pag. di 25 37
-----------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------	--------------	-----------	---------------	------------------

#### 4.5.1.3. Determinazione del bianco tipico

Prima di qualsiasi valutazione, allo scopo di poter sottrarre il contributo dovuto ai radionuclidi naturali e all'emissione propria dei materiali dalle misure dirette di contaminazione superficiale, verrà condotta una campagna di valutazione del bianco sottoponendo a misurazione superfici in materiali cementizi rappresentative di quelle presenti nel vano contenente il serbatoio. Saranno scelte superfici presenti in zone che non sono mai state interessate da attività con rischio da radiazioni ionizzanti. Saranno effettuate almeno 10 misure ripetute di bianco, con idoneo tempo di acquisizione, ed il bianco B verrà definito come valor medio aritmetico delle misure in termini di cps totale (conteggio "gross") cui sarà associata lo scarto tipo aritmetico  $\sigma(B)$  (sempre in termini di cps) definito in modo che la probabilità di misurare il bianco nell'intervallo  $[B-2\sigma(B); B+2\sigma(B)]$  sia pari al 95.4%.

#### 4.5.1.4. Calcolo dell'attività superficiale e definizione del valore di $N_{soglia}$

Effettuando misure dirette di contaminazione con l'LB-124, il valore della contaminazione superficiale della superficie sotto indagine è ricavato a partire dalla seguente nota relazione

$$A_S(Bq/cm^2) = \frac{M-B}{W \cdot \varepsilon_U \cdot \varepsilon_d \cdot \varepsilon_S} \quad [12]$$

dove:

- M = rateo di conteggio misurato dallo strumento, in termini di cps;
- B = valor medio del rateo di conteggio misurato nelle misure di bianco di cui al paragrafo precedente, in termini di cps;
- W = area sensibile dello strumento (per l'LB-124 , W = 171 cm<sup>2</sup>);
- $\varepsilon_U$  = efficienza dello strumento per particelle  $\alpha$  emesse dall'uranio in termini di cps/s<sup>-1</sup>;
- $\varepsilon_d$  = probabilità totale di emissione (per l'uranio tale valore è pari a 1);
- $\varepsilon_S$  = fattore di emissione superficiale (per l'uranio tale valore è pari a 0.25 seguendo le indicazioni della norma UNI ISO 7503 [16]).

Per valutare la allontanabilità o meno di una superficie, tale valore di attività superficiale  $A_S$  deve essere confrontato con il livello di allontanamento stabilito per il radionuclide di interesse, nello specifico deve essere confrontato con 1 Bq/cm<sup>2</sup>.


La relazione [12] può essere anche riscritta nel seguente modo:

$$A_S \cdot (W \cdot \varepsilon_U \cdot \varepsilon_d \cdot \varepsilon_S) + B = M \quad [13]$$

Se nella relazione [13] il parametro  $A_S$  è sostituito con il valore di 1 Bq/cm<sup>2</sup> (livello di allontanamento) per l'uranio naturale si ottiene la seguente relazione

$$42.75 \cdot \varepsilon_U + B = N_{soglia} + B \quad [14]$$

Il parametro  $N_{soglia} = 42.75 \cdot \varepsilon_U$ , valutabile a priori, è definito come il rateo di conteggio in termini di cps misurato dallo strumento, al netto del bianco, al cui superamento la porzione di superficie non può essere considerata allontanabile.

	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-010	Rev. 1	Distrib. L	Pag. di 26 37
-----------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------	--------------	-----------	---------------	------------------

#### 4.5.1.5. Determinazione del valore di MCR e del relativo tempo di misura

Per assicurare che la strumentazione e la metodologia della tecnica di misura siano sufficientemente sensibili a garantire la allontanabilità delle superfici, è necessario che il valore di MCR della tecnica di misura sia sufficientemente inferiore al livello di allontanamento dell'uranio naturale indicato in Tabella 1. Il valore di MCR è il valore più piccolo rivelabile, con elevato grado di affidabilità, della grandezza stessa, ed è un valore molto maggiore della soglia di decisione (valore fissato per definire la presenza di un effetto fisico). Per il calcolo del valore di MCR si utilizzerà la procedura descritta in dettaglio nei documenti [17][18], la quale utilizza la norma ISO 11929 [19]. Fissati i valori dell'area sensibile  $W$ , dell'efficienza di rivelazione  $\varepsilon_U$ , della probabilità totale di emissione  $\varepsilon_d$ , del fattore di emissione superficiale  $\varepsilon_S$  e del valore di  $B$ , il valore di MCR dipende esclusivamente dai tempi di acquisizione della misura di bianco e della misura diretta, riducendosi in maniera prevedibile con l'incremento dei tempi di acquisizione.

Le misure verranno impostate con un tempo di acquisizione della misura di bianco e della misura diretta in maniera tale da fornire un valore di MCR al massimo pari a 0.4 Bq/cm<sup>2</sup> per l'U-238. Si ritiene che tale valore di MCR (40% del livello di allontanamento) garantisca l'affidabilità della tecnica di misura nel dichiarare rilasciabili le superfici su cui non si riscontra evidenza della presenza di alcun radionuclide.

#### 4.5.1.6. Verifica delle condizioni di allontanabilità

A valle del calcolo del parametro  $N_{soglia}$ , della valutazione dei tempi di acquisizione della misura di bianco e della misura diretta e della valutazione di  $B$  e  $\sigma(B)$ , verranno effettuate 54 misure sulle quattro pareti e 18 sul fondo del vano (per l'effettuazione di 1 misura per ogni m<sup>2</sup>), come meglio specificato in seguito, allo scopo di verificare la non contaminazione (e dunque la allontanabilità) degli stessi. Le misure verranno effettuate nelle stesse condizioni stabilite in fase di taratura dello strumento: nello specifico per la distanza tra il rivelatore e parete/fondo del vano da misurare verrà utilizzata la distanza tra il rivelatore e la sorgente di Am-241 stabilita in fase di taratura. Possono presentarsi tre casi:

- a) il rateo totale  $M_i$  misurato dallo strumento è confrontabile con il bianco  $B$ :

$$0 < M_i < (B + 2\sigma(B))$$

con  $B$  = valore medio aritmetico del rateo di conteggio dovuto alla misura della stessa superficie ma sicuramente non contaminata (bianco), e  $\sigma(B)$  pari allo scarto tipo aritmetico del bianco  $B$  (sempre in termini di rateo di conteggio); si adotta il fattore di copertura 2 in accordo con la definizione di soglia di decisione;

- b) il rateo totale  $M_i$  misurato è superiore al bianco  $B$  ma comunque inferiore al valore limite di soglia,  $N_{soglia}$ :

$$(B + 2\sigma(B)) < M_i < (N_{soglia} + B)$$

- c) il rateo totale  $M_i$  misurato è superiore valore limite di soglia:

$$M_i > (N_{soglia} + B)$$

Nel caso a) la superficie  $i$ -esima verrà dichiarata allontanabile in quanto il valore di MCR della tecnica di misura verrà impostato ad un valore che risulterà sufficientemente inferiore al livello di allontanamento stabilito per l'uranio naturale. Nel caso b) la superficie  $i$ -esima verrà dichiarata allontanabile in quanto il valore di contaminazione presente risulta inferiore al

livello di allontanamento stabilito per l'uranio naturale. Nel caso c) la superficie i-esima non può essere dichiarata allontanabile in quanto il valore di contaminazione presente risulta superiore al livello di allontanamento stabilito per l'uranio naturale. In quest'ultimo caso si procederà con una procedura di decontaminazione in grado di asportare dalla superficie i-esima una frazione della contaminazione presente, sino al soddisfacimento del criterio di clearance (caso a) e/o b)). Le procedure di decontaminazione per una superficie i-esima, qualora necessarie, prevedono:

- di inumidire la superficie sottoposta a rimozione abrasiva per ridurre significativamente la produzione di polveri di risulta ;
- di rimuovere, attraverso abrasione meccanica a freddo, strati superficiali di materiale, con successiva raccolta e stoccaggio del materiale di risulta.

Il materiale impiegato nelle decontaminazioni e di risulta sarà stoccato in modo appropriato e successivamente analizzato per la caratterizzazione radiologica dettagliata, avente lo scopo di stabilire il destino di detto materiale in termini di allontanabilità o di trattamento in quanto rifiuto radioattivo.

Dopo la decontaminazione verrà effettuata la verifica sia della superficie decontaminata (per un'area di 171 cm<sup>2</sup>) che di 4 superfici di stessa ampiezza nelle direzioni superiori, inferiori, a destra e a sinistra dell'area decontaminata per la verifica delle condizioni di allontanabilità.

In Tabella C sono riportate le azioni connesse alla verifica delle condizioni di allontanabilità di ogni singola superficie.


**TABELLA C: Verifica delle condizioni di allontanabilità per il gruppo omogeneo caratterizzato in relazione alla concentrazione superficiale (calcestruzzo).**

Risultato delle misure $M_i$	Conclusioni	Allontanamento senza vincoli	Azione
$0 < M_i < (B + 2\sigma(B))$	La superficie i-esima verrà dichiarata allontanabile	SI	La superficie è disponibile per i prelievi per le analisi chimiche convenzionali e/o classificazione come rifiuto speciale.
$(B + 2\sigma(B)) < M_i < (N_{soglia} + B)$	La superficie i-esima verrà dichiarata allontanabile	SI	La superficie è disponibile per i prelievi per le analisi chimiche convenzionali e/o classificazione come rifiuto speciale.
$M_i > (N_{soglia} + B)$	La superficie i-esima non può essere dichiarata allontanabile in quanto il valore di contaminazione presente risulta superiore al livello di allontanamento stabilito per l'uranio naturale	NO	Procedere con la prevista procedura di decontaminazione della superficie in esame.

La numerosità totale delle misure da effettuare nella fase di caratterizzazione sarà effettuata con magliatura quadrata di passo 1 m e misura al centro geometrico della maglia, cominciando dalla sommità della parete e procedendo in senso orizzontale da sinistra verso destra e dall'alto verso il basso.

Per il pavimento la stessa magliatura quadrata avrà origine dallo spigolo Nord-Ovest procedendo poi da Ovest verso Est e da Nord verso Sud. Anche in questo caso la misura è effettuata al centro geometrico della maglia.

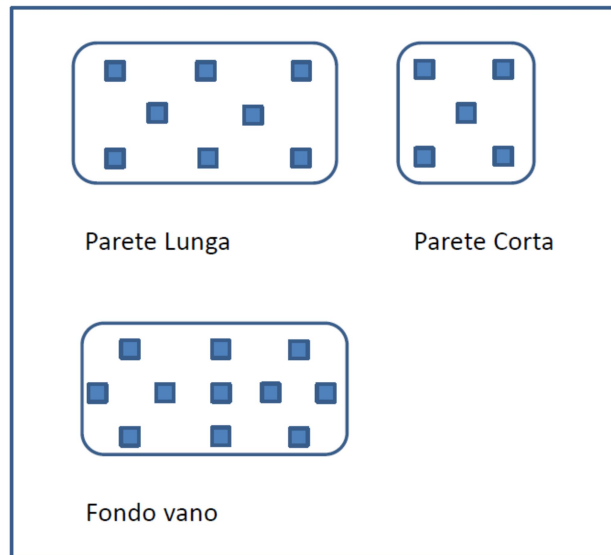
Si prevedono perciò di effettuare 54 misure nelle 4 pareti  $((18+9)*2)$  e 18 misure del fondo del vano (dimensioni interne del vano 3.3 m x 6.6 m x 3.5 (h) m).

	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-010	Rev. 1	Distrib. L	Pag. di 28 37
-----------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------	--------------	-----------	---------------	------------------

#### 4.5.2. Verifica dell'allontanamento sulla base della concentrazione in massa.

##### 4.5.2.1. Dati di riferimento per la verifica dell'allontanamento sulla base della concentrazione in massa

- Numero campioni potenzialmente contaminati da prelevare,  $N = N_p + N_r = 37$  di cui:
  - $N_p = 26$  campioni prelevati dalle pareti del vano (8 per ogni parete grande e 5 per ogni parete piccola)
  - $N_r = 11$  campioni prelevati dal fondo del vano (in relazione alla potenziale maggiore contaminazione del pavimento) (vedasi Figura 5)




**Figura 5: Disposizione delle posizioni di prelievo nelle pareti e nel fondo del vano**

- Numero campioni da impiegare per la pre-caratterizzazione,  $N_{pre} = 14$  (di cui 6 campioni prelevati da fondo vano e 8 campioni prelevati dalle pareti)
- Numero campioni riferimento (bianco) da prelevare:  $N_b = 10$
- Peso di ogni campione (inclusi i campioni di bianco): 50-100 grammi
- Sulla base degli esiti delle misure di pre-caratterizzazione sugli  $N_{pre}$  campioni si valuterà l'appartenenza o meno dei campioni del fondo del vano e quelli delle pareti ad un unico gruppo omogeneo (deviazione standard geometrica campionaria complessiva  $< 2.45$ ) [20].
- In caso contrario si opererà considerando i campioni del fondo del vano e delle pareti come appartenenti a due distinti gruppi omogenei, da trattare separatamente.
- Il numero ( $N/2$ ) sia di campioni potenzialmente contaminati sia di campioni di bianco che verranno sottoposti a misura saranno stabiliti applicando il criterio precedentemente esposto (paragrafo 4.2) sulla base degli esiti delle misure di pre-caratterizzazione.

##### 4.5.2.2. Procedura di campionamento in massa

Dopo la rimozione del serbatoio, i campioni di calcestruzzo potenzialmente contaminato verranno prelevati sulle superfici interne del vano (fondo e pareti laterali) mediante uso di scalpello/trapano scavando fino a una profondità non superiore a 1 cm

	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-010	Rev. 1	Distrib. L	Pag. 29	di 37
-----------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------	--------------	-----------	---------------	------------	----------

La localizzazione dei punti di prelievo prevede la copertura omogenea di punti per le superfici delle pareti e un incremento dei punti di prelievo per il fondo vano potenzialmente più contaminato. In dettaglio le posizioni di prelievo soddisfano la seguente ripartizione:

- pareti laterali maggiori: 8 campioni su ciascuna parete di cui 4 lungo le diagonali a 30-50 cm dai vertici, 2 lungo l'asse verticale centrale (alla stessa quota dei prelievi negli angoli) e 2 lungo l'asse orizzontale mediano (al centro dei 2 quadrati delimitati dagli altri prelievi)
- pareti laterali minori: 5 campioni su ciascuna parete di cui quattro lungo le diagonali a 30 -50 cm dai vertici e una al centro (intersezione della diagonali)
- fondo: 11 campioni, 8 dei quali nei punti corrispondenti a quelli indicati per le pareti laterali maggiori e 3 aggiuntivi rispettivamente al centro e a 30-50 cm dalle estremità dell'asse longitudinale mediano (sequenza 3-5-3)

Verranno quindi prodotti n° 37 campioni di calcestruzzo potenzialmente contaminato a cui andranno aggiunti n° 10 campioni di bianco da prelevarsi con la stessa modalità dei precedenti sulla superficie esterna del vano stesso, e non a contatto col terreno.

Dopo il prelievo ciascun campione verrà riposto in apposito contenitore da laboratorio nuovo in plastica trasparente, di capacità idonea e dotato di tappo di chiusura a vite. Ogni contenitore dovrà essere catalogato prima del campionamento con etichetta recante i seguenti dati:

- codice identificativo del campione
- tipologia di matrice e provenienza
- punto di prelievo (come da apposita piantina)
- massa del campione
- data di campionamento.

#### **4.5.2.3. Procedura di trattamento campioni e misura**

La procedura di trattamento è così articolata:


- il campione viene omogeneizzato attraverso macinazione (da effettuarsi con mulino planetario), setacciamento (se necessario) e miscelazione.
- applicando il metodo della quartatura se ne preleva quindi un'aliquota di 200-500 mg da sottoporre ad analisi.
- tale aliquota è sottoposta a procedura di dissoluzione totale in muffola a microonde.
- il campione così ottenuto viene opportunamente trattato e diluito (previa eventuale filtrazione del precipitato residuo) in modo da portarlo alle condizioni di pH, trasparenza e concentrazione di sali idonee per l'effettuazione della misura diretta in ICP-MS.
- viene eseguita la misura via ICP-MS della concentrazione in massa di U-238 e di U-235.

I valori tipici del limite di rivelazione (Detection Limit, DL) per la matrice "calcestruzzo" (via ICP-MS) con campione da 0.2 g:

- DL (U-238) =  $9.3E-06$  Bq/g<sub>campione</sub>
- DL (U-235) =  $8.0E-06$  Bq/g<sub>campione</sub>

Sulla base degli N/2 risultati delle misure del gruppo omogeneo potenzialmente contaminato e degli N/2 risultati del bianco si verificheranno le condizioni di allontanamento in massa.



	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-010	<b>Rev.</b> 1	<b>Distrib.</b> L	<b>Pag.</b> 30	<b>di</b> 37
-----------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------	--------------	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

Per il gruppo omogeneo del vano in calcestruzzo sarà adottato il livello di allontanamento in massa per ognuno dei radioisotopi dell'uranio derivante dalla Tabella 3 di referenza [21], per il riciclo dei materiali cementizi (macerie da costruzioni). Da tali valori sarà derivato poi il livello di allontanamento in massa normalizzato all'U-238 ( $LAN_{238m}$ ) secondo le modalità indicate in Capitolo 5.

In caso di riscontrata contaminazione si procederà a scarifica di uno strato del vano e successiva caratterizzazione in modo analogo a quanto descritto precedentemente, fino all'ottenimento di concentrazioni comparabili a quelle del bianco.


I materiali di risulta derivanti dalla eventuale scarifica dello strato del vano risultato non allontanabile sarà stoccato in modo appropriato e successivamente analizzato per la caratterizzazione radiologica avente lo scopo di stabilire il destino di tale materiale in termini di allontanabilità o di trattamento in quanto rifiuto radioattivo.

#### ***4.5.2.4. Tempistica per il completamento della caratterizzazione***

- 5-6 settimane (dall'arrivo dei campioni in laboratorio) per ciascuno strato delle pareti considerato.

#### ***4.5.3. Verifica congiunta dei livelli di allontanamento per concentrazioni in massa e in superficie***

La verifica delle condizioni di allontanamento verrà effettuata sia sulla base della verifica delle concentrazioni in superficie, eventualmente adottando le procedure di decontaminazione indicate in paragrafo 4.5.1.6, che sulla base della verifica delle concentrazioni in massa, con la gestione dell'eventuale materiale di risulta della decontaminazione, come indicato al paragrafo 4.5.2.3

	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-010	Rev. 1	Distrib. L	Pag. 31	di 37
-----------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------	--------------	-----------	---------------	------------	----------

## 4.6. Caratterizzazione dei materiali vari

Nella parte esterna al serbatoio, ma all'interno del vano di calcestruzzo, sono presenti materiali vari con diverse funzioni e composizioni. In particolare sono presenti:

- tubazioni in acciaio inossidabile (diametro 60 mm),
- due valvole a saracinesca in ghisa,
- una pompa metallica,
- un motore elettrico della pompa,
- due quadri elettrici con chassis in metallo,
- una scala in ferro ancorata alla parete,
- fili elettrici in rame,
- cavidotti metallici contenenti tali fili elettrici,
- ricopertura dei fili elettrici in plastica,
- interruttori di comando in plastica all'interno del quadro elettrico,
- tratto di tubazione in polipropilene ad alta densità (HDPPE) (identica a quella della condotta) di lunghezza di circa 5 m.

La maggiore parte dei componenti risulta essere composta da metallo, con una stima percentuale pari all'80% della massa totale.

Per questo gruppo omogeneo, per la fase di caratterizzazione si opereranno campionamenti casuali sui materiali indipendentemente dalla composizione degli stessi e senza determinazioni di bianco in quanto il contenuto originario di uranio naturale negli stessi materiali può essere considerato trascurabile.

Nella fase di pre-caratterizzazione si garantirà comunque che ognuna delle diverse tipologie di materiali indicati in precedenza sia rappresentata da almeno un campione.

I livelli di allontanamento in massa per il gruppo omogeneo "materiali vari" dei tre radionuclidi dell'uranio vengono identificati in quelli presenti in Tabella 1 di RP 122 parte 1 [22]. In seguito ci si avvale del valore del livello di allontanamento normalizzato all'U-238, in massa ( $LAN_{238m}$ ).


Sulla base degli esiti delle misure di pre-caratterizzazione sugli  $N_{pre}$  campioni si valuterà l'appartenenza o meno dei campioni dei materiali vari ad un unico gruppo omogeneo (deviazione standard geometrica campionaria  $< 2.45$ ) [23]. In caso contrario si opererà considerando i campioni metallici e quelli delle plastiche come appartenenti a due distinti gruppi omogenei

### *4.6.1. Dati di riferimento per la verifica delle condizioni di allontanabilità in massa*

- Numero campioni potenzialmente contaminati da prelevare,  $N = 20$
- Numero di campioni da impiegare per pre-caratterizzazione,  $N_{pre} = 12$ .
- Numero di campioni di riferimento (Bianco): non previsti
- Dimensione campioni: alcuni grammi.

### *4.6.2. Procedura di campionamento in massa*

Lo smontaggio dei materiali vari sarà effettuato prima del trattamento del serbatoio.

	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-010	Rev. 1	Distrib. L	Pag. di 32 37
-----------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------	--------------	-----------	---------------	------------------

Stante la necessità di garantire, nella fase di pre-caratterizzazione, almeno un campione per ogni tipologia di materiale coinvolto, i campioni relativi ai materiali vari saranno prelevati su tutte le tipologie di matrici presenti.

Per i materiali metallici (acciaio, ghisa, ferro) si opererà con la punzonatura (o altra tecnica) dell'intero strato metallico in diversi punti dei manufatti.

Per il rame ricoperto si opererà con la separazione tra la plastica del ricoprimento ed il rame per poi acquisire un idoneo campione dal tratto di rame scoperto.

Per i materiali in plastica del ricoprimento del rame si opererà con la raccolta di un idoneo campione in massa dalla plastica ricavata dalla separazione indicata in precedenza.

Per i restanti materiali in plastica (HDPPE) e plastica dura del quadro elettrico si opererà mediante punzonatura (o altra tecnica), come indicato in precedenza.

Verranno prodotti in totale n. 20 campioni.

Nella fase di pre-caratterizzazione si utilizzeranno n. 12 campioni con materiali diversi, assicurando la presenza di almeno 1 campione per ogni tipologia di materiale.

Ogni campione, dopo essere stato debitamente contrassegnato in modo da poterne identificare in modo chiaro la superficie interna, verrà riposto in idonei contenitori nuovi in plastica trasparente e dotati di tappo di chiusura a vite. Ogni contenitore dovrà essere catalogato con etichetta recante i seguenti dati:

- codice identificativo del campione
- tipologia di matrice e provenienza
- punto di prelievo (come da apposita piantina)
- massa del campione
- data di campionamento

#### ***4.6.3. Procedura di trattamento campioni e misura***

- Il campione ottenuto con la punzonatura (o altra tecnica) viene pesato con bilancia analitica.
- Si procede quindi alla raccolta dell'aliquota da analizzare attraverso trattamento di lisciviazione a caldo dell'intero campione. Successivamente, dalla soluzione acida così ottenuta, si estrae il residuo di campione e lo si pesa per determinare la quantità di materiale passato in soluzione.
- Tale soluzione viene quindi opportunamente trattata e diluita in modo da portarla alle condizioni di pH, trasparenza e concentrazione di sali idonee per l'effettuazione della misura diretta in ICP-MS.
- Viene eseguita la misura via ICP-MS della concentrazione in massa di U-238 e di U-235.

I valori tipici del limite di rivelazione (Detection Limit, DL) per la matrice metallo (via ICP-MS) sono:

- $DL(U-238) = 9.3E-06 \text{ Bq/g}_{\text{campione}}$
- $DL(U-235) = 8.0E-06 \text{ Bq/g}_{\text{campione}}$

#### ***4.6.4. Tempistica per il completamento della caratterizzazione***

- 4-5 settimane (dall'arrivo dei campioni in laboratorio)

#### 4.7. Tabella riassuntiva del piano di caratterizzazione

Al fine di riassumere i dati relativi al piano di caratterizzazione per ciascun materiale, o gruppo omogeneo, si riportano in Tabella D ed E il numero e il tipo di campioni da prelevare nonché le misure radiometriche da effettuare e la relativa numerosità nella fase di pre-caratterizzazione.

Il numero di campioni N per la caratterizzazione finale al fine della verifica delle condizioni di allontanamento è valutato sulla base delle risultanze degli  $N_{pre}$  campioni con le formule [4] e [8] riportate nei paragrafi precedenti.

**TABELLA D: Numerosità dei campioni da prelevare e misurare in relazione ai diversi gruppi omogenei**

Gruppo omogeneo	Numero di campioni da prelevare	Numero di campioni di riferimento ("bianco") da prelevare	Numero di campioni da misurare in pre-caratterizzazione ( $N_{pre}$ )	Tipologia delle misure da eseguire
Liquido in serbatoio	20	20	7	ICP-MS
Liquido in serbatoio	1	1	-	ICP-MS, alfa-totale, beta totale, spettrometria gamma
Liquido in vano calcestruzzo	20	20	7	ICP-MS
Serbatoio (acciaio) setto destro	20	10	7	ICP-MS
Serbatoio (acciaio) setto sinistro	20	10 (@)	7	ICP-MS
Vano di confinamento del serbatoio (calcestruzzo) per massa	37 (*)	10	14 (#)	ICP-MS
Materiali vari presenti all'esterno del serbatoio	20	-	12	ICP-MS

(@) = gli stessi campioni del caso precedente

(\*) = 26 da pareti + 11 dal fondo del vano

(#) = 8 dalle pareti + 6 dal fondo del vano

**TABELLA E: Numerosità dei campioni di superfici da misurare con contaminometro per la verifica delle condizioni di non superamento dei livelli di allontanamento superficiali per il vano di calcestruzzo**

Gruppo omogeneo	Numero di superfici da misurare	Numero minimo di superfici di riferimento ("bianco") da misurare	Tipologia delle misure da eseguire
Vano di confinamento del serbatoio (calcestruzzo) - Pareti	54	10	Contaminazione superficiale mediante contaminometro
Vano di confinamento del serbatoio (calcestruzzo) – Fondo del vano	18		Contaminazione superficiale mediante contaminometro

## 5. ALLONTANAMENTO DEI MATERIALI SENZA VINCOLI RADIOLOGICI

I livelli di allontanamento incontrollato (nell'accezione definita dal documento congiunto ISPRA - MATTM Report Task 01.02.03 Livelli di riferimento, esenzione, allontanamento [24]) da utilizzare per la verifica delle condizioni di non rilevanza radiologica dei diversi materiali sono definiti sulla base della normativa vigente e delle pubblicazioni tecniche internazionali in materia.

Nella trattazione che segue è esplicitata la modalità con la quale si determina il valore del livello di allontanamento normalizzato ad uso operativo, sia per la concentrazione radioattiva in massa che in superficie, basato sulla concentrazione in attività del solo U-238, che tenga però conto della composizione isotopica dell'uranio naturale e che viene indicato come **livello di allontanamento normalizzato al U-238, LAN<sub>238</sub>**. Ciò è da intendersi come valore assoluto della concentrazione massica o superficiale del radionuclide U-238 per i materiali per i quali l'U-238 non è presente naturalmente, mentre è da intendersi come valore della differenza fra la concentrazione riscontrata nel materiale e quella riscontrata in un opportuno "bianco" nel caso dei rimanenti materiali.

Ai fini dell'allontanamento viene considerata omogenea la concentrazione del radionuclide U-238 in tutta la massa del gruppo omogeneo dei materiali.

Per la definizione del livello di allontanamento normalizzato, LAN<sub>238</sub>, sia in massa che in superficie, data la caratteristica di arricchimento dell'uranio utilizzato nell'impianto MAGNOX, sono stati considerati i rapporti isotopici in attività di U-235/U-238 e di U-234/U-238 sulla base delle percentuali in massa e dei valori di attività specifica dei diversi radioisotopi, riportati nelle pubblicazioni di riferimento [25] e [26]. Tali dati sono riassunti nella tabella F.

**TABELLA F: Dati di riferimento di composizione isotopica in massa e in attività dell'uranio naturale U<sub>nat</sub>**


	Abbondanza isotopica in massa (%)	Attività specifica del radioisotopo (Bq/g)	Concentrazione di attività del radioisotopo in U <sub>nat</sub> (Bq/g)	Rapporto della attività del radioisotopo rispetto a U-238 in U <sub>nat</sub>
U-238	99.2745	1.244E+04	1.23E+04	1
U-235	0.72	7.995E+04	5.76E+02	0.0466
U-234	0.0054	2.303E+08	1.24E+04	1.007
U <sub>nat</sub>	100		2.54E+04	

La relazione che deve essere soddisfatta per poter allontanare senza vincoli radiologici il materiale e che deve essere valutata per ogni campione in analisi, è la seguente:

$$\frac{C_{U238}}{LA_{238m}} + \frac{C_{U235}}{LA_{235m}} + \frac{C_{U234}}{LA_{234m}} < 1 \quad [15]$$

ove:

- C<sub>U238</sub>, C<sub>U235</sub> e C<sub>U234</sub> sono le concentrazioni in massa dei tre radioisotopi dell'U (in Bq/g),
- LA<sub>238m</sub>, LA<sub>235m</sub> e LA<sub>234m</sub> sono i livelli di allontanamento incontrollato, espressi in Bq/g.

	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-010	Rev. 1	Distrib. L	Pag. 35	di 37
-----------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------	--------------	-----------	---------------	------------	----------

Tenendo conto dei rapporti isotopici si calcola il livello di allontanamento normalizzato,  $LAN_{238m}$ , espresso in Bq/g di U-238, da utilizzare ai fini pratici a valle delle determinazioni del solo U-238. La relazione per l'allontanamento del materiale risulta pertanto

$$\frac{C_{U238}}{LA_{238m}} + \frac{C_{U238} * R_{235/238}}{LA_{235m}} + \frac{C_{U238} * R_{234/238}}{LA_{234m}} < 1 \quad [16]$$

ove i rapporti R sono i rapporti delle concentrazioni degli altri due radioisotopi rispetto al U-238. Semplificando si ha:

$$C_{U238} * \left( \frac{1}{LA_{238}} + \frac{R_{235}}{\frac{238}{LA_{235m}}} + \frac{R_{234}}{\frac{238}{LA_{234m}}} \right) < 1 \quad [17]$$

La concentrazione di  $C_{U238}$  dovrà quindi essere inferiore al valore

$$LAN_{238} = \frac{1}{\left( \frac{1}{LA_{238m}} + \frac{R_{235/238}}{LA_{235}} + \frac{R_{234/238}}{LA_{234m}} \right)} = \frac{1}{\left( \frac{1}{LA_{238m}} + \frac{0.0466}{LA_{235m}} + \frac{1.007}{LA_{234m}} \right)} \quad [18]$$

I livelli di allontanamento incontrollato in concentrazione in massa  $LA_m$ , da introdurre nella equazione [18] sopra riportata vanno fissati per ciascuna tipologia di materiale in indagine di cui sono composte le parti residue dell'impianto, in particolare per i G.O. dei liquidi, del vano in calcestruzzo, del serbatoio e dei materiali vari.

Analoga definizione ma con indice "S" è relativa alla definizione di un livello incontrollato normalizzato all'U-238 per la concentrazione superficiale  $LAN_{238S}$  ove, in analogia a quanto indicato in precedenza, i livelli di allontanamento incontrollato in concentrazione superficiale  $LA_s$ , da introdurre nella equazione [19], sono quelli riportati in Tabella 1 per ciascuna tipologia di materiale.

$$LAN_{238} = \frac{1}{\left( \frac{1}{LA_{238S}} + \frac{0.0466}{LA_{235S}} + \frac{1.007}{LA_{234}} \right)} \quad [19]$$

Tale criterio non è stato impiegato per le misure di contaminazione superficiale da effettuarsi con il contaminometro LB-124 in quanto, come già descritto nel paragrafo 4.5.1, è stato attuato un diverso metodo (definizione del parametro  $N_{soglia}$ ) per la verifica della rilasciabilità delle superfici del vano in calcestruzzo.

La proposta da parte di ENEA per i valori dei livelli di allontanamento per i materiali **solidi** in superficie per i due setti in acciaio del serbatoio (ed eventualmente in massa, nel caso in cui sia dimostrata la penetrazione della contaminazione nel materiale), in massa e in superficie per il vano in calcestruzzo, in massa per i materiali vari, da adottare in accordo con il Centro Nazionale per la Sicurezza Nucleare e la Radioprotezione dell'ISPRA (ora ISIN), viene presentata nella Tabella G.

**TABELLA G: Valori dei livelli di allontanamento specifici per radionuclide e normalizzati al U-238 per i diversi gruppi omogenei dei materiali solidi (valori di concentrazione radioattiva in massa e in superficie)**

Gruppo omogeneo	LA <sub>m</sub> per concentrazione in massa per ogni radionuclide (U-238 U-235 U-234) (Bq/g)	LA <sub>s</sub> per concentrazione in superficie per ogni radionuclide (U-238 U-235 U-234) (Bq/cm <sup>2</sup> )	LAN <sub>238m</sub> per massa (Bq/g)	LAN <sub>238s</sub> per superficie (Bq/cm <sup>2</sup> )
Serbatoio (acciaio) setto destro	(1)*	1	(0.478)*	0.478
Serbatoio (acciaio) setto sinistro	(1)*	1	(0.478)*	0.478
Vano di confinamento del serbatoio (calcestruzzo)	1	1	0.478	0.478
Materiali vari presenti all'esterno del serbatoio	1	-	0.478	-

\*= in caso di impossibilità di escludere la penetrazione della contaminazione nel metallo (vedi paragrafo 4.4.3).

I livelli di allontanamento incontrollato LA<sub>m</sub>, da introdurre nella equazione [18] sopra riportata per i **liquidi** presenti nel serbatoio e nel vano di confinamento di esso, vanno fissati per ciascun gruppo omogeneo di materiale liquido in indagine.


In considerazione delle generali condizioni incognite delle parti residue da rimuovere, e tenuto conto che:

- per l'impianto CO-NU MAGNOX non è stato emesso dall'Autorità vigilante un decreto di disattivazione che contenga tali livelli e definisca i vincoli per l'allontanamento di detti materiali;
- la normativa vigente non stabilisce livelli di allontanamento "a priori" bensì definisce solo un criterio per la loro definizione da riferirsi, volta per volta, alla specificità dei singoli casi in esame (tipologia delle installazioni, lavorazioni in esse svolte, caratteristiche fisiche dei materiali in indagine, radionuclidi presenti, condizioni (tempi e quantità) e scenari di rilascio possibili, etc.);
- le pubblicazioni europee di riferimento, nonché la Direttiva 2013/59/EURATOM di prossimo recepimento nella normativa nazionale, indicano tali livelli di allontanamento per le sole componenti solide;

la proposta da parte di ENEA per i valori dei livelli di allontanamento da adottare *per le matrici liquide*, in accordo con il Centro Nazionale per la Sicurezza Nucleare e la Radioprotezione dell'ISPRA (ora ISIN), viene demandata ad un successivo documento, da ultimarsi anche sulla base dei risultati preliminari riscontrati nelle fasi di pre-caratterizzazione della frazione liquida [c] .

<sup>c</sup> Livelli già definiti in paragrafo 3.1 del documento IRP-P000-013 inviato con Prot. ENEA/2018/ISER/68500 del 11/12/2018.



	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-010	Rev. 1	Distrib. L	Pag. di 37 37
-----------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------	--------------	-----------	---------------	------------------

## 6. RIFERIMENTI

- <sup>1</sup> *Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM) NUREG-1575 rev. 1 – August 2000.*
- <sup>2</sup> *Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Materials and Equipment manual (MARSAME) NUREG-1575, Supplement 1 – January 2009.*
- <sup>3</sup> MARSSIM, esempio di § A.3.5 di Appendix A, pag A-11 (prima riga) e pagina “Roadmap-8”.
- <sup>4</sup> G.E.Noether *Sample Size Determination for Some Common Non parametric Tests.* Journal of the American Statistical Association, Vol. 82, N. 398, pp 645-647, 1987
- <sup>5</sup> UNI 11458 *Materiali solidi provenienti da impianti nucleari. Metodi e procedure per il controllo radiologico ai fini dell’allontanamento.* Settembre 2012
- <sup>6</sup> MARSSIM § 8.4.2, pag. 8-18.
- <sup>7</sup> UNI 11458 § B.2, pag.12.
- <sup>8</sup> MARSSIM § 5.5.2.2, pag. 5-26
- <sup>9</sup> Lettera ISPRA Centro Nazionale per la Sicurezza Nucleare e la Radioprotezione prot. Nr. 0029087 del 23/4/2018
- <sup>10</sup> Lettera ISPRA Centro Nazionale per la Sicurezza Nucleare e la Radioprotezione prot. Nr. 0029087 del 23/4/2018
- <sup>11</sup> European Commission “Recommended radiological protection criteria for the recycling of metals from the dismantling of nuclear installations” Publication Radiation Protection 89, 1998
- <sup>12</sup> Lettera ISPRA Centro Nazionale per la Sicurezza Nucleare e la Radioprotezione prot. Nr. 0029087 del 23/4/2018
- <sup>13</sup> European Commission “Recommended radiological protection criteria for the clearance of buildings and building rubble from the dismantling of nuclear installations” Radiation Protection 113 - Commissione Europea, 2000).
- <sup>14</sup> Contaminometro LB 124 SCINT per misure  $\alpha$  e  $\beta$ - $\gamma$ . <https://www.berthold.com/en/rp/lb-124-scint-contamination-monitor>.
- <sup>15</sup> <http://www.nucleide.org/NucData.htm>.
- <sup>16</sup> UNI-ISO, Valutazione della contaminazione superficiale - Parte 1: Emettitori beta (energia beta massima maggiore di 0.15 MeV) ed emettitori alfa, Doc. UNI ISO 7503-1:2010, 25 Marzo 2010
- <sup>17</sup> ENEA Istituto di Radioprotezione, Misura della contaminazione superficiale con metodi diretti, IRP-P000-004 del 19/06/2014.
- <sup>18</sup> Iurlaro G., et al., Procedura per la misura della contaminazione superficiale, mediante metodi diretti, con applicazione della norma ISO 11929, XXXVII Convegno AIRP, Aosta, 15 -17 ottobre 2014, pag. 597-611.
- <sup>19</sup> ISO, Determination of the characteristic limits (decision threshold, detection limit and limits of the confidence interval) for measurements of ionizing radiation -- Fundamentals and application, Doc. ISO 11929:2010.
- <sup>20</sup> Determination and Use of Scaling Factors for Waste Characterization in Nuclear Power Plants - IAEA Nuclear Energy Series - Report No. NW-T-1.18, IAEA Vienna 2009, pag. 89
- <sup>21</sup> European Commission “Recommended radiological protection criteria for the clearance of buildings and building rubble from the dismantling of nuclear installations” Publication Radiation Protection 113, 2000.
- <sup>22</sup> European Commission “Practical use of the concepts of clearance and exemption – Part 1 - Guidance on general clearance levels for Practices” Publication Radiation Protection 122, 2000
- <sup>23</sup> Determination and Use of Scaling Factors for Waste Characterization in Nuclear Power Plants - IAEA Nuclear Energy Series - Report No. NW-T-1.18, IAEA Vienna 2009, pag. 89.
- <sup>24</sup> Rapporto congiunto ISPRA – MATTM *Task 01.02.03 Livelli di riferimento, esenzione, allontanamento (anche NORM)*, 2014.
- <sup>25</sup> UNEP Depleted Uranium in Kosovo Post-Conflict Environmental Assessment Report 2001, United Nations Environment Programme, pag. 164 - Tab. IX.1.
- <sup>26</sup> Atomic and Nuclear Data dal Laboratoire National Henri Becquerel (LNHB), <http://www.lnhb.fr/nuclear-data/module-lara/>