

**Titolo**

**ALLONTANAMENTO DEI MATERIALI DA PARTI RESIDUE  
PRESENTI DELL'EX-IMPIANTO CO.NU MAGNOX : PARTE PRIMA -  
LIQUIDI**

**Descrittori**

 Tipologia del documento: **Rapporto Tecnico**

Collocazione contrattuale:

 Argomenti trattati: **Verifica dei criteri di allontanamento da impianti nucleari per matrici liquide caratterizzate**
**Sommario**


Vengono riportati i criteri per la valutazione dei livelli di allontanamento per i liquidi presenti nell'ex impianto Magnox. Sulla base delle risultanze della caratterizzazione dei materiali liquidi si presentano i criteri di verifica delle condizioni di allontanamento e si indicano le modalità di rilascio dei materiali esenti da vincoli di natura radiologica o di cessione a ditta autorizzata.

**Note**

Copia n.


In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	11/12/2018	NOME	C.M. Castellani	P. Battisti	E. Fantuzzi
			FIRMA	<i>Carlo Mag Castellani</i>	<i>P. Battisti</i>	<i>E. Fantuzzi</i>
REV.	DESCRIZIONE	DATA	REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE	

	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-013	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 2 14
---	-----------------------------	--------------	-----------	---------------	-----------------

## Indice

<b>1. <i>PREMESSA</i></b> .....	<b>3</b>
<b>2. <i>INTRODUZIONE</i></b> .....	<b>3</b>
<b>3. <i>LIVELLI DI ALLONTANAMENTO PER SOSTANZE LIQUIDE</i></b> .....	<b>5</b>
3.1. Determinazione del livello di allontanamento dei liquidi.....	6
<b>4. <i>RISULTATI DELLA MISURA DEL GRUPPO OMOGENEO 1: "BIANCO"</i></b> .....	<b>8</b>
<b>5. <i>VERIFICA DELLE CONDIZIONI DI ALLONTANAMENTO</i></b> .....	<b>9</b>
5.1. Gruppo Omogeneo 2: liquido della vasca di contenimento.....	9
5.2. Gruppo Omogeneo 3: liquido del setto destro del serbatoio .....	10
5.3. Gruppo Omogeneo 4: liquido del setto sinistro del serbatoio .....	11
<b>6. <i>MODALITA' DI ALLONTANAMENTO DEI GRUPPI OMOGENEI</i></b> .....	<b>12</b>
6.1. Liquido della vasca di contenimento.....	12
6.2. Liquido del setto destro del serbatoio .....	12
6.3. Contenuto del setto sinistro del serbatoio .....	12
<b>7. <i>CONCLUSIONI</i></b> .....	<b>13</b>
<b>8. <i>RIFERIMENTI</i></b> .....	<b>14</b>

	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-013	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 3 14
---	-----------------------------	--------------	-----------	---------------	-----------------

## 1. PREMESSA

Oggetto della presente relazione è la verifica delle condizioni di allontanabilità per i gruppi omogenei (G.O.) delle matrici liquide identificate sia all'interno del serbatoio che nel vano di calcestruzzo di contenimento del serbatoio dell'ex-impianto CO.NU MAGNOX. La relazione è stata redatta sulla base delle risultanze della caratterizzazione effettuata su tali matrici, così come riportate con documento IRP-P000-012 [1], nonché delle indicazioni presenti nel documento *Piano di Caratterizzazione radiologica delle parti residue in area ENEA dell'Impianto CO.NU. Magnox – Fase 1*, IRP-P000-010 [2].

Il livello di allontanamento qui proposto è basato sullo scenario sicuramente più cautelativo, ipotetico e sostanzialmente irrealizzabile, che prevede l'ingestione diretta delle acque in oggetto da parte dell'individuo della popolazione più a rischio

Verificate le condizioni di allontanamento dei diversi gruppi omogenei nel rispetto della metodica indicata in paragrafo 4.2.1 di IRP-P000-010, vengono fornite le indicazioni di massima circa le modalità di allontanamento per ciascuna delle matrici liquide, inclusi loro recupero e stoccaggio intermedio, distinguendo fra situazioni in cui si potrà operare in esenzione da vincoli di natura radiologica e non. In quest'ultima circostanza è prevista la cessione del materiale a ditta autorizzata come rifiuto radioattivo.

## 2. INTRODUZIONE

Con l'effettuazione delle misure di pre-caratterizzazione, i cui risultati sono stati presentati nel documento *Caratterizzazione radiologica delle parti residue dell'impianto CO.NU Magnox – Fase 1 : esiti delle misure di pre-caratterizzazione della matrice acqua, Documento IRP-P000-011* [3] è stato possibile:

- verificare l'effettiva appartenenza ad uno specifico gruppo omogeneo, G.O., dei campioni costituenti ciascuno dei 4 set oggetto di prelievo (deviazione standard geometrica, DSG, dei valori di concentrazione di attività risultata sempre inferiore a 2.45, corrispondente alla condizione  $DSG^2 < 6$  prevista dallo specifico documento IAEA [4]);
- calcolare per la successiva fase di caratterizzazione il numero minimo di campioni da sottoporre a misura, (N/2), necessario a fini della rappresentatività statistica per ogni G.O. In tutti i casi tale numero di campioni, da prelevare anche per il bianco corrispondente, è risultato minore di 20 (vedi Tabella 10 del documento IRP-P000-011).

I risultati delle misure di caratterizzazione per gli identificati gruppi omogenei :

- G.O.1 - Bianco: "acqua di rete" del CR Trisaia
- G.O.2 - Acqua presente nella vasca di contenimento del serbatoio
- G.O.3 - Acqua presente nel setto destro del serbatoio
- G.O.4 - Acqua presente nel setto sinistro del serbatoio

sono presentati e analizzati per esteso nel documento IRP-P000-012. Tali risultati sono riassunti in estrema sintesi in Tabella 1 ove sono riportati in particolare i valori medi di concentrazione di attività totale di uranio naturale,  $U_{nat}$ , nonché dell'attività alfa totale e beta totale. I valori di  $U_{nat}$  sono stati ottenuti per conversione della concentrazione in massa ottenuta via ICP-MS per U-238 e U-235, nell'ipotesi di sua composizione isotopica standard (attività di U-234 = 1,007 x attività di U-238). Per la spettrometria gamma, con la quale non si

sono in alcun caso riscontrate attività rivelabili, viene indicato il solo valore della minima attività rivelabile, MDA, di Cs-137, comunemente assunto come radionuclide di riferimento della tecnica di misura..

**Tabella 1 : Valori di concentrazioni medie nei diversi gruppi omogenei di matrici liquide**


Gruppo omogeneo	Denominazione	$U_{nat}$ (*) (Bq/kg <sub>camp</sub> )	Attività alfa totale (*) (Bq/kg <sub>camp</sub> )	Attività beta totale (*) (Bq/kg <sub>camp</sub> )	Spettrometria gamma Cs-137 (**) (Bq/kg <sub>camp</sub> )
1	Bianco "acqua di rete" del CR Trisaia	$(1,7 \pm 0,1) \times 10^{-2}$	$(45 \pm 8) \times 10^{-3}$	$(46 \pm 4) \times 10^{-2}$	< MDA (**)
2	Acqua presente nella vasca	$(1,83 \pm 0,06) \times 10^{-2}$	$(74 \pm 11) \times 10^{-3}$	$(2,1 \pm 0,1) \times 10^0$	< MDA (**)
3	Acqua presente nel setto destro del serbatoio	$(8,1 \pm 0,6) \times 10^{-3}$	$(59 \pm 18) \times 10^{-3}$	$(1,5 \pm 0,2) \times 10^0$	< MDA (**)
4	Acqua presente nel setto sinistro del serbatoio	$(1,1 \pm 0,1) \times 10^0$	$(1,04 \pm 0,07) \times 10^0$	$(2,0 \pm 0,2) \times 10^0$	< MDA (**)

(\*) Valore medio e deviazione standard campionaria

(\*\*) MDA (Cs-137) =  $2,3 \times 10^{-1}$  Bq/kg<sub>camp</sub>

Da quanto esposto nel documento IRP-P000-012 in riferimento all'analisi dei risultati della caratterizzazione, è possibile concludere che :

- per ogni gruppo omogeneo è esclusa la presenza di radionuclidi artificiali;
- in tutti i campioni di tutti i G.O., bianco incluso, è stata rivelata presenza di Uranio, a conferma della ben nota, primigenia ubiquità di tale elemento nei materiali presenti sul pianeta;
- per tutti i G.O. il rapporto medio sperimentale in massa dell'U-235 rispetto all'U-238 (valore rispettivamente pari a  $(7,18 \pm 0,19) \times 10^{-3}$  per G.O.1,  $(7,24 \pm 0,15) \times 10^{-3}$  per G.O.2,  $(7,16 \pm 0,12) \times 10^{-3}$  per G.O.3, e  $(7,22 \pm 0,09) \times 10^{-3}$  per G.O.4), conferma la composizione isotopica dell'uranio quale quella propria dell' $U_{nat}$  (rapporto teorico in massa pari a  $7,2 \times 10^{-3}$ );
- per G.O.2 (acqua in vasca di contenimento) e G.O.3 (acqua in serbatoio setto destro) non si registrano rispetto a G.O.1 (Bianco) significativi incrementi di contaminazione da radionuclidi naturali,  $U_{nat}$  incluso;
- per G.O.3 (acqua serbatoio setto destro) la concentrazione di  $U_{nat}$  è pari al 50% di quella riscontrata in G.O.1 (Bianco);
- si registra un significativo incremento di radioattività in termini di  $U_{nat}$  per G.O.4 (acqua serbatoio setto sinistro);
- la differenza di valori dell'attività alfa totale tra G.O.4 (acqua serbatoio setto sinistro) e G.O.1 (bianco) è compatibile (entro gli errori) al contributo del solo  $U_{nat}$ . Ciò testimonia di una presenza pressoché trascurabile dei radioisotopi della progenie dell'U-238 successivi all'U-234, confermando l'origine antropica dell'uranio presente in G.O.4 (acqua serbatoio setto sinistro);
- considerate le condizioni al contorno, tale origine non può che essere attribuita alle lavorazioni con  $U_{nat}$  a suo tempo svolte presso l'impianto Magnox.

	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-013	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 5 14
---	-----------------------------	--------------	-----------	---------------	-----------------

Nei paragrafi successivi, per ogni gruppo omogeneo, sarà verificata in modo rigoroso la possibilità di allontanamento e ne sarà indicato il destino finale.

La verifica delle condizioni di allontanabilità, sarà fatta sui valori della differenza del contenuto di U-238 tra il gruppo omogeneo in esame e il G.O.1 del “Bianco”

Si sottolinea che in tutta la trattazione si assumerà per l’acqua una densità pari a 1 kg/L e quindi la identità numerica del dato di concentrazione in acqua espresso in massa ( $Bq/kg_{camp}$ ) ed in volume ( $Bq/L$ ).

I volumi complessivi dei diversi G.O. in verifica per allontanamento sono stati stimati sulla base delle dimensioni dei contenitori (vasca in cemento e setti del serbatoio) e della misura dell’altezza dello strato di liquido in essi presente.

### 3. LIVELLI DI ALLONTANAMENTO PER SOSTANZE LIQUIDE

Mentre i livelli di allontanamento per i materiali **solidi** provenienti da pratiche nucleari o radiologiche sono presentati dalle norme di buona tecnica internazionali, ed in particolare nella serie di pubblicazioni RP della Commissione Europea <sup>[5]</sup><sup>[6]</sup><sup>[7]</sup> per le diverse tipologie di materiali, quelli per i materiali liquidi, solitamente classificati come “effluenti” sia durante la fase di esercizio degli impianti sia in fase di decommissioning, sono normati dalle formule di scarico approvate dall’ente regolatorio.

Le formule di scarico limitano l’attività massima complessivamente scaricabile in ambiente (atmosfera o corpi idrici) in un periodo di tempo (solitamente un anno o frazioni di esso), sulla base della valutata ricettività ambientale, delle specifiche modalità di rilascio e della eventuale concomitante presenza nell’impianto dei diversi tipi di radioisotopi rilasciabili come effluenti liquidi.


Nella situazione attuale inerente le componenti residue dell’ex-impianto CO.NU Magnox, per il quale non è più vigente una formula di scarico, ove esistente, i materiali liquidi sono in quantità assai limitata e non è più presente una condotta per l’eventuale rilascio in ambiente.

La condizione di riferimento per il rilascio è pertanto quella indicata da ISPRA-CNSNR con lettera Prot. 0029087 del 23/4/2018 ed acquisita con Prot. ENEA/2018/22522/PROTGEN del 23/4/2018, ove si afferma che esso deve essere effettuato nel “rispetto del criterio dei 10  $\mu Sv$ /anno di dose efficace per un individuo qualsiasi della popolazione” (cosiddetta “non rilevanza radiologica”).

Pertanto, la verifica della allontanabilità dei gruppi omogenei delle matrici liquide dovrà essere così effettuata:

- rilascio unico nel tempo (e non protratto o ripetuto all’interno di un anno, quale quello riconducibile alle formule di scarico),
- rilascio di modiche quantità di materiale (non più di 15 m<sup>3</sup>)
- dose efficace inferiore a 10  $\mu Sv$ /anno per un “qualsiasi individuo della popolazione”.

A tal fine, come descritto nel documento IRP-P000-010, è stato elaborato un livello di allontanamento “normalizzato” al contenuto di U-238 (espresso in concentrazione di attività) tenendo conto dell’unicità del rilascio, dell’entità dello stesso e della presenza, come incremento rispetto alla concentrazione misurata nei campioni di “bianco”, dei soli radioisotopi dell’uranio in composizione isotopica naturale. Tale infatti era la composizione isotopica anche nella pratica oggetto dell’impianto Magnox (produzione di elementi di

	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-013	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 6 14
---	-----------------------------	--------------	-----------	---------------	-----------------

combustibile a composizione isotopica naturale, senza presenza di discendenti successivi all'U-234).

### 3.1. Determinazione del livello di allontanamento dei liquidi

Per determinare il livello di allontanamento per l'U-238, come indicato in paragrafo 5 di documento IRP-P000-010, si considera come vincolo una dose efficace massima di  $10 \mu\text{Sv/y}$  ed un unico allontanamento; si adotta altresì come scenario di esposizione per un "qualsiasi individuo del gruppo particolare della popolazione" quello maggiormente conservativo identificato nell'ingestione da parte di un lattante<sup>a</sup> dei liquidi in oggetto, in quantità annua pari a 256 L (dato medio previsto per tale categoria d'età e corrispondente all'ingestione di 0,7 L/giorno).

Per la determinazione quantitativa si calcolano innanzitutto le concentrazioni di U-238, U-235 e U-234 che singolarmente determinano una dose efficace impegnata pari a  $10 \mu\text{Sv/y}$  per ingestione di 256 litri di acqua da parte di un lattante. Tali concentrazioni sono identificate come livelli di allontanamento (LA) per ognuno dei tre radioisotopi. In seguito si calcola il livello di allontanamento normalizzato,  $\text{LAN}_{238}$ , per il solo U-238, nella verificata ipotesi di composizione isotopica standard dell' $U_{\text{nat}}$ , identificata dai seguenti rapporti in attività:

- $U-235/U-238 = 0,0466$
- $U-234/U-238 = 1,007$ .

La concentrazione media misurata di U-238 viene poi confrontata col valore di  $\text{LAN}_{238}$ .

Per il calcolo si adottano pertanto le seguenti ipotesi :

- individuo della popolazione: lattante
- coefficiente di dose del lattante per ingestione di U-238:  $3,4 \times 10^{-7} \text{ Sv/Bq} [^8]$
- coefficiente di dose del lattante per ingestione di U-235:  $3,5 \times 10^{-7} \text{ Sv/Bq} [^9]$
- coefficiente di dose del lattante per ingestione di U-234:  $3,7 \times 10^{-7} \text{ Sv/Bq} [^{10}]$
- fattore di assorbimento gastro-intestinale  $f_1 = 0,04$
- dose limite annuale (non rilevanza radiologica):  $10 \mu\text{Sv} = 1 \times 10^{-5} \text{ Sv}$
- via di introduzione: ingestione di acqua pari a  $0,7 \text{ L/d} = 256 \text{ L/y} [^{11}]$

L'intake annuo tale da determinare per il lattante una dose efficace impegnata di  $10 \mu\text{Sv}$  per ingestione risulta rispettivamente pari a:


- 29,4 Bq per U-238
- 28,6 Bq per U-235
- 27,0 Bq per U-234

Considerando il volume medio di acqua annualmente ingerita dal lattante (256 L) si determinano quindi i valori di concentrazione da utilizzare come livelli di allontanamento per i te radioisotopi naturali dell'uranio; specificatamente:

- **$\text{LA}_{238} = 0.115 \text{ Bq/L}$ .**

<sup>a</sup> Si è scelto la categoria d'età del lattante in quanto per le altre categorie di età "ragazzi" o "adulti" si otterrebbero : valori  $\text{LAN}_{238}$  maggiori, e quindi meno cautelativi, per le seguenti ragioni.

- la frazione assorbita a livello gastro-intestinale ipotizzata è metà rispetto alla classe d'età del lattante ( $f_1 = 0,02$  invece che  $f_1 = 0,04$ ).
- i coefficienti di dose da ingestione sono inferiori.
- i quantitativi annuali ingeriti sono superiori (rispettivamente 365 o 730 L/y)

	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-013	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 7 14
---	-----------------------------	--------------	-----------	---------------	-----------------

- $LA_{235} = 0.112 \text{ Bq/L}$
- $LA_{234} = 0.106 \text{ Bq/L}$ .

Utilizzando tali valori di LA nella formula che determina il livello di allontanamento normalizzato al solo U-238,  $LAN_{238}$ , (formula [13] di IRP-P000-010) e qui di seguito riportata


$$LAN_{238} = \frac{1}{\left(\frac{1}{LA_{238}} + \frac{0.0466}{LA_{235}} + \frac{1.007}{LA_{234}}\right)}$$

si ottiene infine:

$$\mathbf{LAN_{238} = 0.0537 \text{ Bq/L}}$$

che rappresenta dunque la concentrazione di U-238 corrispondente ad un contenuto di  $U_{\text{nat}}$  (in composizione standard) tale per cui l'ingestione di 256 litri di acqua con un tale contenuto di  $U_{\text{nat}}$  determina per un lattante una dose efficace impegnata pari a 10  $\mu\text{Sv}$ .

A conclusione si sottolinea che, sulla base della già anticipata assunzione di una densità dell'acqua pari a 1 kg/L ed ai fini di un più immediato confronto con la calcolata  $LAN_{238}$ , i valori presentati in  $\text{Bq/kg}_{\text{camp}}$  nel rapporto di caratterizzazione IRP-P000-012 per U-238 saranno da qui in avanti riportati numericamente identici, ma espressi in termini di concentrazione in volume Bq/L.

	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-013	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 8 14
---	-----------------------------	--------------	-----------	---------------	-----------------

#### 4. RISULTATI DELLA MISURA DEL GRUPPO OMOGENEO 1: “BIANCO”

Dall'analisi dei risultati per il G.O.1 riportati in Tabella 1 di documento IRP-P000-012, si evicono i seguenti dati :

- valore medio [<sup>b</sup>] di concentrazione di U-238 =  $(8,3 \pm 0,5) \times 10^{-3}$  Bq/L
- valore minimo di concentrazione di U-238 =  $7,46 \times 10^{-3}$  Bq/L
- valore medio di concentrazione di U-235 =  $(0,38 \pm 0,03) \times 10^{-3}$  Bq/L
- valore medio di concentrazione totale di Uranio ( $U_{nat}$ ) =  $(17 \pm 1) \times 10^{-3}$  Bq/L
- valore massimo della deviazione standard geometrica per U pari a 1.06
- valore medio della concentrazione alfa totale =  $(45 \pm 8) \times 10^{-3}$  Bq/L
- valore medio della concentrazione beta totale =  $(460 \pm 40) \times 10^{-3}$  Bq/L
- valore massimo della deviazione standard geometrica per attività alfa totale e beta totale pari a 1.19.
- concentrazione totale coincide con la concentrazione della componente disciolta.

Sulla base dei valori di deviazione standard geometrica tutti ampiamente inferiori al valore limite di 2,45 il campione si configura come gruppo omogeneo per tutte le tipologie di misure effettuate.

---

<sup>b</sup> Da qui in seguito con valore medio si intende la media aritmetica del set di valori considerati.



## 5. VERIFICA DELLE CONDIZIONI DI ALLONTANAMENTO

Nel presente capitolo si eseguiranno le verifiche delle condizioni di allontanamento dei diversi gruppi omogenei rispetto al campione “Bianco” di riferimento

La procedura adotta a tale scopo è quella descritta in Tabella A di IRP-P000-010, che si riporta qui di seguito per semplicità di lettura.

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

Risultato delle misure	Conclusioni	Allontanamento senza vincoli	Azione
La differenza tra il valore massimo di concentrazione di U-238 (in Bq/g <sub>campione</sub> ) misurato nel gruppo omogeneo in esame e il valore minimo di concentrazione di U-238 misurato nel “bianco” è inferiore a 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 analisi 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> ) misurati nel gruppo omogeneo in esame e la media dei corrispondenti valori misurati nel “bianco” è superiore a 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> ) misurati nel gruppo omogeneo in esame e la media dei corrispondenti valori misurati nel “bianco” è inferiore a 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 in massa di U-238 misurato nel “bianco” è superiore a LAN <sub>238</sub>	Condurre il test Wilcoxon Rank Sum (MARSSIM § 8.4)	In relazione alle risultanze del test.	In relazione al risultato del test si fa riferimento a uno dei due casi sopra indicati.


Al fine della comparazione omogenea dei risultati per tutti i gruppi omogenei si utilizzeranno i risultati della concentrazione totale di U-238 derivata da ICP-MS.

### 5.1. Gruppo Omogeneo 2: liquido della vasca di contenimento

Il liquido presente sul fondo della vasca di contenimento del serbatoio ammonta a circa 9 m<sup>3</sup>.

Dall’analisi dei risultati per il G.O.2 riportati in Tabella 3 di documento IRP-P000-012 omologa alla Tabella 1 per il G.O.1 e relativa alle determinazioni della concentrazione totale, si evincono i seguenti dati:

- valore medio di concentrazione in volume di U-238 =  $(8,9 \pm 0,3) \times 10^{-3}$  Bq/L
- valore massimo di concentrazione in volume di U-238 =  $9,48 \times 10^{-3}$  Bq/L
- valore medio di concentrazione in volume di U-235 =  $(0,42 \pm 0,01) \times 10^{-3}$  Bq/L

	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-013	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 10 14
---	-----------------------------	--------------	-----------	---------------	------------------

- valore medio di concentrazione totale di  $U_{nat} = (18,3 \pm 0,6) \times 10^{-3}$  Bq /L

Come da Tabella A, per la verifica delle condizioni di allontanamento deve essere in primis eseguito il confronto fra il Limite di allontanamento normalizzato,  $LAN_{238}$ , e la differenza,  $\Delta$ , ottenuta sottraendo dal valore massimo di concentrazione di U-238 riscontrato nel G.O. il corrispondente valore minimo riscontrato in G.O.1 (“Bianco”). Considerando quindi che:

- per G.O.2 il valore massimo di concentrazione di U-238 è pari a  $9,48 \times 10^{-3}$  Bq/L

- per G.O.1 il valore minimo di concentrazione di U-238 è pari a  $7,46 \times 10^{-3}$  Bq/L.

si ottiene:  $\Delta = 2,02 \times 10^{-3}$  Bq /L di U-238

Ricordando che il valore di  $LAN_{238}$  è pari a  $5,37 \times 10^{-2}$  Bq /L, si ha quindi:

$$\Delta < LAN_{238}$$

Sulla base della procedura adottata tale risultato consente di affermare che:

**il gruppo omogeneo “liquido della vasca” può essere allontanato senza vincoli di natura radiologica. Il materiale è disponibile per le analisi convenzionali e/o per la classificazione come rifiuto speciale.**

## 5.2. Gruppo Omogeneo 3: liquido del setto destro del serbatoio

Il liquido contenuto nel setto destro del serbatoio è stimato pari a  $3 \text{ m}^3$ .

Dall’analisi dei risultati per G.O.3 riportati in Tabella 4 di documento IRP-P000-012 omologa alla Tabella 1, e relativa alle determinazioni della concentrazione totale, si evincono i seguenti dati:

- valore medio di concentrazione di U-238 =  $(4,0 \pm 0,3) \times 10^{-3}$  Bq/L
- valore massimo di concentrazione di U-238 =  $4,50 \times 10^{-3}$  Bq/L
- valore medio di concentrazione di U-235 =  $(0,18 \pm 0,02) \times 10^{-3}$  Bq/L
- valore medio di concentrazione totale di  $U_{nat} = (8,1 \pm 0,6) \times 10^{-3}$  Bq /L

Come da Tabella A, per la verifica delle condizioni di allontanamento deve essere in primis eseguito il confronto fra il limite di allontanamento normalizzato,  $LAN_{238}$ , e la differenza,  $\Delta$ , ottenuta sottraendo dal valore massimo di concentrazione di U-238 riscontrato nel G.O. il corrispondente valore minimo riscontrato in G.O.1 (“Bianco”). Considerando quindi che:

- per G.O.3 il valore massimo di concentrazione di U-238 è pari a  $4,50 \times 10^{-3}$  Bq/L

- per G.O.1 valore minimo di concentrazione di U-238 è pari a  $7,46 \times 10^{-3}$  Bq/L.


si ottiene:  $\Delta = - 2,96 \times 10^{-3}$  Bq /L di U-238

Ricordando che il valore di  $LAN_{238}$  è pari a  $5,37 \times 10^{-2}$  Bq /L, si ha quindi:

$$\Delta = \text{valore negativo} < LAN_{238}$$

Sulla base della procedura adottata tale risultato consente di affermare che:

**il gruppo omogeneo “liquido del setto destro del serbatoio” può essere allontanato senza vincoli di natura radiologica. Il materiale è disponibile per le analisi convenzionali e/o per la classificazione come rifiuto speciale.**

	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-013	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 11 14
---	-----------------------------	--------------	-----------	---------------	------------------

### 5.3. Gruppo Omogeneo 4: liquido del setto sinistro del serbatoio

Il liquido contenuto nel setto sinistro del serbatoio è stimato pari a 3 m<sup>3</sup>.

Dall'analisi dei risultati riportati in Tabella 6 di documento IRP-P000-012 omologa alla Tabella 1 e relativa alle determinazioni della concentrazione totale, si evincono i seguenti dati:

- valore medio di concentrazione di U-238 =  $(5,6 \pm 0,6) \times 10^{-1}$  Bq/L
- valore massimo di concentrazione di U-238 =  $7,08 \times 10^{-1}$  Bq/L
- valore medio di concentrazione di U-235 =  $(0,26 \pm 0,03) \times 10^{-1}$  Bq/L
- valore medio di concentrazione totale di U<sub>nat</sub> =  $(11 \pm 1) \times 10^{-1}$  Bq/L

Come da Tabella A, per la verifica delle condizioni di allontanamento deve essere in primis eseguito il confronto fra il Limite di allontanamento normalizzato, LAN<sub>238</sub>, e la differenza, Δ, ottenuta sottraendo dal valore massimo di concentrazione di U-238 riscontrato nel G.O. il corrispondente valore minimo riscontrato in G.O.1 ("Bianco"). Considerando quindi che:

- per G.O.4 il valore massimo di concentrazione di U-238 è pari a  $7,08 \times 10^{-1}$  Bq/L

- per G.O.1 valore minimo di concentrazione di U-238 è pari a  $7,46 \times 10^{-3}$  Bq/L.

si ottiene: 
$$\Delta = 7,01 \times 10^{-1} \text{ Bq/L di U-238}$$

Ricordando che il valore di LAN<sub>238</sub> è pari a  $5,37 \times 10^{-2}$  Bq/L, si ha quindi:

$$\Delta > \text{LAN}_{238}$$

Si può pertanto concludere che :

**la prima condizione di Tabella A NON è verificata. Sulla base di tale condizione il gruppo omogeneo G.O.4 "liquido del setto sinistro del serbatoio" NON può essere allontanato senza vincoli di natura radiologica.**

Si procede pertanto con la verifica della successiva condizione di Tabella A relativamente al confronto fra i valori medi di concentrazione riscontrati nel gruppo omogeneo in esame e quello del bianco. Considerato dunque che:

- per G.O.4 il valore medio di concentrazione di U-238 è pari a  $5,55 \times 10^{-1}$  Bq/L

- per G.O.1 il valore medio di concentrazione di U-238 è  $8,28 \times 10^{-3}$  Bq/L


la differenza fra tali due valori, pari a  $5,47 \times 10^{-1}$  Bq/L di U-238, risulta di oltre un ordine di grandezza superiore a LAN<sub>238</sub>, il che porta definitivamente ad affermare che:

**il gruppo omogeneo G.O.4 "liquido del setto sinistro del serbatoio" non soddisfacendo la prima condizione di Tabella A e soddisfacendo invece la seconda, NON può essere allontanato senza vincoli di natura radiologica.**

**Il gruppo omogeneo deve dunque essere trattato come rifiuto radioattivo.**

A completamento della disamina delle condizioni di allontanamento del contenuto del setto sinistro del serbatoio è essenziale ricordare che in sede di caratterizzazione è emersa la presenza sul fondo di un sedimento con un livello di concentrazione di U<sub>nat</sub> stimato, attraverso opportune misurazioni effettuate via ICP-MS, in poco meno di 40 Bq/g (oltre 30000 volte superiore a quello del liquido sovrastante), valore che, senza alcuna necessità di ulteriore verifica, ne configura inequivocabilmente la classificazione di rifiuto radioattivo.

Pur non essendo stato possibile allo stato quantificarne massa ed attività complessive, detto sedimento dovrà essere preso attentamente in considerazione nella pianificazione delle attività di bonifica del serbatoio.

	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-013	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 12 14
---	-----------------------------	--------------	-----------	---------------	------------------

## 6. MODALITA' DI ALLONTANAMENTO DEI GRUPPI OMOGENEI

Di seguito vengono indicate le modalità operative per l'allontanamento dei gruppi omogenei senza vincoli di natura radiologica o per il loro conferimento come rifiuti radioattivi.

### 6.1. Liquido della vasca di contenimento

Il liquido sarà completamente aspirato, raccolto e segregato in idonei contenitori.

A valle delle analisi chimiche convenzionali, potrà essere classificato come rifiuto speciale/convenzionale.

Sulla base di tale classificazione, potrà essere allontanato o come rifiuto speciale o potrà essere avviato ai normali sistemi di fognatura dinamica, in quanto esente da vincoli di natura radiologica.

### 6.2. Liquido del setto destro del serbatoio

Il liquido sarà completamente aspirato, raccolto e segregato in idonei contenitori.

A valle delle analisi chimiche convenzionali, potrà essere classificato come rifiuto speciale/convenzionale.

Sulla base di tale classificazione, potrà essere allontanato o come rifiuto speciale o potrà essere avviato ai normali sistemi di fognatura dinamica, in quanto esente da vincoli di natura radiologica.

### 6.3. Contenuto del setto sinistro del serbatoio

Il contenuto del setto sinistro ha caratteristiche di rifiuto radioattivo, sia nella sua componente liquida che nel sedimento di cui si è evidenziata la presenza nel corso delle misure di caratterizzazione.

E' verosimile ipotizzare che anche dopo l'asportazione del suo contenuto, all'interno del setto sinistro del serbatoio permanga comunque una contaminazione residua peraltro difficilmente trattabile in loco, anche per la limitata accessibilità del serbatoio stesso.

Stante tale situazione, e tenuto conto delle dimensioni e delle caratteristiche del serbatoio, si ritiene di affidare a Nucleco la bonifica del serbatoio e del contenuto del suo setto sinistro.

A tal fine si valuta come soluzione più idonea quella così articolata:

- l'intero serbatoio, dopo estrazione del contenuto del solo setto destro, viene conferito a Nucleco mantenendo il contenuto del setto sinistro segregato all'interno del serbatoio stesso;
- il serbatoio è così trasportato presso la sede Nucleco ove, con la disponibilità di idonee strutture ed attrezzature, viene eseguita la bonifica nonché il trattamento, confezionamento e restituzione al soggetto incaricato allo stoccaggio e gestione del rifiuto, in attesa del conferimento finale al Deposito Nazionale.


## 7. CONCLUSIONI

Nella Tabella 2 sottostante viene riportato il destino dei materiali costituenti i diversi gruppi omogenei.

**Tabella 2 : Caratteristiche e destino dei gruppi omogenei oggetto di verifica**

G.O.	Quantità	Denominazione	Allontanabilità senza vincoli di natura radiologica	Destino
2	9 m <sup>3</sup>	Liquido della vasca di contenimento	SI	Allontanamento senza vincoli di natura radiologica con classificazione di rifiuto convenzionale
3	3 m <sup>3</sup>	Liquido del setto destro del serbatoio	SI	Allontanamento senza vincoli di natura radiologica con classificazione di rifiuto convenzionale
4	3 m <sup>3</sup>	Liquido del setto sinistro del serbatoio	NO	Conferimento a NUCLECO S.p.A., all'interno del serbatoio stesso, per bonifica radiologica, trattamento, confezionamento e restituzione al soggetto incaricato allo stoccaggio e gestione del rifiuto

I gruppi omogenei 1 e 2, corrispondenti a circa 12 m<sup>3</sup> di liquidi, sono liberi da vincoli di natura radiologica e, a valle della classificazione ai sensi della normativa sui rifiuti convenzionali, potranno essere conseguentemente trattati come rifiuti speciali o rilasciati nella rete fognaria convenzionale.

	Istituto di Radioprotezione	IRP-P000-013	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 14 14
---	-----------------------------	--------------	-----------	---------------	------------------

## 8. RIFERIMENTI

<sup>1</sup> Caratterizzazione radiologica delle parti residue dell'impianto CO.NU Magnox – Fase 1 : esiti delle misure di caratterizzazione della matrice acqua, Documento IRP-P000-012, 19/11/2018.

<sup>2</sup> Piano di Caratterizzazione radiologica delle parti residue in area ENEA dell'impianto CO.NU Magnox – Fase 1, Documento IRP-P000-010, 14/3/2018.

<sup>3</sup> Caratterizzazione radiologica delle parti residue dell'impianto CO.NU Magnox – Fase 1 : esiti delle misure di pre-caratterizzazione della matrice acqua, Documento IRP-P000-011, 15/10/2018.

<sup>4</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>5</sup> European Commission “Recommended radiological protection criteria for the recycling of metals from the dismantling of nuclear installations” documento Radiation Protection 89 – 1998.

<sup>6</sup> European Commission “Practical use of the concepts of clearance and exemption - Guidance on general Clearance Levels for Practices “documento Radiation Protection 122 – 2000.

<sup>7</sup> European Commission “Recommended radiological protection criteria for the clearance of buildings and building rubble from the dismantling of nuclear installations “documento Radiation Protection 113 – 2000

<sup>8</sup> Decreto Legislativo 26 maggio 2000 n. 241 Attuazione della Direttiva 96/29/EURATOM in materia di protezione sanitaria della popolazione e dei lavoratori contro i rischi derivanti dalle radiazioni ionizzanti G.U.R.I Suppl. Ordinario n. 203 del 31/8/2000 – Tab. IV.4 – Pag 135.

<sup>9</sup> D.Lgs. 241/2000.

<sup>10</sup> Decreto Legislativo 26 maggio 2000 n. 241 Attuazione della Direttiva 96/29/EURATOM in materia di protezione sanitaria della popolazione e dei lavoratori contro i rischi derivanti dalle radiazioni ionizzanti G.U.R.I Suppl. Ordinario n. 203 del 31/8/2000 – Tab. IV.4 – Pag 135.

<sup>11</sup> Manuale CEVaD – Tab. 5.10 pag. 24.