

SMANTELLAMENTO DELLE BARRE DI CONTROLLO E REGOLAZIONE DEL REATTORE NUCLEARE “G. GALILEI”

Maria Elisa Dalessandri, Fabio Fineschi

Università degli Studi di Pisa - Dipartimento di Ingegneria meccanica, nucleare e della produzione
via Diotallevi 2, 56126 Pisa

Anna Maria Spano

CISAM - via Bigattiera 10, 56010 San Piero a Grado, Pisa

SOMMARIO

Gli impianti nucleari di potenza sono in genere progettati per una vita operativa di 40 anni, al termine dei quali è necessario effettuare la disattivazione (decommissioning), insieme delle attività che, nel rispetto dei requisiti di sicurezza e protezione dei lavoratori, della popolazione e dell'ambiente, permette di rilasciare il sito senza alcun vincolo di natura radiologica. Lo smantellamento del reattore di ricerca del CISAM, RTS-1 “G. GALILEI”, ubicato a San Piero a Grado nel comune di Pisa è in fase di progettazione. Dopo quello del combustibile nucleare, lo smantellamento delle barre di controllo e di regolazione è il problema più rilevante, sia dal punto di vista scientifico sia tecnico: in Italia l'esperienza in tale settore è ancora molto ridotta, per cui è stata effettuata una vera e propria ricerca sperimentale, utilizzando come laboratorio l'insieme delle attrezzature già a disposizione del reattore RTS-1 ed altre acquisite allo scopo. Il progetto dello smantellamento delle barre di controllo e di regolazione del reattore RTS-1 ha previsto l'esecuzione dei calcoli di attivazione, l'organizzazione delle fasi di taglio e di condizionamento, la valutazione delle dosi al personale, il progetto delle schermature dei monoliti di stoccaggio.

1. INTRODUZIONE

Gli impianti nucleari di potenza sono in genere progettati per una vita operativa di 40 anni, al termine dei quali è prevista l'interruzione definitiva del servizio. Nonostante attualmente siano in funzione alcuni impianti che hanno superato questa “età”, non è infrequente che un impianto sia rimosso dal servizio ad una “età” inferiore. Le motivazioni che portano a questa decisione possono derivare da valutazioni circa la sicurezza dell'impianto, come è avvenuto per alcuni reattori dell'Est Europeo, oppure da considerazioni di tipo economico come negli Stati Uniti; in altri casi la decisione è di natura politica.

L'Italia, a metà degli anni '60, era la terza nazione nel mondo, dopo USA e Regno Unito, nella produzione di energia elettronucleare, con le centrali di Latina, Trino Vercellese e Garigliano; successivamente, nel 1978, entrò in funzione la centrale di Caorso. In seguito al referendum popolare del Novembre 1987, il governo italiano decise la sospensione della costruzione delle nuove centrali di Trino Vercellese 2 ed Alto Lazio (Montalto di Castro), la chiusura della centrale di Latina, la sospensione dell'esercizio delle centrali di Trino e Caorso. Per quanto riguarda la centrale di Garigliano, l'ENEL ne aveva già deciso la chiusura nel 1978 per motivi tecnico-economici.

Quali che siano le ragioni che hanno condotto alla chiusura dell'impianto, è necessario effettuare la procedura di disattivazione (decommissioning), insieme delle attività che, nel rispetto dei requisiti di sicurezza e protezione dei lavoratori, della popolazione e dell'ambiente, permettono di rilasciare il sito senza alcun vincolo di natura radiologica.

Nel definire le modalità di decommissioning delle centrali nucleari, due sono le strategie più diffuse a livello internazionale:

- ❑ smantellamento in tempi ravvicinati dopo la fermata dell'impianto o DECON (Decontamination): tutti i componenti e le strutture radioattivi, sono decontaminati e smantellati, mentre quelli che registrano attività superiori ai livelli stabiliti per il rilascio, sono inviati ai depositi per i rifiuti. Nel momento in cui le operazioni sono concluse, il sito può essere usato per altri scopi. Questa strategia ha il vantaggio di utilizzare forza-lavoro familiare con l'impianto e di ridurre i costi per il mantenimento dello stesso per un lungo periodo di tempo
- ❑ custodia protettiva per alcuni decenni prima dello smantellamento o SAFSTOR (Safe Storage): l'impianto è mantenuto intatto, in custodia protettiva, dopo aver opportunamente sistemato il combustibile irraggiato e trattato i rifiuti prodotti durante l'esercizio. Le parti che contengono i

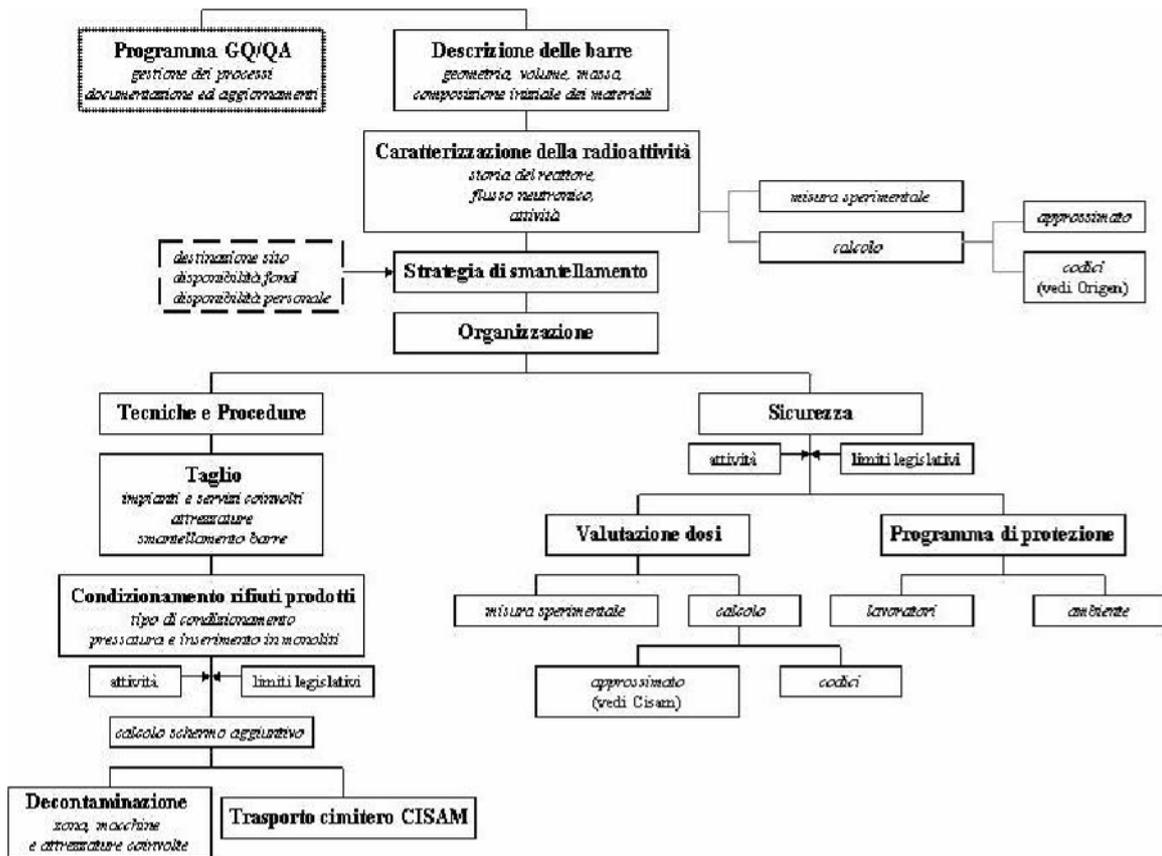


Fig. 1 - Piano di smantellamento

materiali radioattivi sono confinate, sigillate e tenute sotto controllo sul sito; in seguito è effettuato lo smantellamento (DECON). Questa strategia usa il tempo di attesa a favore della decontaminazione: se consideriamo la sola radioattività del Co-60, dopo 30 anni sarà 1/50-esimo del valore iniziale e dopo 50 anni solo 1/700-esimo. Un ulteriore vantaggio, è il ritardato esborso del denaro necessario all'operazione

In Italia era stato inizialmente deciso di adottare questa seconda strategia, integrata con lo smantellamento di alcuni sistemi e componenti debolmente contaminati, con la previsione di mantenere gli impianti in CPP (Custodia Protettiva Passiva) per circa 40 anni.

Nel periodo 1999/2000 si è avuto un cambiamento nel quadro italiano: l'ENEL ha costituito la SO.G.I.N. al fine di gestire il "post operation" delle quattro centrali nucleari in Italia, dopo essersi occupata del decommissioning e della chiusura del ciclo del combustibile delle suddette centrali.

In merito ai quattro impianti italiani, la SO.G.I.N., ha elaborato un unico programma di decommissioning eliminando la messa in CPP, prendendo a riferimento le date previste per la realizzazione del deposito nazionale per i rifiuti radioattivi e per il combustibile irraggiato: 2005, nulla osta alla costruzione; fine 2008, inizio dell'esercizio; 2020 data ultima per il rilascio dei siti senza vincoli radiologici [1].

2. IL REATTORE RTS-1 "G.GALILEI"

In Italia, oltre ai quattro reattori di potenza sopra menzionati, esistono 11 reattori di ricerca, di cui 5 già smantellati e i restanti in attesa [2]: tra questi il reattore RTS-1 "G. GALILEI" del CISAM, ubicato a San Piero a Grado nel comune di Pisa, il cui smantellamento è in fase di progettazione. Nel seguito si tratterà della pianificazione dello smantellamento delle barre di controllo e di regolazione di quest'ultimo reattore.

Il reattore RTS-1 "G.GALILEI" è un reattore di ricerca a piscina, appartenente alla famiglia dei reattori eterogenei ad uranio fortemente arricchito (90%), moderato e raffreddato ad acqua leggera. Come tutti i reattori di questo tipo, fu costruito allo scopo di rendere possibili studi e ricerche in vari campi, come, ad esempio, in quello della tecnologia del combustibile, della qualificazione (analisi delle caratteristiche e

dell'affidabilità) del materiale di controllo e di comando e, in generale, della qualificazione di tutto il materiale da impiegare nei reattori di potenza (la sigla MTR, attribuita a questo tipo di reattori, sta per Materials Test Reactor). Per raggiungere tale scopo è stato dotato di dispositivi di irraggiamento, come il "canale d'irraggiamento" che consentivano non solo di sottoporre all'irraggiamento oggetti ingombranti ma anche l'analisi di post irraggiamento.

Commissionato dal Ministero della Difesa nel 1958, il reattore fu costruito dalla Vitro Italiana, su progetto della Babcock & Wilcox, tra il 1960 ed il 1963. Raggiunse la prima criticità il 4 Aprile 1963, ed è rimasto in esercizio fino al 1980. Dopo l'arresto definitivo, il reattore è stato mantenuto in uno stato di "SAFSTOR": è stato allontanato il combustibile irraggiato, continuando a tenere sotto controllo tutti gli impianti fondamentali alla sicurezza del reattore, in attesa dell'autorizzazione allo smantellamento.

Il controllo del reattore veniva realizzato mediante sei barre di 'controllo' di cui cinque di 'sicurezza' ed una di 'regolazione fine'. Le barre di sicurezza sono in acciaio al boro e quella di regolazione in acciaio inossidabile.

La natura stessa del reattore, ricco di attrezzature sperimentali, ha permesso una notevole flessibilità nella progettazione dello smantellamento delle barre: sarà utilizzato il Canale di Irraggiamento, che, per il modo con cui è stato costruito [5], rappresenta un'attrezzatura ottimale per la gestione in modo protetto delle attività di taglio; il Mascot, un robot guidato dall'esterno di questa cella, permetterà la manipolazione a distanza delle componenti attivate.

La dismissione di una qualsiasi parte di un reattore, prevede la stesura di un "piano di smantellamento", che può essere rappresentato tramite un diagramma a blocchi che evidenzia la sequenza delle fasi da svolgere (fig. 1). Oltre agli aspetti puramente tecnici, tale piano prevede anche un opportuno programma di garanzia e accertamento della qualità, nonché di protezione dei lavoratori, e predispone le procedure da seguire e i tempi di esposizione permessi.

3. DESCRIZIONE DELLE BARRE

Le barre di controllo presentano una sezione di 23mm x 57mm, con profonde scanalature sui lati maggiori per ridurne il peso, una lunghezza di 80 cm circa, e un potere di controllo dal 3 al 6% (fig. 2).

L'insieme del dispositivo di controllo è costituito dalla barra di materiale assorbente, da un ammortizzatore di urti idraulico e da un'armatura di ferro dolce. La barra, mediante un'asta in alluminio, è accoppiata al meccanismo di movimentazione tramite l'eccitazione di un'elettrocalamita: i magneti e le armature si trovano a lavorare al di sopra del pelo libero dell'acqua della piscina.

Le barre di controllo ed i magneti si muovono all'interno di un tubo guida, e, mediante un ammortizzatore di urti a tenuta, si inseriscono in altrettanti elementi di combustibile. In caso di scram, l'alimentazione elettrica è interrotta e le barre cadono per gravità, ciascuna all'interno del proprio elemento di combustibile.

La barra di regolazione ha sezione ovale, 21 mm x 52 mm, e lunghezza analoga alla barra di controllo.

In questo caso non è prevista tutta la struttura relativa all'elettrocalamita: la barra è collegata direttamente al meccanismo di movimentazione e scorre dentro il tubo guida come per le barre di controllo.

Dopo l'arresto definitivo del reattore, le barre sono state private della parte adibita alla movimentazione: il dispositivo atto al moto, compresa l'elettrocalamita, non essendo stato sottoposto ad alcuna contaminazione e irraggiamento, è stato staccato dal corpo di sostegno della barra e momentaneamente conservato nel magazzino del reattore. Le restanti parti delle aste, vincolate alle precedenti tramite flangia, e quindi di facile separazione, sono tuttora conservate all'interno della piscina.

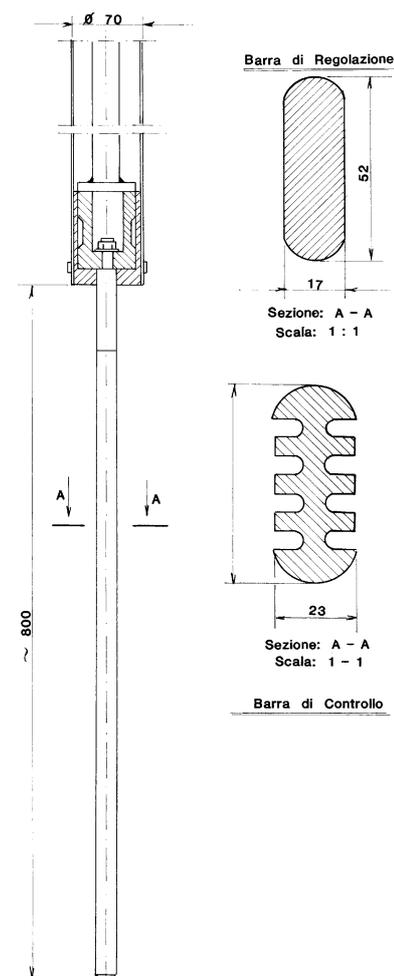


Fig. 2 - Barra di controllo e di regolazione

4. CARATTERIZZAZIONE DELLA RADIOATTIVITA'

Essendo lo smantellamento del reattore "RTS-1" già in programma da qualche tempo, erano disponibili due valutazioni dell'attivazione delle barre: la prima svolta dal personale addetto al reattore [6], una sorta di studio di massima che, facendo uso dalle semplici leggi di attivazione e di decadimento radioattivo, si è limitato all'apporto di attività da parte del Co-60, e del Fe-55, ritenuti i principali radionuclidi attivi, la seconda redatta dal CISE [7], che considera il contributo di tutti gli isotopi presenti nelle barre, valutato con l'ausilio del codice ORIGEN-S.

In entrambe le valutazioni, sono state considerate le seguenti ipotesi di lavoro:

- funzionamento continuo a 5 MW, potenza nominale del reattore, modificando il tempo di funzionamento, per eguagliare l'energia prodotta
- periodi di funzionamento raggruppati in 9 complessivi, al variare della configurazione del core, sommando tempi di funzionamento ed energia prodotta. Questa ipotesi tiene contemporaneamente conto dell'attività del reattore molto frammentata durante l'esercizio e del fatto che sono già passati 20 anni dallo spegnimento definitivo

Di contro, il CISE, calcolando i valori di attività totali per le barre, si riferisce ad una sola configurazione del nocciolo, per quanto riguarda i valori di flusso neutronico, mentre lo studio del CISAM ipotizza un funzionamento con barra completamente inserita nel core.

Si è allora ritenuto opportuno effettuare una ulteriore valutazione dell'attivazione delle barre, che, pur adottando una tecnica di calcolo semplice (equazione attivazione-decadimento), simuli condizioni operative più realistiche:

- reali periodi di lavoro
- porzione di barra realmente inserita dentro la parte attiva del core
- calcolo esteso a tutti gli isotopi a lunga vita rilevanti

Si sono prese in considerazione le singole configurazioni del core nelle varie esperienze, distinguendo i risultati di ogni singola barra, dopo aver accertato la possibilità di poter sostituire un reale periodo di lavoro (periodo frammentato) con uno compatto, spostato alla fine dell'intervallo di tempo, a potenza nominale piuttosto che a potenza media. Il periodo analizzato in dettaglio è particolarmente rappresentativo, perché più lungo a parità di configurazione e, quindi, il più influente sul valore finale dell'attività (configurazione denominata core 9-bis [9]).

L'equazione di "attivazione-decadimento" utilizzata è la seguente:

$$A = \sigma\phi N(1 - e^{-\lambda T_{irr}})e^{-\lambda T_{dec}} \quad (1)$$

dove A è l'attività per unità di volume [Bq/cm³], N i nuclei/cm³ di elemento sottoposto a flusso neutronico, σ la sezione d'urto di attivazione dell'elemento considerato, ϕ il flusso neutronico [n/cm²×s], λ la costante di decadimento, $= \ln 2/T_{1/2}$, $T_{1/2}$ il tempo di dimezzamento, T_{irr} il tempo di irraggiamento, coincidente con il tempo di funzionamento del core, T_{dec} il tempo di decadimento, tempo che intercorre tra il momento in cui il core smette di funzionare e l'istante di valutazione dell'attività.

In fig. 3 sono riportati i risultati del confronto dell'attività calcolata con riferimento al periodo frammentato e a quello compatto, sia a potenza media sia a potenza nominale, valutati al 31-12-2000; i dati si riferiscono rispettivamente a:

- **PFM**, periodo frammentato, a potenza media
- **PFN**, periodo frammentato, a potenza nominale
- **PUM**, periodo unico, a potenza media
- **PUN**, periodo unico, a potenza nominale

Dal confronto di questi risultati è evidente che la scelta del CISE e del personale del CISAM di considerare periodi compatti di funzionamento a potenza nominale (PUN), che porta ad una limitata (circa il 14%) sovrastima della condizione reale (PFM), risulta pienamente giustificata, tenendo conto che:

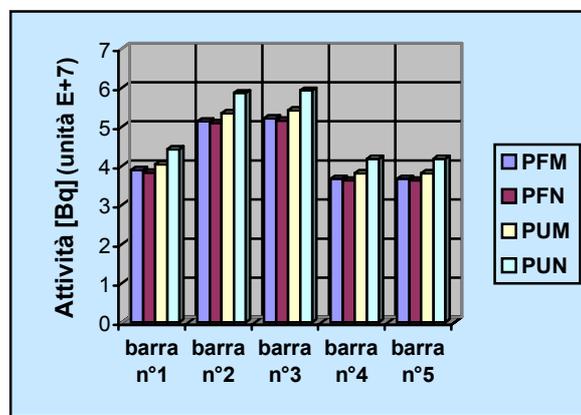


Fig. 3 - Valutazioni di attività per le varie tipologie di periodo di irraggiamento

1. l'attività delle barre, anche se non fosse sopravvalutata, comporterebbe comunque la stessa tecnica di taglio, remotizzata in conformità al D.Lgs 17 Marzo 1995
2. la sovrastima, senza stravolgere la pianificazione delle operazioni inerenti lo stoccaggio e la valutazione delle dosi, meglio garantisce il rispetto dei limiti stabiliti per l'esposizione a contatto
3. il procedimento di valutazione dell'attività risulta più rapido e meno costoso

Dimostrata la possibilità di poter far riferimento a PUN, i valori complessivi di attività calcolati sono raccolti in tab. 1.

Il calcolo dell'attività, è stato eseguito con le seguenti considerazioni:

- Poiché il reattore ha funzionato mediamente con le barre di controllo inserite per il 30% dell'altezza del nocciolo (~20 cm), è stato deciso di "spezzare" la barra in due parti: dentro e fuori il core e valutare il valore medio del flusso termico per ciascuna delle zone occupate dalle due porzioni. Questa ipotesi di lavoro non è stata necessaria per la barra di regolazione, dal momento che si trovava a funzionare completamente inserita nel core. Per la valutazione dei valori medi, è stato utilizzato l'andamento del flusso assiale normalizzato, pressoché costante al variare della configurazione del nocciolo (la struttura del core influenza solo la distribuzione radiale)
- I valori di flusso a disposizione sono quelli incidenti sulle barre di controllo, ma essendo esse costituite da materiale assorbente, il flusso al loro interno subisce una depressione dipendente dalla sezione d'urto propria di assorbimento e dallo spessore attraversato. L'adozione di un codice di calcolo per la valutazione del flusso, come proposto dal CISE, permetterebbe di considerare il fenomeno della depressione anche per geometrie complesse, ma, in linea con la specifica di semplicità adottata, è stato deciso di usare l'approssimazione di Wigner, che ha dimostrato dare risultati plausibili e paragonabili con quelli ottenuti dal CISE. Affrontando così il problema della termalizzazione dei neutroni in un reticolo con un calcolo a due zone (combustibile e moderatore), si

ricava $\phi_0(E) = \frac{1}{1 + \Sigma_{a0}(E) l_0} \phi_1(E)$, dove ϕ_0 è il flusso depresso, ϕ_1 il flusso in ingresso alle barre, Σ_{a0}

la sezione d'urto d'assorbimento macroscopica, $l_0 = 4V_0/S$ la corda media della barra, V_0 il volume e S la superficie per unità di altezza. Il rapporto ϕ_0/ϕ_1 , è comunemente detto "fattore di svantaggio", e rappresenta quanto si deprime il flusso all'interno della barra: nel caso in questione si è ottenuto un valore pari a 0.128 per le barre di controllo e di 0.637 per la barra di regolazione. Analogamente, per il complesso in Al, tubo esterno - asta di comando, considerando gli spessori nell'ordine di pochi mm, e la bassa sezione d'urto di assorbimento del materiale, si otterrebbe un fattore di svantaggio nell'ordine di 0.99: non considerarlo permette di disporre di risultati cautelativi, ma senza esagerare

- dei componenti dell'acciaio al B e dell'acciaio inox (allegati e impurezze) [7], è stata necessaria una selezione sulla base delle caratteristiche chimico-fisiche e nucleari:
 - il tipo di reazione a cui possono essere soggetti, essenzialmente reazioni (n,α) , (n,p) , (n,γ) , (n,n')
 - il $T_{1/2}$ del prodotto della reazione, trascurando tutti gli isotopi a vita breve attivati, in relazione al periodo intercorso dal definitivo arresto
 - il prodotto $N\sigma$ della (1) che tiene conto della concentrazione del singolo elemento nel materiale, della % di isotopo stabile in natura e della sua predisposizione ad essere attivato

Il prodotto $N\sigma$ rappresenta un criterio di discriminazione degli isotopi, in quanto è il termine che influisce maggiormente sull'attività; infatti, il flusso e il termine esponenziale di attivazione della (1) sono costanti per ogni isotopo, mentre l'esponenziale funzione del tempo di dimezzamento può modificare il risultato al più di un ordine di grandezza. Questo significa che, partendo dai contributi più alti, risulta inutile prendere in considerazione quei contributi che si discostano dai primi per più di due-tre ordini di grandezza

I risultati ottenuti trovano riscontro nelle misure sperimentali e in quelli forniti dal CISE (fig. 4), gli unici accettati dall'authority per la concessione della licenza di smantellamento, poiché ottenuti con codici di calcolo omologati.

Tabella 1
Valutazioni dell'attività (Bq) delle barre di controllo (EL) e di quella di regolazione (Reg.)

	Barra	Tubo guida	Asta di comando
EL 1	4.740E+10	4.560E+06	6.590E+04
EL 2	6.230E+10	5.990E+06	8.630E+04
EL 3	6.270E+10	5.820E+06	8.420E+04
EL 4	4.430E+10	4.150E+06	6.000E+04
EL 5	4.590E+10	5.120E+06	6.810E+04
Reg.	4.100E+11	7.990E+06	1.470E+06

E' bene ricordare che l'attivazione dei materiali deriva anche dall'esposizione a flusso veloce: in realtà questo tipo di irraggiamento risulta almeno di un ordine di grandezza più basso di quello termico ; inoltre, le sezioni d'urto di attivazione dei materiali considerati sono dell'ordine del mb ad energie superiori al Mev, quindi l'attivazione veloce risulta di 3-4 ordini di grandezza inferiore a quella termica, per cui trascurabile.

5. TAGLIO

E' a disposizione una vasta tipologia di tecniche di taglio dei componenti di un reattore nucleare: taglio termico, idraulico, meccanico, con esplosivo. La scelta della tecnica ottimale, è realizzata sulla base di diversi fattori, tra i quali: tipologia del materiale, spessori da tagliare, valori di attività (influenza del modo di operare: a contatto o remotizzato), accessibilità della struttura, produzione di rifiuti secondari, addestramento del personale, fattori economici.

Una valutazione comparativa delle tecniche è riportata in tabella 2, ma la scelta potrebbe essere vincolata da altri fattori di natura non tecnologica.

Al CISAM, sono a disposizione macchine di taglio meccaniche (forbice e cesoia) acquistate di recente e, quindi, in piena efficienza, che si propongono come soluzione idonea, sia per il tipo di rifiuto secondario che producono (polvere e piccoli trucioli in quantità ridottissima), sia in relazione alla praticità d'uso degli strumenti da parte del personale addetto al reattore.

Le operazioni di taglio e condizionamento delle barre sono state precedute da alcune prove "in bianco", realizzate su materiale non attivato, che simulano lo svolgersi delle operazioni, affinché sia:

- verificata la fattibilità delle sequenze previste
- confermata la posizione degli operatori
- misurata la durata delle operazioni per valutare le dosi di esposizione agli operatori
- dimostrata la possibilità di attuare rimedio, nel corso delle operazioni, ad eventuali incidenti

In tali prove si è operato solo su una barra non contaminata, essendo il procedimento analogo per tutte le barre.

Come quasi tutte le attività svolte in campo nucleare, anche quella delle prove in bianco prevede la stesura di:

- ↳ un rapporto preliminare
- ↳ un rapporto esecutivo

Nel primo è organizzato l'iter esecutivo da attuare, il secondo è, invece, il consuntivo delle operazioni realmente svolte.

Le operazioni prevedono un primo taglio da realizzare in Sala Vasche (S.V.), per la separazione della barra dall'asta di sostegno (taglio effettuato con la forbice, fig. 5), il successivo trasporto da Sala Vasche al Canale di Irraggiamento (C.I.), attraverso l'apposito sistema di botole, con l'apposito contenitore di servizio, e il taglio finale, gestito dal Mascot, nel C.I., con cesoia (fig. 6).

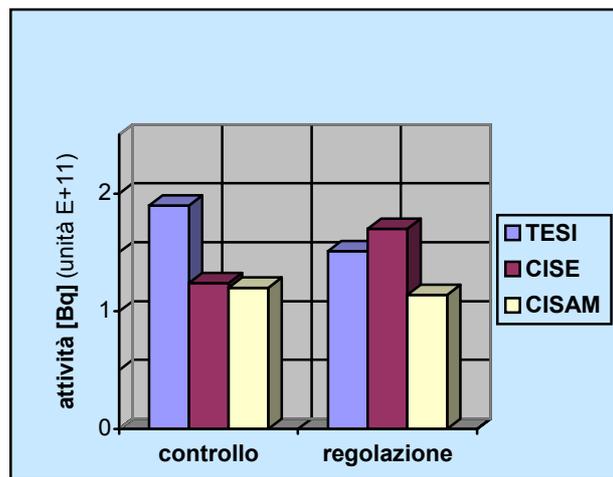


Fig. 4 - Confronto tra i risultati ottenuti e quelli proposti dal CISE



Fig. 5 - Taglio barra con forbice

Tabella 2
Tecniche di taglio

Calcestruzzo

TECNICA	AMBIENTE	APPLICAZIONI			MODO DI OPERARE	PERICOLI	RIFIUTI SECONDARI	COMP.	USI PASSATI
		Altamente rinforzato	Med. rinforzato	Debol. rinforzato					
Seghe per muri e pavimenti ¹	A	non applicabile	applicabile	applicabile	P,R	2,4	fluidi	bassa	SI
Filo diamantato ²	A	applicabile	applicabile	applicabile	R	2,3	fluidi	media	SI
Laser ³	A				R	5		alta	NO
Taglio con esplosivo ⁴	A	solo per travi, no slab	non applicabile	solo per travi, no slab	R	1,4,5,6	fluidi	alta	SI
Getto d'acqua abrasivo ⁵	A,U	per solo calcestruzzo	richiede più passi	per solo calcestruzzo	R	1,4			
Trapanatura per punti ⁶	A	non ideale	non ideale		P	2,3,4	fluidi	bassa	SI

¹ per la rimozione di interi muri e sezioni di pavimenti; polveri controllate attraverso spray d'acqua. Spessori limitati ad 1/3 del diametro della lama

² teoricamente nessun limite per lo spessore; necessità di accesso ad entrambi i lati.

³ sotto sviluppo

⁴ usato quando la geometria dell'oggetto è troppo complicata per altri metodi, e quando si devono fare più tagli contemporaneamente

⁵ produce una grande quantità di acqua contaminata che contiene abrasivo; riduzione del 30-40% di profondità per il taglio sott'acqua

⁶ lenta e costosa per grossi volumi di calcestruzzo, ma efficace quando non è possibile usare il filo diamantato

OSS.

1. La grafite del riflettore, può essere estratta e sottoposta a compattazione.

2. il calcestruzzo può essere gestito in due modi: se lo strato contaminato è 1-1.5cm, può essere asportato (tecniche di decontaminazione), ed il resto viene demolito senza limitazioni perché inattivo, altrimenti il tutto viene demolito con maggiore attenzione perché contaminato

Metalli

TECNICA	AMBIENTE	MATERIALI	SPES-SORI (mm)	Φ TUBI	MODO DI OPERARE	PERICOLI	RIFIUTI SECONDARI	COMPLESSITA'	USI PASSATI
Cesoie ¹	A,U	tutti	6	50	P,R			bassa	SI
Seghe meccaniche ²	A,U	tutti		<600	P,R	2	fluidi	bassa	SI
Sega circolare ³	A,U	tutti	<80	>150	P,R		fluidi	bassa	SI
Filo diamantato ⁴	A,U	tutti			R	2,3	fluidi	media	SI
Arco al plasma ⁵	A,U	acciaio inox, Al	<170 ⁶		P,R	1,4,5		alta	SI
Taglio con cannello ⁷	A,U	acciaio al carbonio	<1200		P,R	4,5		bassa	SI
Laser ⁸	A	tutti			R	4,5		alta	NO
Sega ad arco ⁹	A,U	acciaio inox, Al	1000	1/3 diametro lama	R	1,4	fluidi	alta	SI

¹ diametri troppo piccoli

² metodo più lento

³ controllo contaminazione

⁴ necessità di accesso ad entrambi i lati

⁵ usato a TMI, Gundremmingen; l'applicazione sott'acqua è limitata a 19m sotto la superficie

⁶ sott'acqua limitati a 100

⁷ usato a Windscale, Gundremmingen; produzione di fumi radiativi. L'uso sott'acqua è limitato ad una profondità di 10m a causa dell'instabilità esplosiva dell'acetilene

⁸ sotto sviluppo, altamente costoso, ma più efficace

⁹ alta quantità di fumo

NOTE: A = aria; U = sott'acqua; P = portatile; R = remotizzato
1 = alto livello di rumore; 2 = pericolo agli occhi; 3 = pericolo in caso di rottura del filo;
4 = polveri; 5 = pericolo d'incendio; 6 = onde di shock

All'interno del C.I. avviene anche l'introduzione dello spezzone di barra dentro il monolite, il successivo condizionamento mediante l'introduzione della malta; dal Canale, il monolite è estratto dopo il tempo necessario per il tiraggio della malta, e trasferito al deposito temporaneo del Sezione Smaltimento Rifiuti Radioattivi e Decontaminazione del Centro, dove è effettuata la sigillatura.

Le operazioni si ripetono anche per l'asta e il tubo di sostegno, che subiscono lo stesso trattamento della barra, oltre ad un'operazione di pressatura (fig. 7).

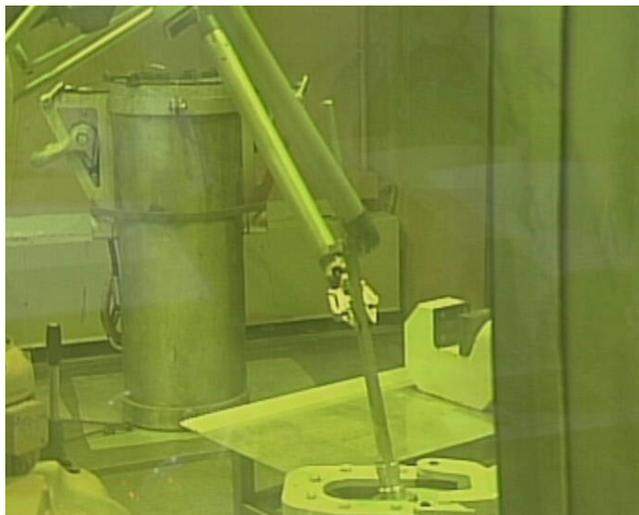


Fig. 6 - Taglio barra con cesoia

Come già detto, terminate le operazioni di taglio, o contemporaneamente a queste, è realizzato il posizionamento dei pezzi attivati o contaminati all'interno di appositi contenitori (monoliti) per il successivo stoccaggio. Secondo quanto riportato dalla Guida Tecnica ENEA n.26, e con riferimento ai risultati ottenuti dallo studio di attivazione, è possibile classificare i rifiuti radioattivi prodotti nelle categorie II e III, rispettivamente per aste + tubi di sostegno e barre. In base ai valori di attività, la guida stabilisce che i primi non richiedono alcun condizionamento, al contrario dei secondi. Ancora secondo la guida, i rifiuti condizionati devono presentare una serie di caratteristiche meccaniche, fisiche e chimiche che li rendono idonei allo smaltimento sulla terraferma, ed il livello di irraggiamento esterno del manufatto non deve comunque superare un equivalente di dose a contatto di 10mSv/h, al momento della produzione.

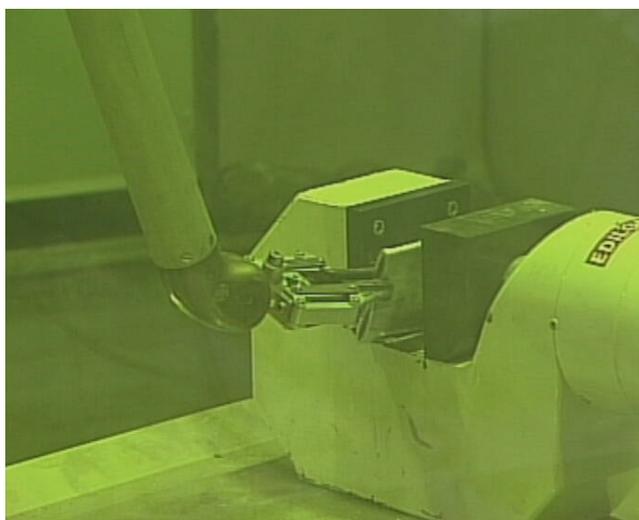


Fig. 7 - Pressatura tubo

Nella gestione dei rifiuti radioattivi,

l'obiettivo principale è quello della riduzione del volume totale del materiale prodotto nello smantellamento di un sito nucleare, in modo da abbattere i costi. La riduzione dei volumi è realizzata con idonee tecniche di condizionamento in relazione ai diversi tipi di materiale:

↳ **Solidi** - Possono essere classificati in materiali metallici e non metallici, in un unico pezzo, in più parti di piccole dimensioni o in miscele, oppure classificati in base al possibile trattamento. Ai rifiuti secchi possono essere applicati sostanzialmente due tipi di trattamento: compattazione e incenerimento, o entrambi; per quelli umidi il condizionamento è finalizzato a portare il punto di umidità a livelli accettabili. Per questi ultimi le tecniche disponibili sono schematizzate nel seguente modo:

- compattazione senza incenerimento
- precompattazione senza incenerimento
- precompattazione e incenerimento
- supercompattazione
- incenerimento e supercompattazione delle ceneri
- incenerimento+

La scelta della tecnica è sempre supportata da ragioni di tipo economico e tecnico: se da una parte è possibile ridurre il volume, dall'altra spesso si producono rifiuti secondari molto pericolosi da trattare. Il maggior vantaggio dell'incenerimento consiste nell'eliminazione di tutti i materiali combustibili ed

organici e, quindi, in un'altissima riduzione di volume. Inoltre, il rischio di incendio durante la fase di immagazzinamento è praticamente nullo

↳ Metalli puri - Materiali metallici, come l'acciaio inox, Al, Pb, Cu, possono essere fusi, ottenendo un vantaggio sia in caso di deposito, in merito alla riduzione dei volumi, sia in caso di riutilizzo se l'attività è bassa. Un'ultima alternativa riguarda l'applicazione dei processi di fissaggio ed incapsulamento

↳ Liquidi - i rifiuti liquidi, come l'acqua che si ottiene durante i processi di decommissioning o i refrigeranti usati durante i lavori di segmentazione, sono normalmente condizionati trasformandoli in prodotti solidi o quasi solidi, in quanto il rischio di rilascio di attività è ridotto durante il trasporto, ottenendo, inoltre, un'importante riduzione di volume. Dopo la trasformazione dei prodotti in solidi, segue un trattamento che dipende dalle proprietà fisiche e chimiche del prodotto e dal contenuto di liquido nel rifiuto solido: incenerimento, fissaggio, filtraggio, centrifuga, decantazione, evaporazione, o una combinazione di questi; in alcuni casi sarebbe utile il fissaggio in matrici cementizie, anche se si ottiene un aumento di volume

↳ Materiali particolari - Grafite, carbone attivato, vetri, ceramiche, ecc., normalmente prodotti in basse quantità, sono soggetti a particolari processi di condizionamento

In generale, i trattamenti si dividono in quattro categorie:

⇒ per solidi (stabilizzazione, compattazione, "riduzione a brandelli")

⇒ per residui melmosi, con grosse quantità di acqua

⇒ per liquidi (filtraggio, scambio ionico, adsorbimento al carbone)

⇒ trattamenti termici (a bassa T: essiccazione, a media T: separazione organica, ad alta T: incenerimento)

Nel caso particolare, il CISAM ha stabilito che il condizionamento degli spezzoni metallici attivati e/o contaminati, provenienti dallo smantellamento delle barre, sia realizzato con malta cementizia fluidificata, che riempie tutti gli interstizi lasciati liberi dagli stessi spezzoni all'interno di un contenitore standard, fabbricato presso la sezione S.R.R.D., eventualmente modificato con l'aggiunta delle schermature necessarie per ottenere un'intensità di dose a contatto pari a 2 mSv/h. I monoliti così prodotti, in attesa del loro trasferimento nel deposito nazionale, sono conservati presso quello temporaneo del CISAM.

Il progetto delle schermature è stato realizzato mediante il codice di calcolo MicroShield, vs 5.03 (MS5), fornito dall'ANPA, per il quale si erano appena concluse alcune prove di convalida realizzate da personale del CISAM, condotte paragonando i risultati ottenuti con quelli di codici riconosciuti dagli organismi di competenza: è stato confermato anche il margine d'errore del 10-15% specificato dal produttore. In un caso si è proceduto anche con un calcolo "a mano", per un'ulteriore conferma dell'ordine di grandezza dei risultati.

Il progetto della schermatura è diviso in due fasi distinte, in relazione alle limitazioni applicative del codice usato:

- calcolo della schermatura laterale
- calcolo delle schermature delle basi, inferiore e superiore, diverse a causa della non uniforme distribuzione dell'attività lungo l'altezza delle barre e dei vincoli di natura dimensionale imposti dalla S.S.R.R.D.

Il limite di esposizione stabilito dal regolamento IAEA sul trasporto del materiale radioattivo è $\dot{X}_{lim} = 2 \text{ mSv/h}$; assumendo un coefficiente di sicurezza (C.S.) pari a 1.5, è stato consentito il valore

$$\text{massimo } \dot{X}_{adm} = \frac{\dot{X}_{lim}}{C.S.} = \frac{2 \text{ mSv/h}}{1.5} = 1.33 \text{ mSv/h}$$

Avendo ipotizzato, per la schermatura laterale, un elemento cilindrico, costituito dalla sovrapposizione di più unità realizzate in piombo e calcestruzzo, attraverso un processo iterativo di variazione degli spessori caratteristici, è stata definita la seguente configurazione: 6 cm di aria, 6.5 cm di Pb, 24 cm di calcestruzzo, per la quale, nel punto in cui l'esposizione è massima, cioè quello a metà dell'altezza del cilindro, risulta:

$$\dot{X} = 95.56 \text{ mR/h} = 0.9556 \text{ mSv/h} < \dot{X}_{adm}$$

Per quanto riguarda il calcolo "a mano", il procedimento seguito è stato il seguente:

⇒ individuazione dell'isotopo, o degli isotopi, che più di tutti contribuisce alla dose

⇒ individuazione dell'energia dei fotoni

⇒ scelta del modello di calcolo

⇒ calcolo dei fattori di buildup

Individuata la maggiore "pericolosità" nei raggi γ del Co-60, è stato adottato, un modello di calcolo, a sorgente puntiforme, isotropa e monoenergetica, posta nel baricentro del materiale attivo, in cui è supposta concentrata tutta l'attività; tale sorgente è influenzata dal materiale di cui è costituita, secondo la reale geometria. L'approssimazione adottata è molto grossolana, perché il punto in cui calcoliamo la dose si trova ad una distanza paragonabile alle dimensioni della sorgente stessa: nonostante questo, è utilizzata questa

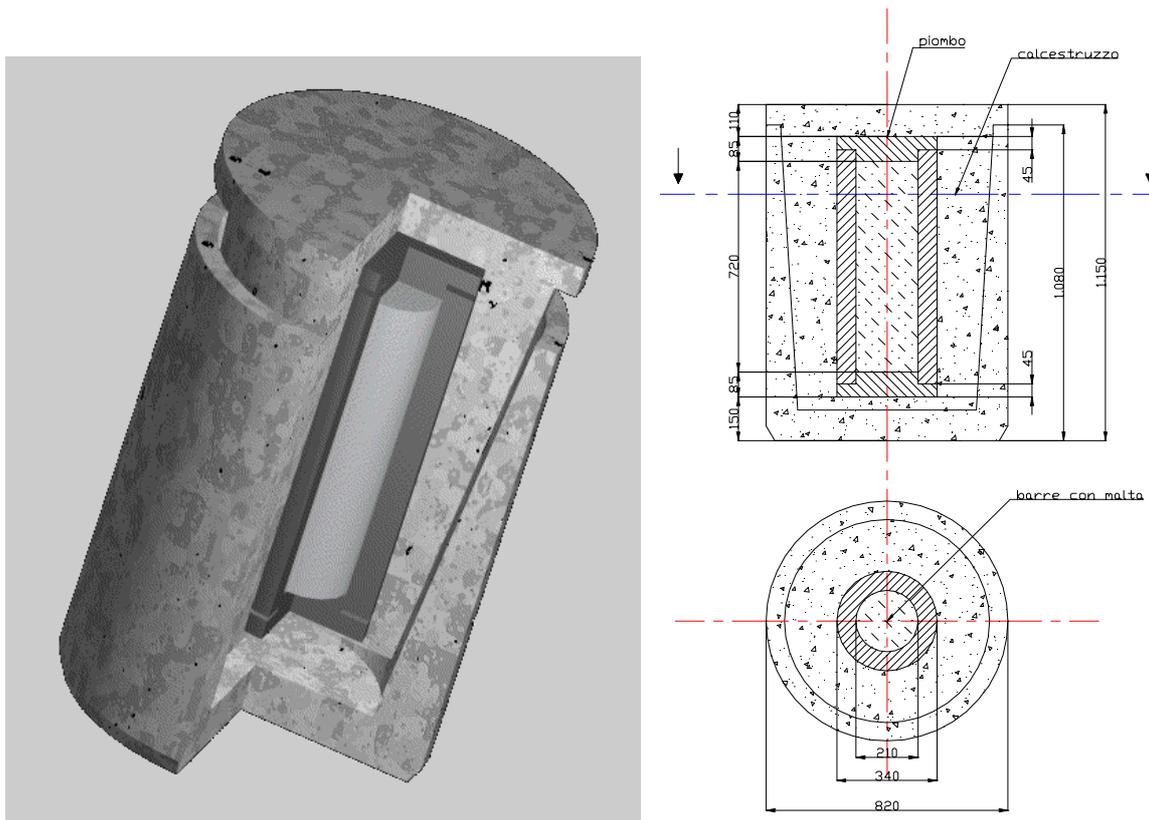


Fig. 8 - Monolite per le barre

schematizzazione in quanto quello che ci interessa è solo avere un riferimento per l'ordine di grandezza dei risultati.

Trattando con le sorgenti puntiformi di raggi gamma, nel passaggio da attività a rateo di esposizione, si fa uso di una costante caratteristica detta *costante gamma specifica* Γ , tale che $\dot{X} = \Gamma \frac{A}{l^2}$, dove \dot{X} è il rateo di esposizione [R/h], Γ la costante caratteristica nota, pari a $1.29 \text{ Rm}^2/\text{h Ci} = 3.49 \cdot 10^{-11} \text{ Rm}^2/\text{h Bq}$, A , attività da schermare [Bq], l la distanza sorgente-punto di valutazione [m].

Calcolato il rateo di esposizione nel punto voluto in assenza di schermatura, e conoscendo il valore da rispettare, dal rapporto si risale all'attenuazione da creare con l'interposizione degli schermi; considerando la legge di attenuazione esponenziale moltiplicata per il fattore di buildup per ogni schermo:

$$B_{Fe} e^{-\mu_{Fe} S_{Fe}} \cdot B_{aria} e^{-\mu_{aria} S_{aria}} \cdot B_{pb} e^{-\mu_{pb} S_{pb}} \cdot B_{cal} e^{-\mu_{cal} S_{cal}}$$

si ottiene definitivamente un valore di 1.5 mSv/h.

Per quanto riguarda il progetto dello schermo inferiore e superiore del contenitore di stoccaggio, occorre tenere presente il fatto che le barre di controllo hanno funzionato per la maggior parte del tempo inserite per 20 cm dentro il core. Non potendo creare una sorgente cilindrica con una distribuzione di attività che non sia uniforme in tutto il volume, poiché il codice non lo permette, è stato progettato lo schermo inferiore del contenitore supponendo una sorgente cilindrica alta proprio 20 cm, e lo schermo superiore (tappo) per i rimanenti 52 cm.

Per quanto riguarda lo schermo inferiore, imponendo in successione 8.5 cm di Pb e 15 cm di calcestruzzo si evidenzia come nel punto in cui l'esposizione è max, cioè quello centrale, si ottiene:

$$\dot{X} = 101.5 \text{ mR/h} = 1.01 \text{ mSv/h} < \dot{X}_{adm}$$

Invece, per quanto riguarda lo schermo superiore, con 8.5 cm di Pb e 6 cm di calcestruzzo si ottiene:

$$\dot{X} = 99.47 \text{ mR/h} = 0.99 \text{ mSv/h} < \dot{X}_{adm}$$

Il contenitore da usare per il condizionamento delle barre arriva nel Canale di Irraggiamento già munito di schermi aggiuntivi: in particolare, per la realizzazione di tali schermi, partendo dal contenitore standard, come da prassi presso la sezione S.R.R.D. del CISAM, si aggiunge:

- letto in calcestruzzo, che assolve alla funzione di schermo parziale
- schermatura in piombo, formata da lamiere di 5mm di spessore sovrapposte fino a raggiungere lo spessore stabilito da progetto. In particolare, per lo schermo laterale, queste saranno calandrate separatamente (da qui la necessità di utilizzare lamiere di piccoli spessori)
- colata di calcestruzzo laterale per la creazione della restante parte di schermo

Il tappo superiore in piombo sarà assemblato a parte, per poi essere posto sul contenitore riempito delle sei barre già condizionate.

E' importante che la forma che assume la schermatura, in particolare quella in piombo, sia tale da non creare vie di fuga ai raggi gamma; saranno, perciò, creati degli zoccoli di riporto in corrispondenza del passaggio tra schermo laterale e di fondo o viceversa, oppure una configurazione ad incastro, come mostrato in fig. 8.

Il preciso posizionamento delle barre dentro il contenitore è garantito da un "separatore" in lamiera (una sorta di cestello senza manico), con pareti lunghe quanto la singola barra, al fine di favorire l'inserimento nel monolite da parte del Mascot; l'elemento è configurato in modo tale da mantenere le barre in modo compatto, favorendo così anche il fenomeno dell'autoschermo.

Realizzato il condizionamento delle barre con la malta, posto il tappo di piombo, e costituito quello di schermatura ancora di malta, la sigillatura del monolite è eseguita alla S.S.R.R.D.

Terminata la preparazione del monolite, questo peserà circa 1900 kg.

Per quanto riguarda il contenitore delle aste, constatando, tramite il codice MS5, che sono sufficienti pochi cm di calcestruzzo affinché l'esposizione a contatto si riduca considerevolmente, ed essendo il volume a disposizione molto più elevato rispetto al volume dell'alluminio attivato, è stato deciso di confinare tutte le aste e tutti i tubi dentro lo stesso contenitore (fig. 9); nonostante gli elementi appartengono a classi diverse (debolmente attivate e contaminate), la possibilità di ridurre il numero dei monoliti è sembrata una ragione preponderante.

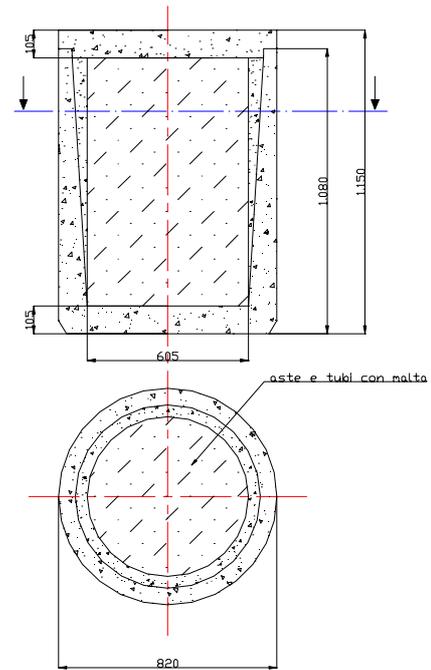


Fig. 9 - Monolite per aste e tubi di Al

7. VALUTAZIONE DOSI

Cronometrati i tempi delle singole operazioni durante le prove in bianco, e usando la barra più attivata come termine di sorgente, per un risultato cautelativo, sono state valutate le dosi individuali e collettive al personale (tab. 3).

E' evidente che la relativamente bassa attivazione delle barre, le scelte operative definite in merito alle distanze degli operatori, nonché la soluzione di taglio remotizzato in S.V. con l'utilizzo dell'apparecchiatura sperimentale del C.I., hanno permesso di ridurre al minimo l'esposizione (principio ALARA).

8. CONCLUSIONI

Per garantire utilizzazioni flessibili e reversibili del territorio, coerentemente ad un quadro complessivo di sviluppo sostenibile, si deve essere in grado di smantellare ogni tipo di struttura civile ed industriale in tempi e costi ragionevoli, in relazione alla destinazione successiva riservata a quel territorio. In particolare, il riconoscimento sociale dell'utilità degli impianti e dei siti nucleari e il consenso delle popolazioni al loro insediamento appare fortemente collegato a questa assicurazione. D'altra parte è questo uno dei settori

**Tabella 3
Dosi al personale**

DOSI	Individuale (mSv)	Collettiva (mSv)
Barra di regolazione	0.165	0.322
Barre di controllo	0.99	1.93

industriali più affidabili e rigorosi nella gestione in sicurezza, nella preparazione tecnologica e nella solidità dell'economia, da permettere la programmazione tecnica e finanziaria dello smantellamento già in fase di progettazione dell'impianto.

Un piccolo ma interessante banco di prova di tutto questo è stata la messa a punto e la prova "in bianco" della critica procedura di smantellamento delle barre di controllo e regolazione del reattore nucleare installato presso il CISAM nei dintorni di Pisa, che ha dimostrato la pressoché perfetta organizzazione preliminare delle operazioni di taglio, grazie anche alla elevata esperienza del personale e alla flessibilità delle attrezzature disponibili nel reattore.

Lavori di questo tipo, sia pure limitati e settoriali hanno un interesse che non si limita al caso specifico, ma l'esperienza generata da essi può estendersi alla disattivazione di qualunque altro reattore nucleare, in particolar modo per quanto riguarda la metodologia di determinazione della radioattività complessiva e il calcolo delle schermature, oltre a permettere l'acquisizione di esperienza ed abilità nella organizzazione e gestione del taglio di strutture da effettuare in modo remotizzato, perché pericolose per l'uomo o l'ambiente.

ACRONIMI

ALARA	As Low As Reasonably Achievable
ANPA	Agenzia Nazionale Protezione dell'Ambiente
CISAM	Centro Interforze Studi e Applicazioni Militari
CISE	Centro Informazioni Studi ed Esperienze
ENEA	Comitato Nazionale per la Ricerca e per lo Sviluppo dell'Energia nucleare e delle Energie Alternative
ENEL	Ente Nazionale Energia Elettrica
IAEA	International Atomic Energy Agency
SO.G.I.N	SOcietà Gestione Impianti Nucleari
S.S.R.R.D.	Sezione Smaltimento Rifiuti Radioattivi e Decontaminazione

SIMBOLI

A	attività [Bq]
B	fattore di buildup
C.S.	coefficiente di sicurezza
l	distanza sorgente-punto di valutazione [m]
$l_0 = 4V_0/S$	corda media della barra
N	nuclei/cm ³
S	superficie per unità di altezza
s	spessore
$T_{1/2}$	tempo di dimezzamento
T_{irr}	tempo di irraggiamento
T_{dec}	tempo di decadimento
V_0	volume
\dot{X}	rateo di esposizione [R/h]
\dot{X}_{lim}	limite di esposizione
\dot{X}_{adm}	limite ammissibile
Γ	costante gamma specifica
ϕ	flusso neutronico [n/cm ² ×s]
ϕ_0	flusso depresso
ϕ_1	flusso in ingresso alle barre
ϕ_0/ϕ_1	"fattore di svantaggio"
λ	costante di decadimento = $\ln 2/T_{1/2}$
μ	coefficiente di attenuazione lineare
Σ_{a0}	sezione d'urto d'assorbimento macroscopica
σ	sezione d'urto di attivazione

BIBLIOGRAFIA

- [1] ATTI del XXXI Congresso Nazionale AIRP, ANCONA-PORTONOVO 20-22 Settembre 2000
 [2] www.minindustria.it/rifrad/gestione_rifiuti_italia/doc_attidoc/5-prog_disatt.caorso

- [3] DOE/EM-0142P, *Decommissioning Handbook*, U.S.Department of Energy--Office of Environmental Restoration, Marzo 1994
- [4] EURO courses, Decommissioning of nuclear installations, Ispra 1993.
- [5] The Babcock & Wilcox Company-New York, N.Y, *Instruction book: open-pool research reactor*, CAMEN-Livorno, Italia, Gennaio 1962
- [6] G.L.D.R.-12/93-007 CISAM, Inventario della radioattività: calcoli teorici di attività dei componenti più significativi dell'impianto, Dicembre 1993
- [7] CISE - DSM-96-17, Reattore Galileo GALILEI: inventario della radioattività dovuta ad attivazione neutronica
- [8] G.L.D.R. 10/96-30. CISAM, Reattore Galileo GALILEI: inventario della radioattività dovuta ad attivazione neutronica - misure sperimentali, Ottobre 1996
- [9] Configurazioni critiche e misure effettuate sul nocciolo del reattore RTS-1 G. GALILEI durante l'arco di funzionamento (1963-1980), Rapporto n°1308
- [10] Lederer-Hollander-Perlman, *Table of isotopes*, Ed. Wiler, 1967
- [11] Manuali del reattore: problemi di condotta del reattore, S.Piero a Grado, Gennaio 1976
- [12] Manuali del reattore: l'impianto di raffreddamento del nocciolo, S.Piero a Grado, Gennaio 1976
- [13] Manuali del reattore: impianti ausiliari, S.Piero a Grado, Gennaio 1976
- [14] Comitato Nazionale per la Ricerca e per lo Sviluppo dell'Energia nucleare e delle Energia Alternative (ENEA): direzione sicurezza nucleare e protezione sanitaria, *Guida Tecnica N°26*
- [15] Maurizio Pelliccioni, *Fondamenti fisici della radioprotezione*, Pitagora Editrice Bologna 1993
- [16] Luigi Argiero, *Protezione e sicurezza degli impianti nucleari*, CISAM
- [17] G.L.D.R. 06/94-023 CISAM, Stoccaggio dei rifiuti radioattivi di risulta dalle operazioni di disattivazione, Giugno 1994
- [18] AITEC – Associazione Italiana Tecnico Economica del Cemento, *Prove sugli inerti*
- [19] *Directory of nuclear reactors*, volumi IV, VII, X, IAEA, 1976