



Agenzia Nazionale per le Nuove Tecnologie,
l'Energia e lo Sviluppo Economico Sostenibile



Ministero dello Sviluppo Economico

RICERCA DI SISTEMA ELETTRICO

Modelli di rilascio di radionuclidi dalle matrici di contenimento

M. Zucchetti

Report RdS/2011/51

MODELLI DI RILASCIO DI RADIONUCLIDI DALLE MATRICI DI CONTENIMENTO
M. Zucchetti - POLITO

Settembre 2011

Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico – ENEA

Area: Governo, Gestione e sviluppo del sistema elettrico nazionale

Progetto: Nuovo nucleare da fissione: collaborazioni internazionali e sviluppo competenze in materia nucleare

Responsabile Progetto: Paride Meloni, ENEA

Titolo

MODELLI DI RILASCIO DI RADIONUCLIDI DALLE MATRICI DI CONTENIMENTO

Ente emittente CIRTEN

PAGINA DI GUARDIA

Descrittori

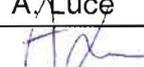
Tipologia del documento: Rapporto Tecnico
Collocazione contrattuale: Accordo di programma ENEA-MSE: tema di ricerca "Nuovo nucleare da fissione"
Argomenti trattati: Trattamento e stoccaggio dei rifiuti radioattivi

Sommario

Il presente studio riguarda la messa a punto di uno scenario di degrado a lungo termine dei rifiuti condizionati una volta in sito geologico, con utilizzo del codice GENII-FRAMES, per i materiali attuali, ovvero per rifiuti radioattivi provenienti da reattori a fissione GEN IV e dotati di matrici di contenimento innovative. L'autore e il gruppo di POLITO han già svolto una analoga attività sugli scenari di "waste degradation" studiando, tra l'altro mediante un codice di calcolo, gli scenari di degrado a lungo termine di scorie radioattive poste in depositi geologici profondi, fino a valutare la dose agli eventuali individui del gruppo critico. Negli stessi lavori sono anche stati valutati scenari di "Inadvertent intrusion". Un benchmark dei risultati del modello con letteratura e studio di sensitività per individuare i parametri e i nuclidi più rilevanti della matrice di contenimento fanno parte dello studio. Gli scenari di degrado con matrici di contenimento innovative, sulla base dei risultati ottenuti, sono in linea con la letteratura piu' recente sullo sviluppo di nuove matrici. I valori di impatto ambientale e di dose calcolati sono estremamente contenuti e mostrano una notevole performance della matrice innovativa sotto questo punto di vista..

Note

Lavoro svolto in esecuzione della linea progettuale LP4 punto E2, AdP MSE- ENEA "Ricerca di Sistema Elettrico" - PAR2008-09

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	16/09/2011	NOME	A. Luce	N.A.	P. Meloni
			FIRMA			
REV.	DESCRIZIONE	DATA	CONVALIDA	VISTO	APPROVAZIONE	



CIRTEN

Consorzio Interuniversitario per la Ricerca Tecnologica Nucleare

Politecnico di Torino

Dipartimento di Energetica



MODELLI DI RILASCIO DI RADIONUCLIDI DALLE MATRICI DI CONTENIMENTO

(Caratterizzazione di matrici per il condizionamento di rifiuti radioattivi da processi di
elettrorefinazione)

AUTORE

M. Zucchetti

CERSE-POLITO RL 1290/2011

TORINO, LUGLIO 2011

*Lavoro svolto in esecuzione della linea progettuale LP4 punto E2
AdP MSE-ENEA "Ricerca di Sistema Elettrico" - PAR2008-09
Progetto 1.3 – "Nuovo Nucleare da Fissione".*

SOMMARIO

Il presente studio riguarda la messa a punto di uno scenario di degrado a lungo termine dei rifiuti condizionati una volta in sito geologico, con utilizzo del codice GENII-FRAMES, per i materiali attuali, ovvero per rifiuti radioattivi provenienti da reattori a fissione GEN IV e dotati di matrici di contenimento innovative.

L'autore e il gruppo di POLITO han già svolto una analoga attività sugli scenari di "waste degradation" studiando, tra l'altro mediante un codice di calcolo, gli scenari di degrado a lungo termine di scorie radioattive poste in depositi geologici profondi, fino a valutare la dose agli eventuali individui del gruppo critico. Negli stessi lavori sono anche stati valutati scenari di "Inadvertent intrusion"

Un benchmark dei risultati del modello con letteratura e studio di sensitivita' per individuare i parametri e i nuclidi più rilevanti della matrice di contenimento fanno parte dello studio.

Gli scenari di degrado con matrici di contenimento innovative, sulla base dei risultati ottenuti, sono in linea con la letteratura piu' recente sullo sviluppo di nuove matrici.

I valori di impatto ambientale e di dose calcolati sono estremamente contenuti e mostrano una notevole performance della matrice innovativa sotto questo punto di vista.

1. COMPOSIZIONE DEL RIFIUTO CONDIZIONATO

I dati di input riguardanti la composizione dei waste sono stati forniti da ENEA.

- Sale eutettico contenente prodotti di fissione: 1.3 g
- Zeolite 4A, $\text{Na}_6[(\text{AlO}_2)_6(\text{SiO}_2)_6]$: 10 g
- Vengono trasformati in Sodalite: $\text{Na}_6 \text{Li}_{1.16} \text{K}_{0.84}[(\text{AlO}_2)_6(\text{SiO}_2)_6]\text{Cl}_2$
- Peso molecolare 964.113
- Glass Frit: 3.77 g
- Il final waste form tal quale (senza il fusto di contenimento) è un cilindro che misura 68 cm (diametro) x 150 cm (altezza) ed ha una densità pari a 2.3 – 2.4 g/cm³.
- Il forno misura 68 cm (diametro interno) x 312 cm (altezza). Il final waste form misura 68 cm (diametro) x 150 cm (altezza).

Vengono qui di seguito riportate alcune tabelle e figure utili per la determinazione delle caratteristiche del final waste, tutte di provenienza ENEA [1-4].

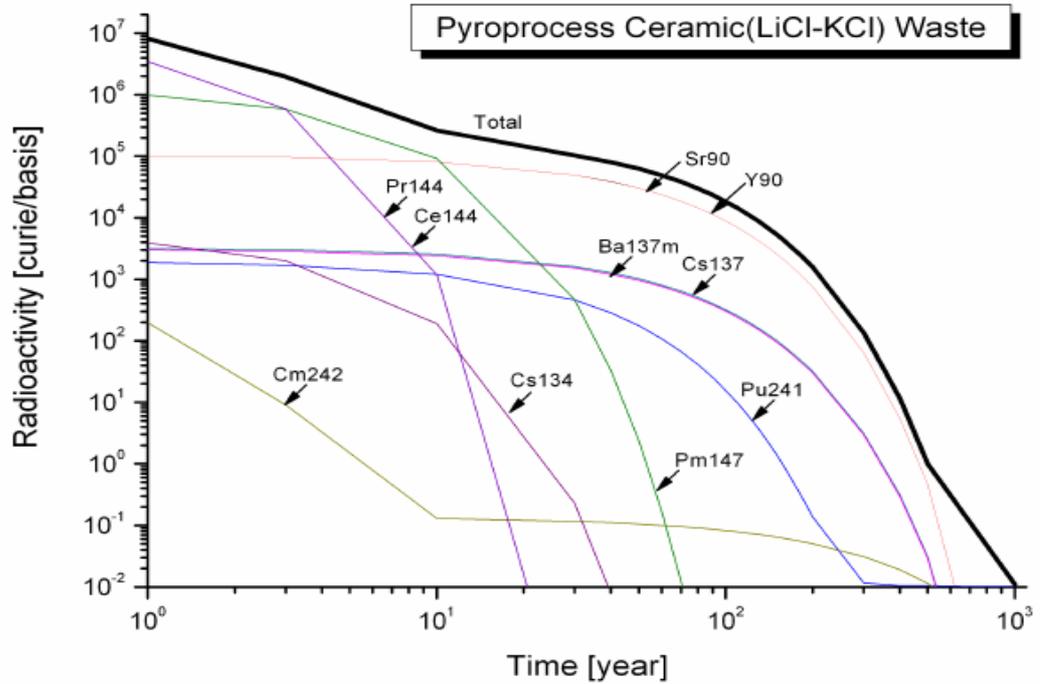
Table 1 Salt composition resulting from processing EBR II driver and blanket fuel.

	Mark IV - EBR II Drivers		Mark V - EBR II Blankets	
	Wt % of chloride salt	Mole % of chloride salt	Wt % of chloride salt	Mole % of chloride salt
LiCl/KCl	70.91	66.53	71.98	87.47
NaCl	11.23	10.07	7.23	8.40
RbCl	0.21	0.09	0.00	0.00
SrCl ₂	0.60	0.20	0.01	0.00
YCl ₃	0.44	0.12	0.01	0.00
CsCl	1.53	0.47	0.05	0.02
BaCl ₂	0.78	0.20	0.03	0.01
LaCl ₃	0.76	0.16	0.02	0.01
CeCl ₃	1.43	0.30	0.04	0.01
PrCl ₃	0.71	0.15	0.02	0.01
NdCl ₃	2.43	0.51	0.07	0.02
PmCl ₃	0.03	0.01	0.00	0.00
SmCl ₃	0.46	0.09	0.01	0.01
EuCl ₃	0.03	0.01	0.00	0.00
NpCl ₃	0.08	0.01	0.01	0.00
UCl ₃	5.96	0.91	14.66	2.90
PuCl ₃	2.38	0.36	5.82	1.14

Table 2. Composition of several borosilicate glasses used in the ceramic waste form process.

Components	Pemco 57	Corning 7056	Schott 8250 K1	Schott 8250 Granular	Johnson Matthey RD 808
SiO ₂	66.9%	70.1%	67.5%	68.8%	71.1%
B ₂ O ₃	18.8%	21.8%	24.2%	23.4%	20.9%
Al ₂ O ₃	7.2%	2.5%	2.5%	2.4%	2.8%
Na ₂ O	6.8%	2.3%	2.2%	2.0%	2.8%
K ₂ O		3.2%	3.1%	2.9%	2.0%
Li ₂ O	0.3%	0.0%	0.3%	0.3%	0.4%
MgO			0.3%	0.3%	0.0%

Fig. 2 Ceramic waste radioactivity changes.



Zeolite 4A Grinding and Drying – Zeolites are crystalline aluminosilicate materials that have a high capacity for adsorption of various molecular species. Their structures are formed from the cross-linking of SiO_2 and AlO_2 tetrahedra. For the ceramic waste process, zeolite 4A is used for adsorbing waste salt. The composition of zeolite-4A is $\text{Na}_{12}(\text{SiO}_2)_{12}(\text{AlO}_2)_{12} \cdot x\text{H}_2\text{O}$, as shown in Figure 2.

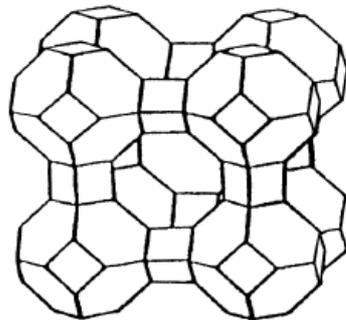


Figure 2. The Zeolite-4A α -Cage.

Salt Occlusion

Because chloride by itself does not incorporate into a glass matrix, it must first be isolated by occlusion into a zeolite matrix.(4-6) The amount of zeolite required to contain a given amount of salt is determined by the number of Cl^- ions (with associated cations) that can be occluded into a unit cell of the zeolite. Tests have shown that a loading of 3.8 Cl^- ions/unit cell produces an acceptable final product, with free chloride generally less than 0.1%. The actual weight fraction of salt to zeolite depends upon the type of salt being processed, but ranges from about 0.10 to 0.13.

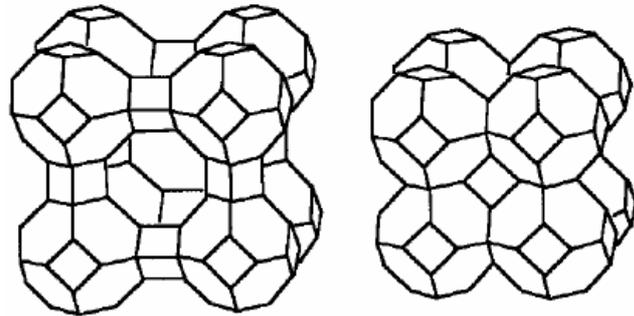


Figure 18. Structure of Zeolite 4A (left) and sodalite (right).

Pressureless Consolidation

When the free chloride has been shown to be acceptable, glass is added to the SLZ in the V-mixer and mixed at ambient temperature to produce a homogenous mixture (7). The fraction of glass in the mixture is about 25%. This mixture is then transferred to

a furnace for final processing. This process is known as pressureless consolidation (PC). In the PC process, the SLZ is converted to a sodalite mineral form ($\text{Na}_4\text{Al}_3(\text{SiO}_4)_3\text{Cl}$), which is encapsulated by the glass matrix.

Density

Density of the CWF is measured using helium pycnometry. The results typically range from 2.3 g/cm^3 to 2.4 g/cm^3 .

Table 2 PCT analysis results for CWF showing normalized mass loss

Element	Matrix Elements				Salt Elements		
	Si	Al	B	K	Li	Na	Cl
Normalized Mass Loss	0.047	0.045	0.138	0.226	0.59	0.39	2.04
EA Glass	4.2		17.7		10.0	14.8	

production-scale furnace has internal dimensions of 68 cm (26 3/4 in) in diameter by 312 cm (123 in) high. A photo of the production-scale furnace is shown in Figure 7. This furnace was made operational in 2006 and will be used for demonstration tests using surrogate material before it is installed in a hot cell where it will be used to process EBR-II salt.



Figure 7. Production-scale CWF furnace.

2. DESCRIZIONE DEL CODICE UTILIZZATO

Il codice GENII (GENeration II for dosimetry system), utilizzabile per calcoli di dispersione di sostanze radioattive nell'ambiente e per calcoli di dose sia da irraggiamento interno che esterno, è stato elaborato dalla PNL (Pacific Northwest Laboratory, Richland, Washington) e si basa sui modelli di percorsi ambientali usati ad Hanford, con la metodologia raccomandata dalle pubblicazioni 26 (1977) e 30 (1979) dell'ICRP.

Il sistema GENII è stato sviluppato per stimare le dosi potenziali da radiazione agli individui o alla popolazione, come risultato della presenza di radionuclidi nell'ambiente. Ciò avviene a conclusione di un processo di identificazione di opportuni scenari, ovvero di modelli concettuali descrittivi di tutti i possibili modi di ritorno all'uomo dei nuclidi radioattivi introdotti in un ambiente le cui componenti sono collegate tra loro attraverso una complessa rete di interazioni e interscambi. La definizione di uno scenario passa attraverso la valutazione delle modalità di immissione degli effluenti radioattivi nell'ambiente, delle caratteristiche fisico-chimiche dello scarico o del rilascio, delle proprietà dell'ambiente ricettore - condizioni atmosferiche, acque geografiche, vegetazione, colture agricole e allevamenti zootecnici - che possono variare su scala topografica e temporale, della presenza e delle abitudini alimentari e di vita dell'uomo nell'area considerata.

I moduli del sistema GENII si basano su modelli e codici già esistenti, utilizzando, però, formulazioni e coefficienti di trasferimento aggiornati. Il sistema è composto da sette codici intercorrelati le cui librerie di dati sono collegate tra loro attraverso file di trasferimento. L'uscita di uno dei codici viene immagazzinata in un file che può essere letto dal codice successivo nel sistema; in alternativa l'utente può bloccare il processo e leggere i file di dati di trasferimento intermedi per ottenere informazioni specifiche sui processi in evoluzione o sui risultati intermedi.

Il codice è rivolto all'analisi di rilasci (controllati o accidentali) di radionuclidi in aria o in acqua, in aggiunta ad altre situazioni, tipo contaminazione residua da depositi di scorie radioattive o operazioni di decommissioning. E' possibile calcolare le dosi da radiazioni dovute a rilasci cronici o acuti con opzioni per l'equivalente di dose annuale, l'impegno di dose in un arco di tempo prestabilito (di solito un cinquantennio) e la dose cumulativa, utilizzata per stimare l'impatto potenziale derivante da un'operazione con rilasci cronici per un periodo di molti anni o da deposizione significativa risultante da incidenti. Si utilizza l'opzione di rilascio acuto se si vuole stimare l'impatto ambientale e sanitario di un rilascio involontario conseguente ad un incidente nucleare, mentre l'opzione di

rilascio cronico è per lo più indirizzata alla valutazione delle conseguenze di scarichi deliberati di effluenti radioattivi nell'ambiente.

All'apertura dell'interfaccia del codice l'utente è messo in condizione di scegliere tra uno scenario "far field" e uno scenario "near field". Nel primo caso si sceglie di determinare l'impatto di un rilascio completo di materiale radioattivo in un dato ambiente, ad esempio di valutare le dosi agli individui o alla popolazione dovute a rilasci (programmati o accidentali) di effluenti radioattivi in aria o acqua. Nel secondo caso, invece l'analisi si concentra sulla valutazione, in un'area circoscritta, delle dosi individuali dovute a contaminazione residua o a sorgenti di esposizione quali scorie radioattive o suolo contaminato. Questa classificazione è comunque solo formale e non esclusiva, poiché il codice consente all'operatore di valutare anche gli effetti cumulativi di una sovrapposizione parziale delle due tipologie di scenario.

I percorsi di esposizione previsti includono l'esposizione diretta o indiretta.

I modelli che è possibile definire permettono di considerare l'esposizione diretta via acqua (attraverso il nuoto, la navigazione e la pesca), suolo (attraverso il meccanismo della risospensione) e aria. Nel caso di sostanze radioattive immesse nell'atmosfera il sistema prevede che possano produrre irradiazione esterna diretta, per sommersione da nube, o irradiazione interna diretta, a seguito di inalazione.

L'atmosfera contaminata può anche essere "veicolo" o mezzo intermedio per la contaminazione, se l'esposizione dell'uomo avviene dopo che il materiale contaminato si è depositato al suolo o sulle acque, è passato nell'acqua potabile o negli organismi vegetali e animali e viene assunto dall'uomo attraverso l'ingestione. Particolare rilevanza assumono in tale ottica le catene alimentari, che determinano il ritorno all'uomo delle sostanze radioattive rilasciate nell'ambiente attraverso dosi da ingestione di alimenti contaminati (latte, vegetali, pesci, ecc.) e acqua potabile contaminata. Per questo motivo, al fine di stabilire gli equivalenti di dose agli individui o alla popolazione, il sistema prevede nella definizione del generico scenario considerato anche l'inserimento dei dati relativi ai consumi alimentari della popolazione. Inoltre, visto che la diffusione e la diluizione degli effluenti nell'atmosfera dipende dalle condizioni di stabilità atmosferica e dalle frequenze annuali del vento in una data area, il codice consente all'utente di inserire in un opportuno formato tali dati meteorologici, utili per il calcolo della dose individuale e collettiva.

Il codice GenII – V2 (Generation II for dosimetry system VersionII) è stato sviluppato presso il Pacific Northwest National Laboratory (PNNL, Richland, Washington) per conto del Environmental Protection Agency (EPA), Office of Radiation and Indoor Air.

Il programma è stato ottimizzato per due distinti gruppi di utilizzatori:

- lavoratori dell'EPA che utilizzano il codice frequentemente per compiere analisi approfondite;
- un grande gruppo di utilizzatori occasionali che possono usare il software per eventuali analisi.

La seconda versione utilizza i fattori di rischio del "Federal Guidance Report 13" per stimare i rischi agli organi o tessuti specifici.

L'inserimento dei dati avviene in modo interattivo, utilizzando un'interfaccia guidata detta Framework for Risk Analysis in Multimedia Environmental Systems (FRAMES). FRAMES, usando un'architettura aperta, è un sistema che permette all'utilizzatore di scegliere i modelli più appropriati per risolvere una particolare simulazione.

I modelli dosimetrici a cui il codice fa riferimento sono quelli raccomandati dalla ICRP nelle pubblicazioni 26, 30 e 48. La nuova versione implementa questi metodi con quelli della ICRP, pubblicazioni 56 e 72 ed i fattori di rischio pubblicati nella "Federal Guidance Report 13".

Il pacchetto del software GENII – V2 contiene i modelli di calcolo per i seguenti componenti:

- Source Term Definition
- Atmospheric Transport
- Surface Water Transport
- Exposure Pathways
- Receptor Intake
- Health Impact Estimation

Quindi il pacchetto attuale di GENII – V2 non comprende i modelli per vadose zone, overland transport e aquifers. Comunque, se l'utilizzatore dispone di questi software, allora questi componenti possono essere accoppiati a quelli di GENII – V2 e inclusi nelle analisi.

L'interfaccia FRAMES permette all'utilizzatore di avviare un'analisi e di specificare i componenti di calcolo da usare. Il pacchetto FRAMES dispone anche di un database su radionuclidi ed elementi chimici, di analisi di sensibilità/incertezza, di informazioni, di file per l'inserimento globale dei dati e di files per la lettura dei risultati.

La figura 4.1 mostra una schermata indicativa dell'interfaccia FRAMES.

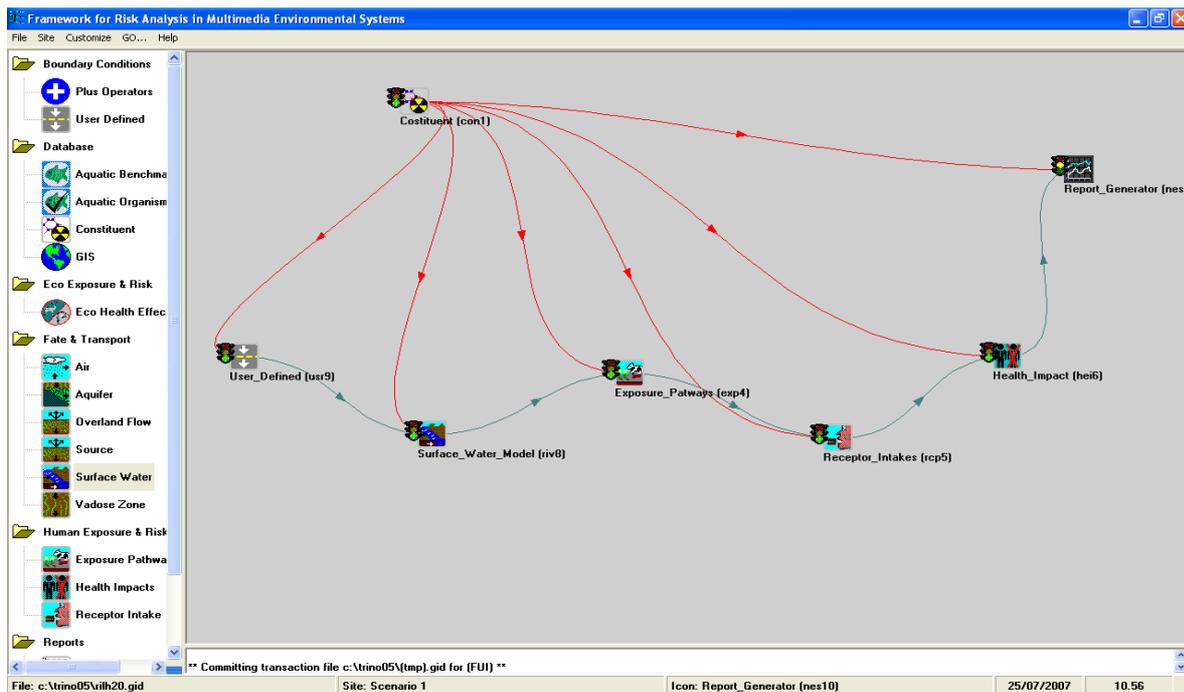


Figura 4.1: Interfaccia del codice FRAMEs

Il pacchetto attuale del codice GENII – V2 contiene i modelli di calcolo per i componenti seguenti:

- Source Term Definition
- Surface Water Transport
- Atmospheric Transport
- Exposure Pathways
- Receptor Intake
- Health Impact Estimation

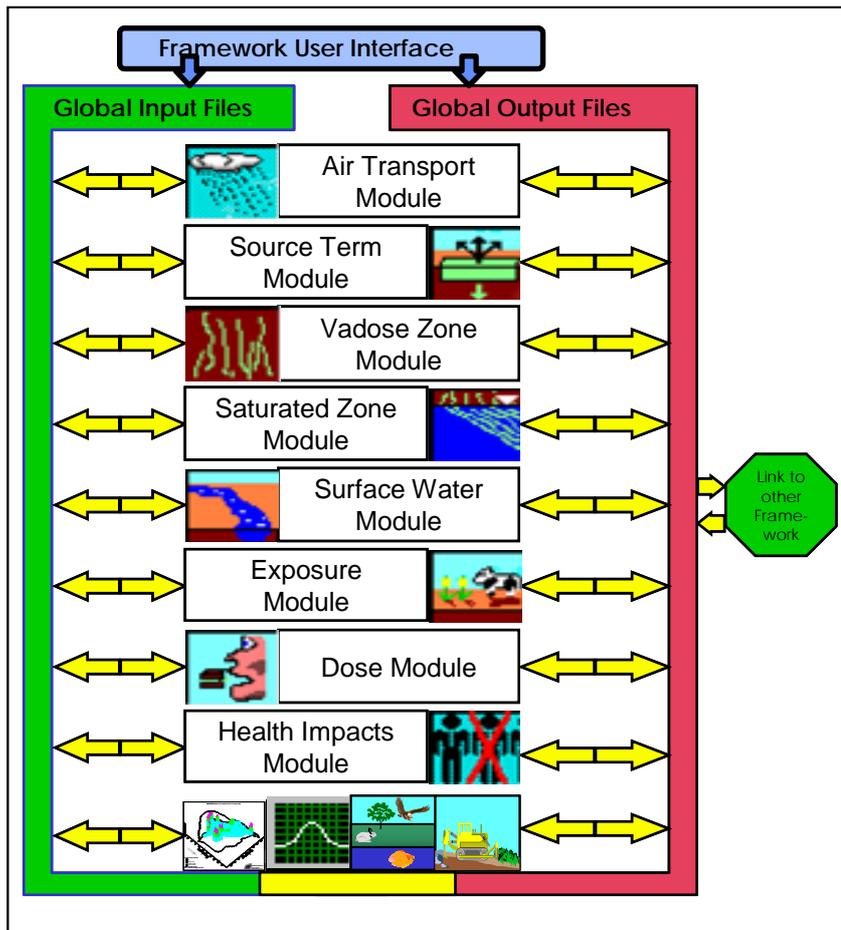


Figura 4.2: Schema dei dati di Input Output

Il modulo per le acque superficiali ha lo scopo di rappresentare il trasporto attraverso le acque di superficie fino agli ambienti terrestri. I modelli utilizzati sono gli stessi di quelli impiegati nel GENII Version 1.485 (Napier et al. 1988, [5]) e sono tutti basati sul lavoro svolto da Whelan e descritti in un articolo di Codell, Key e Whelan (1982).

Tutti i radionuclidi rientrano in una catena di decadimento e aumentano la progenie durante il tempo di transito dal punto di rilascio al punto di interesse. Questo fenomeno è modellizzato come segue:

$$C_{ri}(T_{yr}) = C_{rwi}(T_{yr})e^{-\lambda_i T_{tr}}$$

dove:

$C_{ri}(T_{yr})$ = concentrazione annuale media nelle acque del radionuclide i nel punto di interesse r (Bq/l)

$C_{rwi}(T_{yr})$ = concentrazione annuale media nelle acque del radionuclide i valutato al punto r , ma non corretto dal decadimento nel tempo di transito dal punto di rilascio (Bq/l)

T_{tr} = tempo di viaggio dal punto di rilascio al punto r (y)

T_{yr} = periodo mediato su un anno (y)

λ_i = costante di decadimento radiologico per il radionuclide i (y⁻¹).

3. DESCRIZIONE DELLO STUDIO

Questo studio riguarda la valutazione dei rischi a lungo termine associati con i depositi dei rifiuti a fissione in reattori innovativi.

In particolare, a lungo termine la migrazione di nuclidi radioattivi a causa del degrado naturale del contenitore dei rifiuti può causare il ritorno all'ecosistema e all'uomo di sostanza radioattive.

Una analisi dei risultati ottenuti consente di affermare che i rischi sono valutati ben al di sotto dei limiti di rischio accettabili e in buon accordo con i risultati di altri studi.

La gestione dei rifiuti radioattivi da futuri reattori a fissione è uno dei problemi principali della tecnologia nucleare. Lo smaltimento dei rifiuti in depositi sotterranei deve permettere un contenimento in modo efficace per prevenire la fuga di specie radioattive verso la biosfera.

Due scenari principali di potenziale contaminazione radioattiva sono una potenziale fonte di pericolo:

1. Intrusione accidentale nel deposito, dopo che è scaduto il periodo di controllo istituzionale.
2. A lungo termine, la migrazione di nuclidi radioattivi a causa del degrado normale del contenimento dei rifiuti.

Il secondo scenario è quello esaminato in questo studio.

Un modello computazionale è stato elaborato per valutare la dose alla popolazione dal sito di smaltimento dei rifiuti in caso di degrado del contenimento (chiamato da ora in poi "degradazione").

Il codice GENI [5] è stato utilizzato. In caso di degrado, le dosi dovute alla migrazione di nuclidi a lungo termine sono calcolate tramite GENII.

Il trasporto dei nuclidi via falde acquifere e il loro passaggio nelle altre matrici biologiche e terrestri ambientali (acque superficiali, vegetali e animali di terra e acquatiche, terreno, ecc) sono considerati dal codice.. L'uscita del calcolo è la stima del Committed EDE (equivalente di dose efficace) per le persone più esposte della popolazione (MEI).

I dettagli seguenti sono stati adottati.

- La scoria è stata disposta dopo 50 anni di raffreddamento.
- Per quanto riguarda il degrado del contenitore di rifiuti, sono stati messi in conto due diversi

contenitori:

1. Contenitore con rifiuto solido "normale"
2. Contenitore con rifiuto a matrice innovativa, descritto nei precedenti paragrafi.

Una analisi dettagliata dei meccanismi di degrado delle matrici solide, consente di valutare la "vita" per il contenitore con il rifiuto "normale", mentre invece quella del contenitore con il rifiuto a matrice innovativa è – utilizzando gli stessi modelli – assai più prolungata.

Le caratteristiche del deposito di rifiuti sono i seguenti:

- I rifiuti sono contenuti nel contenitore specificato nel paragrafo precedente in quanto a dimensioni.
- I radionuclidi sono emessi ed alla fine divengono sostanze in acque di falda. Poi abbiamo il trasporto di nuclidi dal terreno in superficie, con i mezzi biotici (radici, ecc) e delle acque superficiali, la contaminazione attraverso l'irrigazione con acque di falda contaminate, acqua e terra per il flusso superficiale del normale regime delle acque. La superficie del terreno ha un contenuto di acqua di falda pari al 50%, il resto è meteorico.
- Il rifiuto è a circa 100 m sotto il livello del suolo.
- Le condizioni del sito del deposito e l'uso sono quelli di un sito arido, sito non agricolo.

La dose a lunghissimo termine che viene valutata per il MEI deriva da tutte le vie di esposizione (ingestione inclusa). In questo caso, è anche necessario determinare dopo quanto tempo dopo la chiusura del deposito si verifica il massimo della dose totale. Le valutazioni effettuate in questo modello dimostrano che essa si verifica dopo circa 20000 y.

La dose è calcolata per tutte le vie di esposizione che contribuiscono, incluse quindi l'esposizione esterna, l'inalazione e l'ingestione.

4. RISULTATI

I risultati per lo scenario degrado sono commentati in questa sezione.

La Tabella 4.1 riporta i dati dettagliati per i due scenari, ovvero

1. Degrado della scoria a matrice convenzionale

2. Degrado della scoria a matrice innovativa

A questo vengono aggiunti anche risultati per quanto riguarda uno scenario di intrusione, sul quale

non vengono forniti ulteriori specifiche trattandosi di un caso non strettamente pertinente allo

studio, ma riportato per riferimento: esso prevede lo scavo di un pozzo per l'acqua,

l'impingimento con la scoria e il trasporto del perforato in superficie.

Tabella 4.1. Confronto dei risultati di tutti gli scenari considerati

Scenario	Dose [μ Sv]	Most Responsible Nuclides
Degradation – Matrice normale	35	I129, Cs135, Np237
Degradation – Matrice innovativa	9.2	I129, Cs135, Np237
Intrusione	1750	Am241

I valori valutati per lo scenario di degrado sono:

- Ben al di sotto del limite di rischio accettabile: si pensi al valore del valore del fondo naturale da radiazione, pari a alcuni mSv all'anno, mentre qui si parla di dosi impegnate su periodi lunghissimi dell'ordine delle decine di migliaia di anni.
- In buon accordo con i risultati di altri studi [6,12], sia compiuti in passato dagli autori, che nella recente letteratura internazionale.
- L'adozione della matrice di contenimento innovativa permette di ridurre ulteriormente di un fattore 4 il già basso valore di dose.
- Lo scenario intrusivo risulta invece quello di rilevanza maggiore ai fini della dose.

5. RISULTATI PARAMETRICI

Al fine di contabilizzare il contributo dei diversi prodotti radioattivi, e di avere un confronto immediato dell'importanza relativa, una valutazione parametrica è stata effettuata, calcolando la EDE impegnata al MEI per concentrazioni di nuclide di 1 Ci/m³ dei rifiuti, al momento dello smaltimento del materiale. Tutti i nuclidi più importanti, responsabili di porzioni anche piccole della EDE, sono state contabilizzate.

La tabella 5.1 mostra i risultati per il caso degradazione. La tabella 5.2 riporta i dati per alcuni nuclidi selezionati.

Risulta abbastanza chiaro che le dosi degradazione dei rifiuti sono, per tutti a parte un paio di nuclidi, parecchi ordini di grandezza sotto dei limiti di rilevanza. Per questo motivo, si è tenuto conto solo di un numero limitato di nuclidi nel caso degradazione.

Tabella 5.1. Degradazione dei rifiuti scenario di contenimento. EDE al MEI per concentrazioni di

1 Ci/m³ di nuclidi selezionati nei rifiuti.

Nuclide	EDE (Sv)	Nuclide	EDE (Sv)
C 14	2.2 10 ⁻²⁴	U233	8.8 10 ⁻⁶
Nb94	5.7 10 ⁻⁶	U235	2.3 10 ⁻⁷
Mo99	8.9 10 ⁻²⁴	U238	1.3 10 ⁻⁶
Tc99	1.3 10 ⁻¹⁶	Np237	7.6 10 ⁻⁸
Cs135	1.7 10 ⁻¹⁷	Pu239	1.6 10 ⁻¹⁵
Cm245	8.3 10 ⁻¹³	Pu244	9.4 10 ⁻⁴
Cm247	1.6 10 ⁻⁶	Am243	5.3 10 ⁻⁸

Tabella 5.2. Confronto di dosi di MEI (caso degradazione) e di Intruder (Caso intrusione) per

alcuni nuclidi selezionati (concentrazioni di 1 Ci/m³ nei rifiuti).

Nuclide	EDE1 (Sv) Degradation	EDE2 (Sv) Intrusion	EDE2/EDE1
C 14	2.2 10 ⁻²⁴	1.1 10 ⁻¹¹	5 10 ¹²
Nb94	5.7 10 ⁻⁶	2.3 10 ⁻⁴	40
Mo99	8.9 10 ⁻²⁴	3.1 10 ⁻⁷	3.5 10 ¹⁶
Tc99	1.3 10 ⁻¹⁶	1.6 10 ⁻⁹	1.2 10 ⁷
Cs135	1.7 10 ⁻¹⁷	7.1 10 ⁻¹⁰	4.2 10 ⁷
Cm245	8.3 10 ⁻¹³	6.4 10 ⁻⁶	7.7 10 ⁶
Cm247	1.6 10 ⁻⁶	6.6 10 ⁻⁵	41
U233	8.8 10 ⁻⁶	1.7 10 ⁻⁷	0.2
U235	2.3 10 ⁻⁷	1.2 10 ⁻⁵	52
U238	1.3 10 ⁻⁶	3.4 10 ⁻⁶	2.6
Np237	7.6 10 ⁻⁸	3.2 10 ⁻⁵	420
Pu239	1.6 10 ⁻¹⁵	1.1 10 ⁻⁷	6.9 10 ⁷
Am243	5.3 10 ⁻⁸	2.2 10 ⁻⁵	415
Pu244	9.4 10 ⁻⁴	5.8 10 ⁻⁵	0.062

6. CONCLUSIONI

Una valutazione completa è stata effettuata tenendo conto degli scenari di degrado in caso di depositi per rifiuti radioattivi da futuri impianti a fissione. Può essere facilmente verificato che lo scenario di degrado dà dosi praticamente trascurabili.

Un esame dei risultati ottenuti consente di affermare che la degradazione a lungo termine non è una fonte rilevante di rischio pubblico per lo smaltimento dei rifiuti radioattivi.

L'adozione della matrice di contenimento innovativa riduce di un ulteriore fattore 4 (al 25%) il valore della dose.

I rischi sono valutati ben al di sotto dei limiti di rischio accettabili e in buon accordo con i risultati di altri studi.

7. BIBLIOGRAFIA

1. Michael F. Simpson Et Al., “ Description Of The Ceramic Waste Form Production Process From The Demonstration Phase Of The Electrometallurgical Treatment Of EBR-II Spent Fuel” Nuclear Technology, Vol. 134, June 2001, 263-277.
2. Stephen Priebe And Ken Bateman, “The Ceramic Waste Form Process At Idaho National Laboratory”, Nuclear Technology Vol. 162 May 2008 199-207
3. Terry J. Battisti Et Al., “Ceramic Waste Form Production And Development At Anl-West”, American Nuclear Society Fifth Topical Meeting Doe Spent Nuclear Fuel And Fissile Materials Management Charleston, Sc, Usa, September 17 – 20, 2002
4. Stephen Priebe, “The Ceramic Waste Form Process At Idaho National Laboratory” International Conference On Incineration And Thermal Treatment Technologies, Inl/Con-07-12580, May 2007
5. B.A.Napier, R.A.Peloquin, D.L.Streng, J.V.Ramsdell, "Genii - The Handford Enviromental Radiation Dosimetry Software System", Report Pnl-6584, December 1988
6. Vari Documenti Da Gli Atti Del "Simposio Sulla Valutazione Della Sicurezza Dei Depositi Di Rifiuti Radioattivi", 9-13 Ottobre 1989, Parigi (Francia). Ad esempio si veda: P.Berest et al., “Review of Selected Radionuclide Releases Scenarios and their Consequences for the Planning of HLW-Repositories in Salt Formation”, Proc. of Symposium on Safety Assessment of Rad. Waste Repos., Paris, France, Oct. 9-13, 1989.
7. P.Rocco, M.Zucchetti, 'Long-Term Safety Of Fission And Fusion Waste Disposal ', Fus. Eng. Des. 51-52 (2000) 593..
8. A.Ciampichetti, P.Rocco, M.Zucchetti, ‘Accidental And Long-Term Safety Assessment Of Fission And Fusion Power Reactors’, Fus.Eng.Des. 63-64 (2002) 229-234.
9. Chang Lak Kim; Myung Chan Lee; Chan Hee Cho, “A Conservative Safety Study On Low-Level Radioactive Waste Repository Using Radionuclide Release Source Term Model”, Journal Of The Korean Nuclear Society, 25(1) 1993 63-70
10. Toulhoat, P., Confinement And Migration Of Radionuclides In A Nuclear Waste Deep Repository, Conference “From Nuclear Fuels To Waste: Current Research International

Workshop”, 6-8 Dec. 2001, C.R. Acad. Sci., Ser. Iv Phys. Astrophys. (France), 3 (7-8) Sept.-Oct. 2002, 975-86

11. H. W. Bonin, J. R. Van Tine, V. T. Bui, “A Container Based On Polymer Composite Materials For The Ultimate Disposal Of Spent Nuclear Fuel And Radioactive Waste”, Nuclear Technology / Volume 169 / Number 2 / February 2010 / Pages 150-179
12. H. W. Bonin, V. T. Bui, J.-F. Legault, A. R. Davey, T. B. Douglas, C. C. S. Duriez, And G. B. Macgregor, “High Polymer Composites For Containers For The Long-Term Storage Of Spent Nuclear Fuel And High Level Radioactive Waste,” Proc. 18th Can Cns Annual Conf., Toronto, Ontario, Canada, June 8–11, 1997, Canadian Nuclear Association, Canadian Nuclear Society ~1997.