



Agenzia nazionale per le nuove tecnologie, l'energia
e lo sviluppo economico sostenibile



Ministero dello Sviluppo Economico

RICERCA DI SISTEMA ELETTRICO

Applicazione modellistica mediante il codice Amber per la safety
assessment di un deposito superficiale di rifiuti radioattivi di seconda
categoria

Barbara Ferrucci, Riccardo Levizzari

Report RdS/2012/027

APPLICAZIONE MODELLISTICA MEDIANTE IL CODICE AMBER PER LA SAFETY ASSESSMENT DI UN DEPOSITO
SUPERFICIALE DI RIFIUTI RADIOATTIVI DI SECONDA CATEGORIA

Barbara Ferrucci, Riccardo Levizzari (ENEA)

Settembre 2012

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 del Progetto: Paride Meloni, ENEA

Titolo

Applicazione modellistica mediante il codice Amber per la safety assessment di un deposito superficiale di rifiuti radioattivi di seconda categoria

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

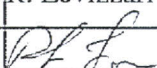
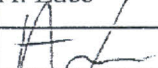
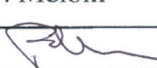
Nel contesto degli studi di safety assessment di un deposito superficiale per rifiuti radioattivi di seconda categoria, il documento descrive la modellazione della migrazione dei radionuclidi all'interno del deposito stesso e nelle acque sotterranee, mediante l'applicazione del codice Amber. Nonostante alcune ipotesi semplificative, conseguenti alla mancanza di dati sito-specifici e circa l'assetto ingegneristico dettagliato del deposito, l'attività di simulazione ha permesso una valutazione quantitativa della dinamica dei radionuclidi nei terreni circostanti l'infrastruttura, nonché una prima stima della dose da ingestione di acqua potabile prelevata da un acquifero ubicato presso il sito di studio.

Note: Lavoro svolto in esecuzione della linea progettuale LP2 dell'Accordo di Programma ENEA-MSE, PAR 2011-12, obiettivo E₄

Autori: Barbara Ferrucci, Riccardo Levizzari.


Copia n.

In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	25/7/12	NOME	R. Levizzari	A. Luce	P. Meloni
			FIRMA			
REV.	DESCRIZIONE	DATA		REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE

INDICE

INTRODUZIONE	3
1. ATTIVITÀ MODELLISTICA NELL'AMBITO DELLA SAFETY ASSESSMENT DI UN DEPOSITO DI RIFIUTI RADIOATTIVI.....	4
1.1. SAFETY ASSESSMENT E CONTESTO DELLA MODELLAZIONE	4
1.2. METODOLOGIA ISAM DELLA IAEA	5
1.3. OGGETTO DELLO STUDIO DI MODELLAZIONE	8
2. CONCETTI PROPEDEUTICI ALLA SIMULAZIONE.....	8
2.1. BREVE DESCRIZIONE DELLE CARATTERISTICHE QUALI-QUANTITATIVE DEI RIFIUTI RADIOATTIVI ITALIANI DA CONFERIRE AL DEPOSITO	8
2.2. SPECIFICHE DI MASSIMA DEL DEPOSITO OGGETTO DELLA SIMULAZIONE	10
2.3. CICLO DI VITA DEL DEPOSITO E DOMINIO TEMPORALE DI SIMULAZIONE	11
3. IL CODICE AMBER E IL MODELLO CONCETTUALE	12
3.1. GENERALITÀ SUL CODICE AMBER	12
3.2. QUALIFICAZIONE DEI DIVERSI DOMINI DI SIMULAZIONE	13
3.2.1. Near field.....	14
3.2.2. Far field.....	17
3.3. TRASPORTO DI MASSA (INTERAZIONE TRA COMPARTIMENTI)	19
3.3.1. Trasporto di massa nel near field	19
3.3.2. Quantificazione del degrado delle barriere ingegneristiche nel near field	22
3.3.3. Trasporto di massa nel far field	25
4. APPLICAZIONE DEL CODICE AMBER.....	26
4.1. APPROSSIMAZIONI UTILIZZATE NEL MODELLO E CALCOLO DELLA DOSE EFFICACE.....	26
4.2. CARATTERISTICHE DEGLI SCENARI SIMULATI E TEMPI DI SIMULAZIONE	29
4.2.1. Scenario base (1)	29
4.2.2. Scenario 2	29
4.2.3. Scenario 3.....	29
4.3. RISULTATI DELLE SIMULAZIONI	30
5. CONCLUSIONI	38
RIFERIMENTI BIBLIOGRAFICI	39
APPENDICE 1.....	41
APPENDICE 2.....	42
APPENDICE 3.....	43
APPENDICE 4.....	48


 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS – LP2 - 067	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 3 62
---	--	-----------	---------------	-----------------

Introduzione

La presente attività di ricerca è stata svolta nell'ambito della quarta annualità dell'Accordo di Programma ENEA-MSE *Ricerca di Sistema Elettrico, Nuovo nucleare da fissione*, Linea Progettuale 2, Obiettivo E, *Studi di sicurezza relativi ai depositi di rifiuti radioattivi*. Il lavoro ha avuto come principale obiettivo il potenziamento delle competenze modellistiche nelle attività propedeutiche alla progettazione e realizzazione del deposito superficiale italiano per i rifiuti radioattivi di seconda categoria. L'attività di modellazione rientra in un percorso di continuo affinamento di queste competenze, già intrapreso nella scorsa annualità [1] per porre le basi dei futuri studi progettuali e delle valutazioni ambientali relative alla realizzazione, esercizio e gestione del deposito superficiale italiano. L'obiettivo finale è quello di giungere ad una metodologia consolidata di impostazione del modello, che costituirà la base concreta per attività di performance e safety assessment di depositi reali, al fine di stimare a priori l'impatto dell'opera sull'ambiente e sulla salute umana, indirizzandone anche le caratteristiche progettuali. I risultati delle valutazioni permetteranno di minimizzare i rischi di contaminazione verso l'ambiente esterno, tutelando l'ambiente, la popolazione e le generazioni future dai fenomeni di contaminazione radiologica.

Le attività di R&S svolte dall'ENEA, per la gestione in sicurezza dei rifiuti radioattivi, si inseriscono nel quadro dei programmi che il nostro Paese sta attuando per risolvere l'annosa questione del loro smaltimento in sicurezza, ma anche nell'ambito più globale delle attività di R&S nucleare condotte a livello di Unione Europea e internazionale. In particolare il Decreto Legislativo 15 febbraio 2010 n. 31 prevede (articolo 25) che SOGIN S.p.a. progetti, realizzi e gestisca il deposito di rifiuti radioattivi di seconda categoria; a questo sarà associato un deposito temporaneo per lo stoccaggio dei rifiuti di terza categoria e del combustibile nucleare esausto. Il Parco Tecnologico così realizzato dovrà anche comprendere infrastrutture di ricerca e sviluppo, sul modello dell'esperienza francese. Al momento non è stata ancora definita la sua ubicazione.

I destinatari di questo report, considerati i contenuti tecnico-scientifici, sono i professionisti e i responsabili tecnici delle attività di smaltimento dei rifiuti radioattivi, nonché i rappresentanti di enti e organizzazioni incaricati di attività di autorizzazione e di regolamentazione nazionale. I destinatari citati non sono esclusivi, visto che la parte descrittiva sul safety assessment, nonché la sezione introduttiva alla modellistica, sono in parte comprensibili anche da un pubblico non squisitamente tecnico. In questo modo si vuole ampliare la platea dei lettori, non limitandola ai soli esperti. Le nozioni qui riportate sono utili per comprendere meglio aspetti complessi legati a questo settore, che hanno profondamente inciso sulla diffusa opposizione dei cittadini allo sfruttamento pacifico dell'energia nucleare, fornendo argomentazioni utili per colmare le lacune oggi presenti nel panorama informativo scientifico del nostro Paese.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS – LP2 - 067	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 4 62
--	--	-----------	---------------	-----------------


1. Attività modellistica nell'ambito della safety assessment di un deposito di rifiuti radioattivi

1.1. Safety assessment e contesto della modellazione

Nella realizzazione di un deposito di rifiuti radioattivi, la safety assessment assume diverse sfumature tecnico-scientifiche, ma può essere globalmente ricondotta all'insieme delle attività volte alla valutazione quali-quantitativa del potenziale rilascio di radioattività dall'infrastruttura di deposito e dei relativi effetti in termini di dose radiologica ai recettori umani. L'insieme delle attività condotte permette quindi di verificare a priori se l'infrastruttura in progettazione potrà soddisfare le specifiche previste, soprattutto in termini di tutela dell'ambiente, della popolazione attuale e delle generazioni future. Lo scopo delle valutazioni è anche quello di creare un genere di confidenza, verso tutti i portatori di interesse (*stakeholder*), che permetta di far comprendere come il sistema di smaltimento sia stato progettato e realizzato in modo da assicurare la protezione della salute umana e dell'ambiente nel lungo termine. I risultati possono altresì fornire utili indicazioni per approfondire attività di caratterizzazione del sito, anche al fine di indirizzare corrette strategie di monitoraggio ambientale durante le diverse fasi del ciclo di vita del deposito; possono però essere anche un utile complemento agli input progettuali, per apportare concreti miglioramenti in grado di garantire al meglio la sicurezza dell'infrastruttura.

A livello internazionale gli studi di safety assessment sono stati anche impiegati per confrontare la rispondenza di più siti, e quindi di diversi contesti ambientali, ai requisiti di un unico progetto; è stato quindi possibile definire quantitativamente e qualitativamente la soluzione più opportuna per ospitare un particolare deposito [2]. Oppure il loro impiego è stato rivolto alla comprensione delle modalità con cui un generico contesto geologico e ambientale possa rispondere all'inserimento di un deposito [3]. Quest'ultima applicazione è in parte analoga a quanto fatto nel presente lavoro.

L'attività di safety assessment si basa sull'analisi di diversi scenari di progetto, cioè contesti evolutivi futuri che possono coinvolgere il deposito o l'ambiente esterno e che influenzano il suo impatto sull'ambiente. Quest'ultimo a sua volta dipende da innumerevoli fattori: caratteristiche dei recettori finali, sistemi di contenimento dei rifiuti, vie di migrazione dei radionuclidi, ecc. Gli scenari sono quindi domini di studio molto complessi, che inevitabilmente comportano delle imprescindibili approssimazioni, soprattutto tenendo conto dei tempi pluri-centennali delle previsioni. Nonostante queste approssimazioni, gli studi dovranno basarsi su aspetti realistici e credibili riferiti ai parametri ambientali e ingegneristici del deposito, per fornire risultati seri e difendibili. Per tale ragione una corretta attività di safety assessment sul futuro deposito superficiale italiano dovrebbe basarsi anche su un percorso trasparente di confronto con i diversi

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS – LP2 - 067	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 5 62
---	--	-----------	---------------	-----------------

stakeholder, al fine di condividere le fasi del processo, quali ad esempio la definizione dei parametri che caratterizzeranno gli scenari di valutazione e che saranno utilizzati nei codici di simulazione.

In questo settore ormai da anni il codice di simulazione Amber riveste un ruolo di rilievo, per la sua semplicità, ma anche per gli ottimi risultati raggiunti in un numerosi studi di safety assessment di depositi superficiali o geologici [4], [5], [6]. Nel presente lavoro è continuata l'esperienza di utilizzo di questo software ed è stata ampliata la complessità del sistema in esame, per cercare di ricondurla con sempre maggiore dettaglio al quadro realistico del futuro deposito superficiale italiano. Visto che l'approccio utilizzato è di tipo strategico (valutare nel suo insieme la risposta di un generico deposito in un certo contesto ambientale) e visto che non è stata ancora decisa l'ubicazione del futuro sito nazionale per il Parco Tecnologico, nel presente lavoro sono stati utilizzati dati reperiti nella letteratura specifica di settore, che però non possono ovviamente rispecchiare i caratteri ambientali di quello che sarà il futuro contesto del deposito nazionale. I cosiddetti dati *sito-specifici*, di caratterizzazione ambientale e ingegneristica del deposito, potranno essere impiegati solo quando in Italia sarà determinata, oltre all'ubicazione territoriale, la sua struttura definitiva. Per poter limitare al massimo queste approssimazioni, nelle simulazioni sono stati utilizzati i dati riferiti allo studio condotto per ENEA nel 1997 [7] sulla base di un progetto di massima dell'infrastruttura, che deriva in parte dalla bibliografia tecnica e in parte da uno lavoro progettuale condotto per ENEA [8].

1.2. Metodologia ISAM della IAEA

La IAEA promuove da tempo studi e ricerche nell'ambito della gestione in sicurezza dei rifiuti radioattivi. Nel 1997 ha dato il via ad un progetto di ricerca coordinato, per omogeneizzare le diverse metodologie di analisi fino ad allora utilizzate negli studi di safety assessment di depositi superficiali. Il progetto, meglio conosciuto con l'acronimo ISAM (*Improvement of Safety Assessment Methodologies for near surface disposal facilities*) ha permesso di tracciare alcune linee guida del settore [9]. Le argomentazioni principali della metodologia, elaborata come risultato del progetto di ricerca, prevedono alcune componenti chiave nello svolgimento delle attività di safety assessment:

- definizione del contesto di simulazione;
- descrizione del sistema di deposito;
- sviluppo e giustificazione degli scenari;
- formulazione e implementazione del modello;
- analisi dei risultati e della loro confidenza.

Uno degli aspetti fondamentali nelle procedure di safety assessment consiste proprio nella previsione degli scenari¹, cioè il contesto in cui si svilupperanno le considerazioni sulla sicurezza del deposito, comprensivi di tutti gli elementi chiave del sistema, della loro evoluzione e dei possibili eventi critici. Senza la definizione di questi scenari e della loro evoluzione futura, non è possibile effettuare valutazioni affidabili ed è per questo che rappresentano il punto focale su cui si basa l’attenzione dei revisori. A questo si affianca la scelta del modello matematico che meglio rappresenta le interazioni tra i domini che costituiscono il sistema indagato e che può essere ricondotto alle equazioni matematiche che ne rappresentano al meglio il trasporto di massa. Uno scenario può anche differenziarsi dagli analoghi proprio per l’utilizzo di una particolare formulazione matematica, al fine di valutare quando un modello incida più di un altro sull’affidabilità del risultato finale.

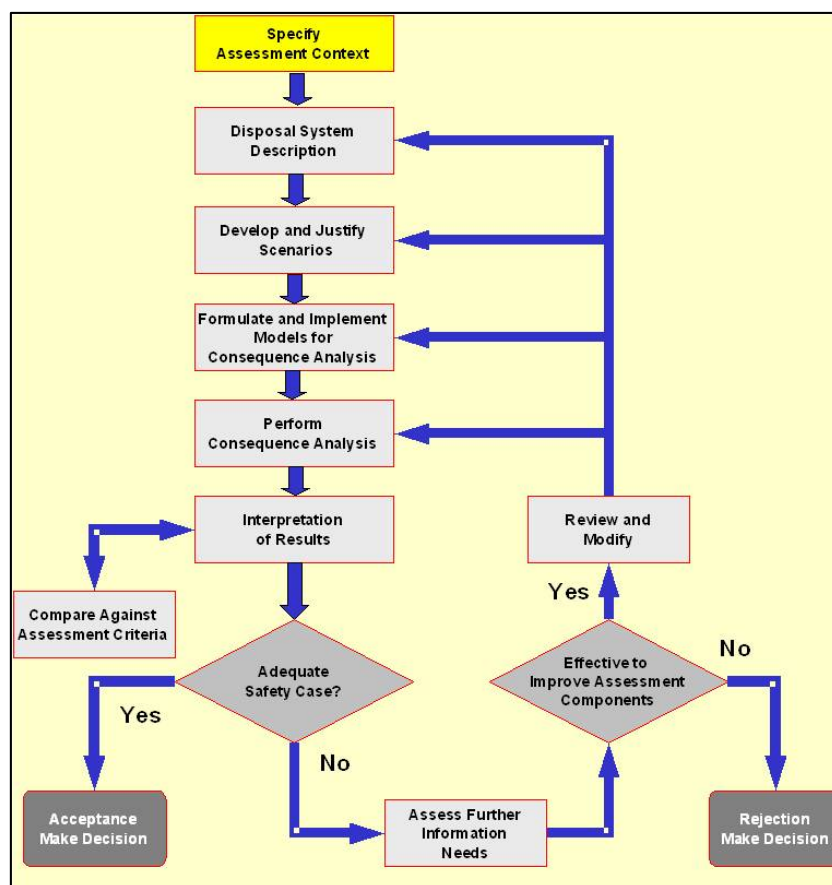


Figura 1. Schema di massima della compartimentazione del near-field secondo la metodologia proposta in ISAM [9].

¹ Definizione di scenario: (...) a hypothetical sequence of processes and events, and is one of a set devised for the purpose of illustrating the range of future behaviours and states of a repository system, for the purposes of evaluating a safety case ([9], pag. 29).


Secondo il modello concettuale del sito-deposito, ogni scenario può essere descritto e rappresentato in un qualsiasi codice di simulazione, per poi procedere a successivi affinamenti del modello stesso, tramite un procedimento iterativo, sulla base dei risultati ottenuti ad ogni ciclo. Le successive iterazioni permetteranno di creare la giusta confidenza tecnico-scientifica sui dati utilizzati, sul modello concettuale e di simulazione; ma permetteranno anche di conoscere e gestire propriamente le sorgenti di incertezza che possono compromettere i risultati delle simulazioni stesse.

La definizione degli scenari comporta però una conoscenza approfondita del sistema che si vuole indagare, delle sue possibili evoluzioni future (tenendo in considerazione anche eventuali fenomeni incidentali che potrebbero compromettere la sicurezza del deposito) e dei fattori che maggiormente possono incidere sulla migrazione dei radionuclidi verso il target di interesse. Senza informazioni dettagliate su questi fattori non è possibile immaginare scenari realistici su cui effettuare valutazioni di medio e lungo termine; ad esempio queste valutazioni perdono la loro validità se non si conoscono le vie principali di esposizione (*pathway*) dei gruppi critici della popolazione che sono stati considerati.

Le procedure impiegate nel presente lavoro, anche se in modo semplicistico e senza approfondimenti, sono state realizzate tenendo conto di queste argomentazioni e delle condizioni attuali e future del contesto deposito-ambiente esterno. Sono state effettuate simulazioni sulla base di tre diversi scenari evolutivi del contesto ingegneristico e geologico-ambientale del sito, sebbene molto semplici (§ 4.2). Questo approccio è riferibile in primo luogo alla mancanza di dati effettivi sul sito e alle ridotte informazioni sulle caratteristiche ingegneristiche del deposito stesso, che non permettono di risalire correttamente all'insieme di quei caratteri, che nella metodologia ISAM sono racchiusi in tre categorie:

- caratteristiche (*features*) del sistema, definite come “(...) *a prominent or distinctive part or characteristic (of the repository or its environment)*”;
- eventi (*events*), definiti come “(...) *a qualitative or quantitative change or complex of changes located in a restricted portion of time and space*”;
- processo (*process*), definito come “(...) *a phenomena marked by gradual changes that lead towards a particular result*”.

Un successivo approfondimento di questi studi potrebbe tenere conto di questi caratteri, se ovviamente fossero disponibili ulteriori dati di dettaglio e sito-specifici; potrebbe anche prevedere la simulazione del contesto deposito-ambiente esterno in altri e diversi scenari evolutivi, questa volta facendo riferimento a procedura esistenti e convalidate (ad es. ISAM), includendo anche previsioni sulle variazioni climatiche future e sul loro impatto diretto e indiretto sull'infrastruttura. A queste si potrebbero affiancare delle utili analisi di sensitività, cioè sulla variabilità dei risultati al variare di particolari parametri, per individuare

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS – LP2 - 067	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 8 62
---	--	-----------	---------------	-----------------

quelli su cui prestare maggiore attenzione per garantire la sicurezza del deposito, cioè i parametri critici che influenzano in modo non trascurabile i cosiddetti *assessment endpoint*, cioè gli obiettivi della valutazione stessa.

1.3. Oggetto dello studio di modellazione


Lo scopo della simulazione condotta con il software Amber consiste nella valutazione dell'interazione tra deposito superficiale e l'ambiente esterno, con particolare riferimento alla migrazione dei radionuclidi dal deposito e ai conseguenti effetti di dose da ingestione di acqua potabile ad un gruppo critico di riferimento. Nel dettaglio, la modellazione ha valutato la dinamica quali-quantitativa dei radionuclidi lisciviati dai rifiuti, per infiltrazione di acqua di precipitazione, e veicolati verso l'esterno dell'infrastruttura attraverso la serie di barriere ingegneristiche; da questi risultati è possibile effettuare previsioni sul rischio associato al deposito stesso durante il suo esercizio e dopo la sua chiusura. Rispetto alle attività condotte nella precedente annualità [1], è stata modellata anche l'infrastruttura di deposito, comprensiva di tutte le barriere ingegneristiche, che costituiranno il primo limite al contenimento della radioattività. I risultati, anche se del tutto preliminari, potranno fornire alcuni primi evidenti input progettuali, di cui eventualmente tenere conto nelle successive fasi di affinamento dello studio.

La migrazione dei radionuclidi verso l'ambiente esterno è strettamente legata a complessi fenomeni chimico-fisici, che si è cercato di rappresentare al meglio nella simulazione, mediante particolari equazioni del trasporto di massa. I parametri che ne condizionano la dinamica sono legati alle caratteristiche del mezzo attraversato, ma anche ai particolari radioisotopi considerati, visto la differente interazione tra le diverse specie chimiche nel mezzo attraversato. Le barriere ingegneristiche sono progettate e realizzate per offrire una consistente barriera al trasporto di questi inquinanti, ma anche per evitare che fenomeni di infiltrazione, o di generica degradazione, possano interessare i rifiuti e i loro sistemi di contenimento più interni nel breve e medio termine.

2. Concetti propedeutici alla simulazione

2.1. Breve descrizione delle caratteristiche quali-quantitative dei rifiuti radioattivi italiani da conferire al deposito

La classificazione dei rifiuti radioattivi italiani è basata sulle disposizioni della Guida tecnica n. 26 dell'ex ENEA-DISP (oggi ISPRA) che prevede la loro suddivisione in tre diverse categorie. Nella seconda rientrano

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS – LP2 - 067	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 9 62
--	--	-----------	---------------	-----------------

(...) i rifiuti che richiedono tempi variabili da qualche decina fino ad alcune centinaia di anni per raggiungere concentrazioni di radioattività dell'ordine di alcune centinaia di Bq/g (una decina di nCi/g) nonché quei rifiuti contenenti radionuclidi a vita molto lunga purché in concentrazioni di tale ordine. (...) In questa categoria rientrano in gran parte i rifiuti provenienti da particolari cicli di produzione degli impianti nucleari e soprattutto dalle centrali elettronucleari di potenza nonché da alcuni particolari impieghi medici, industriali e di ricerca scientifica. Vi rientrano, inoltre, anche alcune parti e componenti di impianto derivanti dalle operazioni di "decommissioning" degli impianti nucleari.

Secondo quanto stimato dal lavoro di continuo aggiornamento dell'inventario nazionale dei rifiuti radioattivi condotto dall'ENEA, al termine dello smantellamento degli impianti afferenti al ciclo del combustibile nucleare italiano e degli impianti di ricerca ormai dismessi, il quantitativo di rifiuti di seconda categoria ammonterà a circa 66.901 m³; di questi solo 4.663 m³ sono quelli attualmente già conferibili al deposito. I rifiuti di terza categoria ammonteranno invece a circa 9.478 m³ [10]; di questi solo 870 m³ sono quelli attualmente conferibili al deposito. I rifiuti di seconda categoria sono rappresentati in prevalenza da emettitori β/γ ($7,09 \times 10^5$ Bq) e in misura minore da emettitori α ($1,35 \times 10^3$ Bq); i rifiuti di terza categoria sono anch'essi rappresentati in prevalenza da emettitori β/γ ($3,24 \times 10^6$ Bq) e in misura minore da emettitori α ($6,25 \times 10^4$ Bq).

Tutti i rifiuti immessi nel deposito dovranno aver subito processi di condizionamento tali da favorirne l'immobilizzazione mediante appositi mezzi di packaging, all'interno di un idoneo sistema di contenimento, inglobandoli anche in una matrice solida stabile che soddisfi i requisiti di resistenza fisica, chimica e meccanica, in modo da ottenere una forma finale idonea allo smaltimento definitivo (il processo di condizionamento ha anche lo scopo di ridurre il volume dei rifiuti finali). La matrice dovrà possedere certe caratteristiche, quali compatibilità fisica e chimica con il rifiuto da immobilizzare, insolubilità e impermeabilità all'acqua (resistenza alla lisciviazione), resistenza meccanica, resistenza agli agenti esterni, resistenza agli sbalzi termici, resistenza alle radiazioni, stabilità nel tempo, ecc. Per i rifiuti a bassa e media attività, e per quelli a più alta radioattività ma con bassa emissione di calore, la matrice più usata è quella cementizia.

Nel modello concettuale che è stato realizzato per la simulazione, sono stati inseriti i valori di radioattività dei radioisotopi presenti nei rifiuti italiani, come risulta dall'inventario nazionale citato; tra questi sono inclusi anche radionuclidi a vita lunga, ma in basse concentrazioni, come previsto dalla classificazione. In linea di massima, i rifiuti di seconda categoria raggiungono, entro un periodo alcune centinaia di anni, un livello di attività considerato non pericoloso per l'uomo e l'ambiente, cioè prossimo al

fondo di radioattività naturale, secondo i criteri di radioprotezione stabiliti dalle organizzazioni internazionali e dalla legislazione italiana. Per tale ragione i trecento anni rappresentano il periodo di tempo utile, scelto dai progettisti, per il monitoraggio istituzionale, oltre il quale si dovrebbe giungere al rilascio incondizionato del deposito.


I valori di radioattività inseriti per ciascun radionuclide nel modello, costituenti la concentrazione presente all'avvio della simulazione, si riferiscono ai valori dell'inventario aggiornato dall'ENEA nel 2010, così come riportato in Figura 2 [11].

Emettitori β/γ		Emettitori α	
Isotopo	Attività (GBq)	Isotopo	Attività (GBq)
Ni ⁶³	3,6284E+05	Am ²⁴¹	7,5254E+02
Cs ¹³⁷	1,7240E+05	Pu ²⁴⁰	2,1744E+02
Sr ⁹⁰	1,3043E+05	Pu ²³⁹	1,5115E+02
Co ⁶⁰	3,7238E+04	Pu ²³⁸	1,2421E+02
Pu ²⁴¹	4,2892E+03	U ²³⁴	3,4154E+01
H ³	3,3613E+03	Cm ²⁴⁴	2,5942E+01
C ¹⁴	4,9026E+02	U ²³⁸	8,9488E+00
Sm ¹⁵¹	4,5152E+02	Np ²³⁷	6,5944E+00
Eu ¹⁵²	4,4010E+02	Ra ²²⁶	3,1997E+00
Ni ⁵⁹	3,0504E+02	U ²³⁵	1,4995E+00
Fe ⁵⁵	1,0094E+02	U ²³⁶	1,0141E+00
Eu ¹⁵⁴	1,1832E+01	Pu ²⁴²	2,5609E-01
Pm ¹⁴⁷	6,9839E+00	Th ²³²	9,4851E-02
Tc ⁹⁹	5,3010E+00	Ra ²²⁸	5,9000E-05
S ³⁵	1,8507E+00		
Zr ⁹³	7,7934E-01		
Nb ^{93M}	6,6704E-01		
Ca ⁴⁵	4,0114E-01		
Cd ¹⁰⁹	1,9223E-01		
Cl ³⁶	1,2940E-01		
Cr ⁵¹	6,5237E-02		
I ¹²⁵	4,2488E-02		
Eu ¹⁵⁵	1,9827E-02		
Cs ¹³⁵	1,3137E-02		
Co ⁵⁸	1,0633E-02		
Mn ⁵⁴	9,9210E-03		
Ba ¹³³	5,5761E-03		
P ³²	1,1840E-03		
Kr ⁸⁵	1,0808E-03		
Cs ¹³⁴	8,6356E-04		
Ag ^{110M}	7,4000E-04		
Ag ^{108M}	3,4942E-04		
Ce ¹⁴⁴	2,8806E-04		
K ⁴⁰	8,5000E-05		
Na ²²	1,9000E-05		

Figura 2. Attività (GBq) dei singoli radionuclidi presenti nei rifiuti radioattivi italiani di II categoria [11].

2.2. Specifiche di massima del deposito oggetto della simulazione

Come già previsto e sulla base di numerose esperienze internazionali, il deposito per i rifiuti radioattivi italiani di seconda categoria sarà, con tutta probabilità, un'infrastruttura superficiale, inserita in un contesto

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS – LP2 - 067	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 11	di 62
---	--	-----------	---------------	------------	----------


geologico-ambientale tale da limitare al massimo la migrazione degli eventuali radionuclidi che dovessero fuoriuscire dal deposito stesso. La capacità di contenimento sarà offerta in prima battuta da un insieme di barriere ingegneristiche poste in serie, in grado di contenere la diffusione della radioattività e dei radionuclidi e allo stesso tempo di impedire che fenomeni esterni, primi tra tutti le infiltrazioni di acqua, compromettano le caratteristiche isolanti delle strutture. In secondo luogo, la capacità contenitiva alla migrazione dei radionuclidi sarà anche offerta dal contesto geologico del sito, per espletare al meglio i concetti di complementarietà e ridondanza delle barriere alla diffusione degli inquinanti verso la biosfera. Per le ragioni sopra esposte, sarà opportuno indirizzare l'ubicazione del sito di deposito verso contesti geologico-ambientali caratterizzati da rocce o terreni a bassa e bassissima permeabilità, per favorire la cattura fisico-chimica degli eventuali radionuclidi. Si dovrà altresì prendere in considerazione l'ubicazione in un area caratterizzata da un contesto idrogeologico favorevole: assenza di falde superficiali e acquiferi sfruttati a fini idropotabili (nelle immediate vicinanze del deposito), lontananza da corpi idrici superficiali di dimensioni tali da rappresentare mezzi preferenziali per la diffusione degli inquinanti o in grado di indurre fenomeni di dissesto, ecc. Come già sottolineato e come di seguito esplicitato (§ 3), nel lavoro di simulazione si è fatto riferimento al contesto geologico ambientale già esaminato in precedenti studi [1], derivante dallo studio QuantiSci svolto per ENEA [7].

2.3. Ciclo di vita del deposito e dominio temporale di simulazione

Il ciclo di vita di un deposito di rifiuti radioattivi può essere approssimativamente ricondotto alle seguenti macro-fasi:

- siting (individuazione dell'area di deposito);
- caratterizzazione del sito;
- progettazione e realizzazione;
- esercizio e chiusura;
- monitoraggio istituzionale;
- rilascio incondizionato.

Il programma di monitoraggio ambientale durante l'esercizio di un deposito e nel periodo di controllo istituzionale post-chiusura non deve limitarsi solo alla misura di quei parametri atti a sottolineare variazioni sulla radioattività ambientale, così come definita dalle normative nazionali ed internazionali; deve anche poter evidenziare quelle eventuali anomalie in grado di testimoniare un progressivo deterioramento delle barriere ingegneristiche, al di sopra di quanto previsto dalle specifiche di progetto. Questo perché il loro degrado comporterebbe un aumento del rateo di trasferimento dei radionuclidi verso l'ambiente esterno, con conseguente pericolo per la popolazione e per l'ambiente. Sono innumerevoli gli esempi di efficaci sistemi di

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS – LP2 - 067	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 12	di 62
--	--	-----------	---------------	------------	----------

monitoraggio in diversi paesi esteri, cui fare riferimento per la progettazione del futuro deposito italiano. Per la realizzazione di un efficace sistema di monitoraggio, un aiuto determinante può derivare senza dubbio dai dati raccolti durante le fasi di caratterizzazione del sito, ma anche dalle attività modellistiche di simulazione, che possono evidenziare vie preferenziali di fuga degli inquinanti oppure particolari ingegneristici del deposito da tenere sotto controllo, perché determinanti nella riduzione della sicurezza di isolamento.


La simulazione condotta in questo studio è stata effettuata a partire dalla chiusura del deposito, a differenza di innumerevoli e precedenti studi che hanno fissato l'inizio delle simulazioni a 300 anni di distanza dalla sua chiusura, ipotizzando una perfetta garanzia di isolamento dei rifiuti in seguito a continui interventi di manutenzione delle barriere ingegneristiche. Nonostante quest'ultima sia un'assunzione pienamente condivisibile alla luce delle specifiche di progetto preliminari, già più volte adottate nel contesto italiano [8], in questo lavoro si è voluta effettuare una simulazione cautelativa, ipotizzando che la degradazione del sistema di contenimento avvenga già a partire da 100 anni dopo la chiusura del deposito. Infatti, anche durante la piena funzionalità di isolamento offerta dalle barriere, la migrazione dei radionuclidi verso l'ambiente esterno può avvenire per fenomeni diffusivi in fase liquida, così come per migrazione dei residui gassosi prodotti per reazioni che coinvolgeranno direttamente i rifiuti stoccati, così come le stesse barriere ingegneristiche.

Si è prestata particolare attenzione alla valutazione nell'intorno dei trecento anni che, come visto, sono considerati il limite del monitoraggio istituzionale prima del rilascio incondizionato del sito. I tempi di simulazione sono stati estesi fino a tremila anni dopo la chiusura del deposito stesso. La diminuzione della capacità di isolamento offerta dal cemento è stata modellata mediante una variazione nei relativi coefficienti di distribuzione (k_d), secondo una funzione temporale che simula il peggioramento delle sue caratteristiche chimico-fisiche in particolare dopo i trecento anni (§ 4.2.1). Gli scenari di simulazione non prevedono fenomeni incidentali; la degradazione delle barriere avviene quindi in modo graduale nel tempo.

3. Il codice Amber e il modello concettuale

3.1. Generalità sul codice Amber

Il codice AMBER è utilizzato per simulare il trasporto degli inquinanti attraverso mezzi porosi mediante una modellazione a compartimenti, nei quali i contaminanti stessi sono considerati uniformemente distribuiti. Il trasporto degli inquinanti viene simulato introducendo, tra i vari compartimenti, degli opportuni ratei di trasferimento che in generale sono funzioni del tempo. Ogni trasferimento è individuato da un compartimento *donatore* e un compartimento *accettore* e dipende direttamente dalla quantità di materiale presente nel compartimento donatore e dalla velocità con cui avviene il processo di trasferimento da un

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 067	0	L	13	62

compartimento ad un altro. Considerando un numero finito di volumi adiacenti, l'equazione che ne descrive l'evoluzione della quantità di contaminante N è un bilancio tra la massa entrante e la massa uscente da ogni volume ed è data da:

$$\frac{dN}{dt} = \{ \sum_{j \neq i} \lambda_{ij} N_j + \lambda_M M_i + S_i(t) \} - \{ \sum_{j \neq i} \lambda_{ji} N_i + \lambda_N N_i \} \quad (1)$$

dove:

- i e j indicano rispettivamente il compartimento donatore e accettore;
- N ed M rappresentano le quantità di contaminanti presenti in un compartimento, espressi in mg/l (N il genitore e M il suo discendente nella catena di decadimento radioattiva), con λ_N e λ_M le rispettive costanti di decadimento;
- $S_i(t)$, la sorgente del contaminante N;
- λ_{ij} e λ_{ji} , i rispettivi ratei di trasferimento.

Le sommatorie che compaiono nella (1) si riferiscono all'insieme dei ratei di trasferimento che intervengono nel trasporto e che si differenziano in base al mezzo attraversato.

L'utilizzo di AMBER, prevede la conoscenza approfondita della struttura del sistema da modellare, sia dal punto di vista fisico sia dal punto di vista fenomenologico. Per questo motivo la costruzione effettiva del modello deve essere preceduta dalla formulazione di un *modello concettuale*, che costituisca un punto di riferimento per la determinazione delle equazioni e dei parametri necessari all'inserimento dell'input nel codice.

3.2. Qualificazione dei diversi domini di simulazione

Le simulazioni di tipo deterministico si sono basate su un modello concettuale caratterizzato dalla suddivisione del sistema in near field e far field. Nel caso di studio in esame, il concetto di near field racchiude i rifiuti, l'area del deposito, l'infrastruttura comprensiva delle barriere ingegneristiche, l'interfaccia di infiltrazione delle acque superficiali verso l'interno e le interfacce di migrazione dei radionuclidi verso l'ambiente esterno. Il far field è composto genericamente da due distinti domini: geosfera e biosfera, cioè tutti i sistemi abiotici e biotici che compongono l'ambiente esterno al deposito, che non appartengono al far field ed in cui i radionuclidi possono migrare e su cui la radioattività può espletare i suoi effetti. In questa categoria rientrano ovviamente i recettori finali, cioè i componenti biotici del sistema su cui si vuole calcolare la dose efficace. Si possono riassumere questi concetti definendo il near field come la sorgente di

emissione dei radionuclidi, la geosfera come il *pathway*, cioè il mezzo attraverso cui avviene la loro migrazione, e la biosfera come il recettore finale o *end-point*.

3.2.1. Near field

La suddivisione del near field in sottomodelli e compartimenti per la simulazione, secondo le necessità del codice Amber, è stata ottenuta mediante l'individuazione dei domini di partizione del sistema, in particolare in virtù dei materiali che li caratterizzano. Ogni dominio è poi stato discretizzato in compartimenti, cioè unità elementari su cui il codice effettua i bilanci di massa durante la simulazione. Sono stati quindi individuati i fenomeni di trasporto che caratterizzano l'evoluzione temporale delle concentrazioni di contaminanti in ciascun compartimento. In riferimento allo schema riportato in figura 3, considerando solo la struttura delimitata dalle pareti esterne dell'edificio interrato, è possibile distinguere quattro aree principali:

- la copertura strutturale della cella di deposito;
- la cella;
- la base della cella;
- le pareti laterali della cella.

La funzione contenitiva delle pareti laterali all'interno del modello sarà trascurata e il trasporto di massa tra i compartimenti nel near field sarà quindi considerato solo in direzione verticale (verso il basso) nel volume compreso tra le pareti esterne.

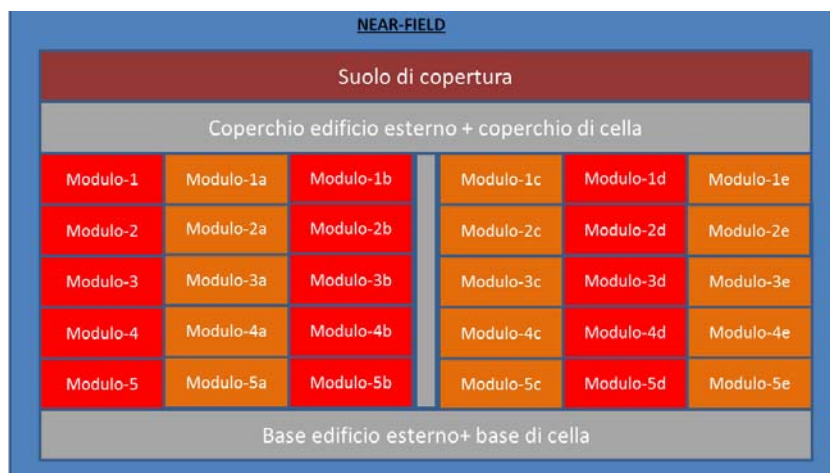


Figura 3. Schema di massima della compartimentazione del near field.

Si è anche ipotizzato che il contenimento rappresentato dai fusti in acciaio non costituisca una barriera al trasporto e alla diffusione dei radionuclidi. Nella struttura di deposito qui simulata, si è ipotizzata la presenza di un'unica cella contenente cinque piani di 6x8x5 moduli; in ciascun modulo si ipotizza siano

immobilizzati sei fusti, dove il relativo contenuto è considerato distribuito in modo uniforme e omogeneo al loro interno. Per il dimensionamento dei moduli, sono stati utilizzati i dati riportati in uno studio effettuato dall'ENEA per la modellazione dei fenomeni di rilascio attraverso barriere protettive di un deposito di rifiuti radioattivi, riportati in tabella 1 [12].

Tabella 1. Dimensioni di riferimento del modulo.

Modulo	Dimensioni esterne	Dimensioni interne
Lunghezza (m)	3,05	2,75
Larghezza (m)	2,09	1,79
Altezza (m)	1,70	1,37
Volume (m ³)	-	6,74

In base ai valori riportati in tabella 1, lo spessore della copertura e della base del modulo, supponendo la struttura simmetrica, è pari a 0,165 m; l'area trasversale al flusso verticale, sia in entrata che in uscita, corrisponde alla somma delle aree interne delle coperture (o delle basi) dei 48 moduli, che sono disposti sui cinque piani ipotizzati. L'area totale è calcolata come sommatoria delle aree interne, in base all'ipotesi di trascurabilità della migrazione attraverso le pareti laterali.

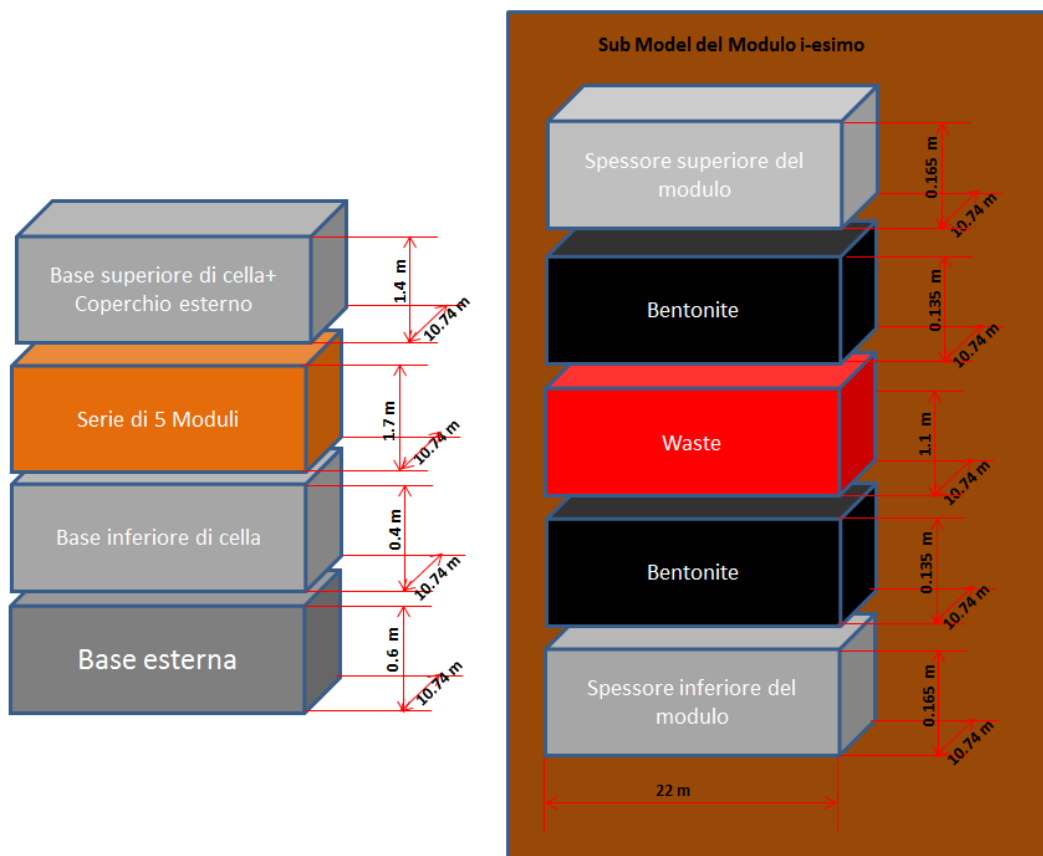


Figura 4. Schematizzazione della compartimentazione del near field e relativo dimensionamento.

Nella Tabella 2 sono riportate le dimensioni di interesse per la compartimentazione dei moduli, secondo lo schema riportato in Figura 4.

Tabella 2. Dimensioni del modulo.

<i>Modulo</i>	<i>Copertura</i>	<i>Base</i>
<i>Lunghezza (m)</i>	22,00	22,00
<i>Larghezza (m)</i>	10,74	10,74
<i>Altezza (m)</i>	0,17	0,17
<i>Volume (m³)</i>	38,99	38,99
<i>Area trasversale al flusso (m²)</i>	236,28	236,28

Le dimensioni dei compartimento *Waste* e bentonite, per le ipotesi fatte, sono tali da occupare completamente un modulo (Tabella 3 e Tabella 4).

Tabella 3. Dimensioni del compartimento Waste.

	<i>Waste</i>
<i>Lunghezza (m)</i>	22,00
<i>Larghezza (m)</i>	10,74
<i>Altezza (m)</i>	1,10
<i>Volume (m³)</i>	259,91
<i>Area trasversale al flusso (m²)</i>	236,28

Tabella 4. Dimensioni del compartimento bentonite.

	<i>Bentonite</i>
<i>Lunghezza (m)</i>	22,00
<i>Larghezza (m)</i>	10,74
<i>Altezza (m)</i>	0,14
<i>Volume (m³)</i>	31,90
<i>Area trasversale al flusso (m²)</i>	236,28

Le dimensioni interne della cella, corrisponderanno al volume totale occupato dai moduli; per le dimensioni esterne, quindi per gli spessori della copertura e della base, si farà riferimento alle caratteristiche costruttive del deposito SFR 1 svedese, utilizzato per lo smaltimento definitivo dei rifiuti radioattivi di bassa e media attività [13]. Nella Tabella 5 sono riassunte le dimensioni di riferimento della cella che sono state utilizzate nel modello.

Tabella 5. Dimensioni di riferimento della cella.

<i>Cella</i>	<i>Copertura</i>	<i>Base</i>
<i>Altezza (m)</i>	0,40	0,40
<i>Larghezza (m)</i>	10,74	10,74
<i>Lunghezza (m)</i>	22,00	22,00
<i>Area (m²)</i>	236,28	236,28
<i>Volume (m³)</i>	94,51	94,51

In base al dimensionamento fatto per i compartimenti precedenti, l'area della copertura e della base dell'edificio esterno corrispondono a quella relativa all'area della copertura e della base delle celle, pari a 236,28 m². L'altezza interna dell'edificio, sommando le varie altezze, è pari a 9,3 m. Per i valori degli spessori delle pareti e del tetto (in calcestruzzo armato) si fa riferimento a quelli riportati in [14] dove viene indicato un valore di riferimento pari a 0,6 m per le pareti e 1 m per il tetto. Le dimensioni dell'edificio esterno sono riassunte in Tabella 6.

Tabella 6. Dimensioni di riferimento per l'edificio esterno.

<i>Edificio esterno</i>	<i>Tetto</i>	<i>Base</i>
<i>Altezza (m)</i>	1,00	0,6
<i>Larghezza (m)</i>	10,74	10,74
<i>Lunghezza (m)</i>	22,00	22,00
<i>Area (m²)</i>	236,28	236,28
<i>Volume (m³)</i>	236,28	141,77

La funzione che rappresenta le precipitazioni, è stata formulata per variare nel tempo in modo sinusoidale, con un fattore di incremento nei periodi primaverili e autunnali e una diminuzione nei periodi invernali ed estivi.

3.2.2. *Far field*

Le informazioni relative al sito di studio, derivanti da uno studio condotto per ENEA [7], non presentano un livello di dettaglio tale da permettere approfondite considerazioni sulle migliori opportunità di suddivisione dei domini di simulazione e quindi della migliore discretizzazione.

Sulla base delle informazioni derivanti dalle ricostruzioni stratigrafiche, è stato possibile individuare due sotto modelli di simulazione, riferiti a quella che può essere definita Zona Non Saturata (la cui percentuale di umidità effettiva nel tempo andrebbe verificata direttamente sul terreno, per una migliore comprensione delle condizioni idrogeologiche) e alla Zona Saturata. A loro volta questi sono stati suddivisi sulla base delle informazioni stratigrafiche disponibili (Figura 5); i singoli compartimenti, con spessore di un metro, sono stati rappresentati all'interno di questi ulteriori sotto modelli. Sulla base delle caratteristiche geologiche e idrogeologiche e grazie alle similitudini con contesti analoghi reperiti nella bibliografia tecnica, sono stati quindi assegnati i valori ai parametri caratterizzanti i singoli compartimenti, come rappresentato in Appendice 1 (Tabella A-1. 1).

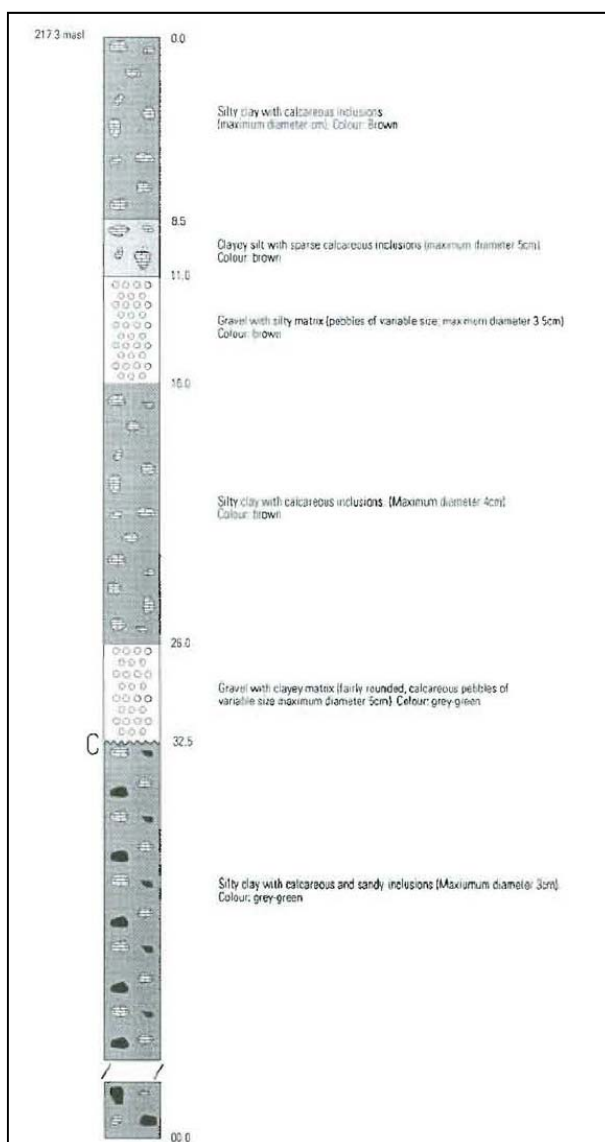


Figura 5. Stratigrafia rappresentativa del sottosuolo nell'area di studio.

La schematizzazione del far field è riportata in Figura 6. Per quanto riguarda la dimensione dei compartimenti del far field si è deciso di riferirsi ad un'estensione areale di 200x200 m. I livelli più superficiali di argilla limosa e limo argilloso (che sono stati rappresentati nel codice di simulazione come *sotto modelli*, cioè insiemi di macro compartimenti, denominati rispettivamente sotto modelli A e B e a loro volta caratterizzati da un'ulteriore suddivisione in tre compartimenti, identificati rispettivamente come *a*, *b* e *c*) rappresentano una barriera passiva alla diffusione di eventuali radionuclidi fuoriusciti dal deposito. Si è ipotizzato che la base della fondazione del deposito sia posizionata a circa 5,5 m dall'attuale piano di campagna e che quindi i due livelli prima descritti abbiano uno spessore totale di 5,5 m. Le sottostanti ghiaie (sotto modello C costituito da cinque compartimenti: *a*, *b*, *c*, *d*, *e*) costituiscono un serbatoio idrico ad elevata permeabilità, che può rappresentare una via di fuga preferenziale per i contaminanti, ma sono limitate inferiormente da uno strato di argille siltose di 10 m di spessore (sotto modello D, costituito da dieci

compartimenti: *a, b, c, d, e, f, g, h, i, l*). Il sotto modello E (suddiviso in sette compartimenti: *a, b, c, d, e, f, g*) rappresenta invece un ulteriore dominio ad elevata conducibilità idraulica, costituito da ghiaie altamente permeabili. Questo dominio è stato scelto come pathway di contaminazione, visto che si è presupposto che l'acquifero venga sfruttato nel tempo come fonte idropotabile; su questa base è stata effettuata la valutazione di dose da ingestione ad un gruppo critico.

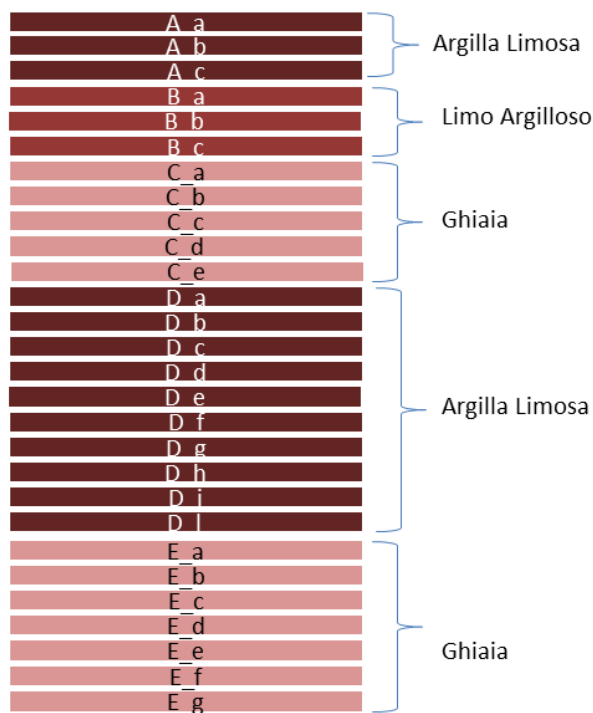



Figura 6. Compartimentazione del far field.

3.3. Trasporto di massa (interazione tra compartimenti)

Il software Amber permette all'utente l'inserimento di funzioni di trasferimento di massa tra i compartimenti, che vengono tradotte in un rateo di trasferimento [1/y]. Nel presente studio di simulazione, il trasporto dei radionuclidi è stato ipotizzato in funzione dei fenomeni advettivi, diffusivi e dispersivi all'interno dei compartimenti e tra gli stessi.

3.3.1. Trasporto di massa nel near field

Nel near field, il rilascio dei radionuclidi dal fusto si ipotizza che sia dovuto esclusivamente al processo di lisciviazione, trascurando il rilascio per dissoluzione e diffusione; le considerazioni sono effettuate ipotizzando un deposito completamente saturo in acqua, cioè una assunzione del tutto improbabile ma estremamente cautelativa. Il rilascio di questi radionuclidi nell'acqua di poro è limitato o ritardato da diversi processi geochimici come l'adsorbimento, l'assorbimento, l'adesione e lo scambio ionico, che

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 067	0	L	20	62

generalmente possono essere riassunti dal coefficiente di partizione k_d . Per rappresentare matematicamente i vari fenomeni di trasferimento dei radionuclidi nel near field, ci si è riferiti alla bibliografia di settore e in particolare a [15]. Il rateo di lisciviazione λ_{leach} è quindi dato da:

$$\lambda_{leach} = \frac{q}{h_w(\vartheta_w + \rho_w k_d)} \quad (2)$$

dove

- q , velocità di Darcy attraverso il rifiuto condizionato;
- ϑ_w , il contenuto di umidità nel fusto;
- ρ_w , densità del fusto;
- k_d , coefficiente di distribuzione;
- h_w , altezza del fusto.

Il trasporto dei radionuclidi attraverso la base del modulo $_i$ /copertura del modulo $_i+1$ avviene mediante fenomeni di advezione e diffusione. Il trasporto per advezione del generico radionuclide m dal compartimento i al compartimento j è definito attraverso il rateo di trasferimento $\lambda_{ij,adv}^m$ pari a

$$\lambda_{ij,adv}^m = \frac{Q_i}{Capacity_i^m} \quad (3)$$


dove

- Q_i flusso d'acqua attraverso il compartimento i (m^3/y), dato dal prodotto della velocità di Darcy per la superficie perpendicolare al flusso;
- $Capacity_i^m$ capacità del compartimento i per il radionuclide m [m^3];

$$Capacity_i^m = V_i(\varepsilon_i + (1 - \varepsilon_i)K_{id}^m \rho_i) \quad (4)$$

dove

- V_i , volume del compartimento i [m^3];
- ε_i , porosità del compartimento i [-];
- K_{id}^m , coefficiente di assorbimento del radionuclide m nel compartimento i [m^3/Kg];
- ρ_i , densità del compartimento [Kg/m^3].

	Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS – LP2 - 067	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 21 62
--	---------------------------	--	-----------	---------------	------------------

I fenomeni di dispersione e diffusione sono stati rappresentati nel modello mediante ratei di trasferimento tra compartimento donatore e accettore, con le seguenti relazioni:

$$\lambda_F = \frac{AD_{disp,m}}{R_d V_d d_m \theta_{t,u}} \quad (5)$$

dove il coefficiente di dispersione idrodinamica è pari a

$$D_{disp,m} = \frac{D_{disp,d} D_{disp,a} (L_d + L_a)}{L_d D_{disp,d} + L_a D_{disp,a}} \quad (6)$$

e dove

- A , area della sezione trasversale relativa al trasporto diffusivo e dispersivo [m^2];
- $D_{disp,m}$, il coefficiente di dispersione idrodinamica medio [m^2/y];
- R_d , il coefficiente di ritardo per il compartimento donatore [-];
- V_d , il volume del compartimento donatore [m^3];
- d_m , la distanza tra i punti medi del compartimento donatore ed il compartimento accettore nella direzione del flusso d'acqua [m];
- $\theta_{t,u}$, la porosità totale del compartimento donatore [-];
- $D_{disp,d}$ e $D_{disp,a}$, i coefficienti di dispersione idrodinamica rispettivamente per il compartimento donatore e accettore [m^2/y], cioè il risultato della somma algebrica del coefficiente di diffusione molecolare D_{diff} [m^2/y] e del coefficiente di dispersione meccanica D_{mech} [m^2/y];
- L_d e L_a , le distanze del punto medio del donatore/accettore dall'interfaccia col compartimento accettore/donatore [m].

Il rateo di trasferimento è stato inserito nel modello per entrambi i versi di trasferimento, *forward* (dal compartimento donatore a quello accettore) e *backward* (dal compartimento accettore a quello donatore), per rappresentare al meglio il fenomeno della dispersività.

La schematizzazione del modello di calcolo è rappresentata nella Figura 7, dove si evidenzia che il rateo di acqua di infiltrazione, proveniente dalla barriera rappresentata dal suolo di copertura (che viene trascurata nel calcolo) entra in contatto con gli spessori in calcestruzzo del tetto dell'edificio esterno, della cella, del primo modulo e del primo strato di bentonite e infine arriva a contatto con il *Waste*; il trasporto attraverso le diverse barriere avviene per advezione e diffusione-dispersione.

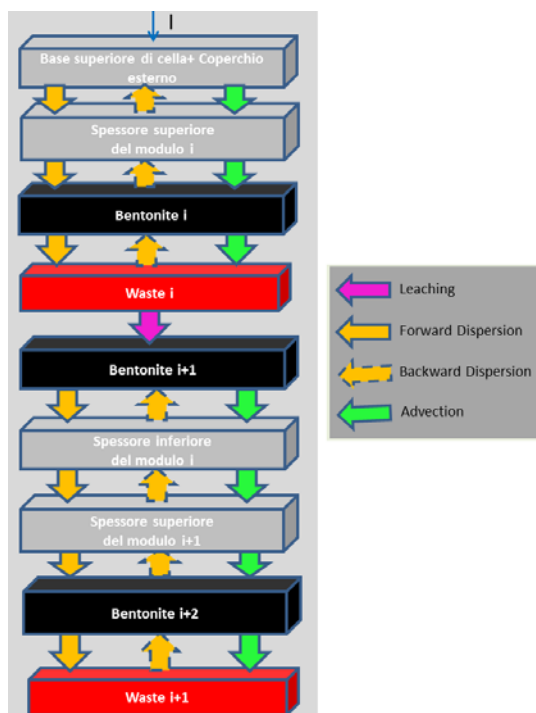



Figura 7. Schematizzazione del trasporto di massa per il near field.

Successivamente l'acqua viene trasportata attraverso il *Waste* e, mediante il processo di lisciviazione, avviene il trasporto dei radionuclidi. L'acqua contaminata che fuoriesce dal primo *Waste* attraversa lo strato di bentonite adiacente e le pareti di contenimento dei due moduli a contatto. Il processo si ripete per tutti i moduli sottostanti fino a quando l'acqua contaminata raggiunge la base inferiore dell'edificio, che rappresenta l'ultima barriera ingegneristica, e fuoriesce verso il far field.

3.3.2. Quantificazione del degrado delle barriere ingegneristiche nel near field

I processi di rilascio dei radionuclidi dal near field dipendono dalle proprietà chimico-fisiche dei rifiuti, dalla permeabilità del sistema rifiuti-deposito, dalla porosità e conducibilità idraulica del calcestruzzo di cui sono costituite la barriere, ecc. I processi che determinano il degrado del calcestruzzo armato sono essenzialmente la corrosione del metallo, che determina una riduzione delle proprietà meccaniche delle armature, e la dissoluzione (lisciviazione) dei componenti cementizi, che comporta perdita di massa e di alcalinità del conglomerato, con conseguente aumento della sua porosità e permeabilità.

Alcune considerazioni sulla degradazione possono essere tratte dalla bibliografia tecnica. In base alle valutazioni sul degrado a lungo termine del calcestruzzo fatte per il deposito svedese SFR [16] per un periodo di 10000 anni sono previste lievi variazioni chimiche e il mantenimento dell'alcalinità del materiale. In particolare, nell'arco dei primi 1000 anni è prevista una diminuzione del pH del calcestruzzo fino ad un valore compreso tra 11 e 12, nei primi 5 -10 cm di spessore, arrivando a circa 40 cm dopo 10000 anni. La

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS – LP2 - 067	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 23	di 62
---	--	-----------	---------------	------------	----------

diminuzione del pH comporta l'attenuazione delle capacità di passivazione e quindi l'incremento della corrosione delle armature, con conseguente aumento della permeabilità e del rischio di fratturazione.

Al momento della chiusura del deposito, è possibile che le barriere in calcestruzzo contengano piccole fratture formatesi durante la fase operativa, che quindi permettono l'infiltrazione di acqua. In base a tale ipotesi si assume che dopo la chiusura siano presenti i seguenti processi di degrado:

- lisciviazione dei componenti cementizi;
- rottura/deformazione del calcestruzzo, dovuta all'espansione delle armature ossidate e all'aumento della pressione interna dovuto alla formazione di gas.

Secondo i calcoli fatti per il deposito svedese SFR [17], la porosità iniziale delle strutture in calcestruzzo è del 10%. In seguito alle reazioni chimiche che si instaurano a causa dell'aumento del grado di saturazione, la porosità aumenta nel tempo fino ad un massimo del 17% in corrispondenza del fronte di lisciviazione. Il degrado dei moduli all'interno delle celle e quindi della malta cementizia in cui sono immersi i fusti è associato agli stessi fenomeni visti per il calcestruzzo; infatti anche se i calcoli mostrano una durabilità di 10^3 anni, non sono da escludere processi di fratturazione innescati da fenomeni come la formazione di ettringite o di attacco solfatico. Di conseguenza l'integrità dei fusti in acciaio contenuti nei moduli è compromessa dall'instaurarsi di processi di corrosione innescati dalla presenza di acqua e ossigeno.

Nella modellazione del rilascio di radionuclidi dal deposito saranno ipotizzate tre fasi successive di degrado delle barriere ingegneristiche:

- fase I (0-100 anni): bassa degradazione delle barriere, relativa alle condizioni presenti al momento della chiusura del deposito;
- fase II (100-300 anni): barriere parzialmente degradate;
- fase III (>300 anni): barriere altamente degradate.

Ciascuna fase sarà caratterizzata da diversi valori dei parametri che intervengono nel calcolo del rateo di trasferimento. In base alle assunzioni fatte in precedenza, il modello prevede che il materiale costituente i diversi compartimenti del deposito siano quattro:

- calcestruzzo armato (edificio principale di contenimento);
- calcestruzzo non armato (cella e moduli);
- waste (matrici contenenti le scorie);
- bentonite.

Nelle tabelle che seguono sono riportati i valori di porosità, conducibilità idraulica, densità e diffusività effettiva delle varie parti del deposito durante le tre fasi di degrado.

Tabella 7. Variazione delle proprietà del calcestruzzo armato durante le fasi di degrado.

<i>Calcestruzzo armato</i>			
	<i>t < 100 anni</i>	<i>100 < t < 300</i>	<i>t > 300</i>
<i>Porosità [-]</i>	0,125	0.15	0,25
<i>K [m/y]</i>	3E-3	3E-2	3E-1
<i>Densità [m³]</i>	2100	2100	1800
<i>Dispersione idrodinamica [m²/y]</i>	8E-5	8E-4	8E-3

Tabella 8. Variazione delle proprietà del calcestruzzo non armato durante le fasi di degrado


<i>Calcestruzzo non armato</i>			
	<i>t < 100 anni</i>	<i>100 < t < 300</i>	<i>t > 300</i>
<i>Porosità [-]</i>	0,15	0.175	0,27
<i>K [m/y]</i>	3E-3	3E-2	3E-1
<i>Densità [m³]</i>	2100	2100	1800
<i>Dispersione idrodinamica [m²/y]</i>	8E-5	8E-4	8E-3

Tabella 9. Variazione delle proprietà del Waste durante le fasi di degrado

<i>Waste</i>			
	<i>t < 100 anni</i>	<i>100 < t < 300</i>	<i>t > 300</i>
<i>Porosità [-]</i>	0,3	0.3	0,3
<i>K [m/y]</i>	0.32	0.32	0.32
<i>Densità [m³]</i>	2100	1350	1200
<i>Dispersione idrodinamica [m²/y]</i>	8E-5	8E-4	8E-3

Tabella 10. Variazione delle proprietà della bentonite durante le fasi di degrado

<i>Bentonite</i>			
	<i>t < 100 anni</i>	<i>100 < t < 300</i>	<i>t > 300</i>
<i>Porosità [-]</i>	0,25	0.25	0,25
<i>K [m/y]</i>	1E-8	4E-6	5E-5
<i>Densità [m³]</i>	2000	2000	2000
<i>Dispersione idrodinamica [m²/y]</i>	3.15E-2	3.49E-2	7.58E-2

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 067	0	L	25	62

3.3.3. Trasporto di massa nel far field

Per quanto riguarda il far field, sono state adottate le seguenti equazioni di migrazione per il trasporto di massa advettivo [7]:

$$\lambda_{AD} = \frac{v_D}{RL\theta_t} \quad (7)$$

con il valore della *Velocità di Darcy* (v_d) pari a

$$v_D = -K \cdot \Delta \quad (8)$$

e il *Ritardo* pari a

$$R = 1 + \frac{K_d \rho (1 - \theta_t)}{\theta_e} \quad (9)$$

e dove


- L , spessore del compartimento nella direzione del flusso [m];
- θ_t , la porosità totale del mezzo [-];
- R , il fattore di ritardo [-];
- K , la permeabilità del mezzo [m/s];
- Δ , il gradiente idraulico [-];
- k_d , il coefficiente di distribuzione [m^3/kg];
- ρ , la densità del mezzo [kg/m^3];
- θ_e , la porosità effettiva del mezzo [-].

Il coefficiente di distribuzione k_d implementa i fenomeni di adsorbimento e assorbimento, all'interno di una matrice solida e porosa, delle specie chimiche in soluzione, mediante un fenomeno di ripartizione che è funzione di numerosi parametri chimico-fisici. In particolare questo coefficiente rappresenta il rapporto tra la concentrazione di una sostanza in fase liquida e in fase solida.

La formulazione del rateo di trasferimento diffusivo e dispersivo tra i compartimenti nel far field è equivalente a quello adottato per i calcoli nel near field ed è espresso attraverso [7]

$$D_{disp,m} = \frac{D_{disp,d} D_{disp,a} (L_d + L_a)}{L_d D_{disp,d} + L_a D_{disp,a}} \quad (10)$$

Per una esaustiva rappresentazione di tutti i fenomeni che intervengono nella migrazione egli inquinanti in un mezzo poroso, nei sedimenti a più alta permeabilità (ghiaie) è stato inserito un rateo di

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 067	0	L	26	62

trasporto afferente anche al moto diffusivo-dispersivo, nonostante questo incida in misura quasi trascurabile sul trasporto di massa, vista la prevalenza del fenomeno advettivo. Allo stesso modo nel mezzo argilloso e siltoso, sono stati inseriti entrambi i ratei di trasferimento, riferiti ai due fenomeni.

4. Applicazione del codice Amber


4.1. Approssimazioni utilizzate nel modello e calcolo della dose efficace

L'applicazione del codice, mediante approccio deterministico, ha comportato una serie di approssimazioni, in particolare relative alla mancanza di dati sito-specifici; alcune delle assunzioni di cui al seguito sono state già precedentemente esposte, ma sono qui nuovamente citate per completezza di esposizione. In particolare per il near field si è ipotizzato che

- all'interno di ciascun modulo del deposito sia presente la stessa quantità e tipologia di rifiuti radioattivi equamente distribuiti (intesi come concentrazione di radionuclidi);
- i 48 moduli presenti in ogni piano della cella sono approssimabili ad un unico modulo, in cui le scorie sono uniformemente distribuite (pertanto si otterrà una serie di cinque moduli, posizionati uno sull'altro e delimitati superiormente dal suolo di copertura, dalla copertura dell'edificio esterno, dalla copertura della cella e inferiormente dalla base dell'edificio esterno e dalla base della cella);
- la struttura di ciascun modulo, sarà modellata attraverso un *sub-model*;
- l'azione delle barriere in serie rappresentate dal suolo di copertura, dal tetto dell'edificio di contenimento, dal coperchio della cella e dal coperchio del modulo, è rappresentata da un rateo di infiltrazione delle acque di precipitazione e infiltrazione superficiale, che varierà nel tempo in base al degrado delle strutture.

La lisciviazione all'interno dei moduli del deposito fa riferimento ad un deposito completamente saturo in acqua, che pare essere un'assunzione poco realistica, ma comunque molto cautelativa, visto che aumenta la migrazione dei radionuclidi verso l'esterno.

La valutazione delle dosi al gruppo critico di riferimento (popolazione con età superiore a 17 anni) è stata effettuata mediante il calcolo della dose efficace da ingestione di acqua potabile, prelevata dall'acquifero ghiaioso rappresentato dal sottomodello E. I calcoli sono stati effettuati, in via del tutto cautelativa, utilizzando le concentrazioni dei radionuclidi del compartimento E_g, cioè l'ultimo compartimento accettore del trasporto di massa di tutto il sistema modellato. Per il calcolo si è applicata la seguente formula:

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 067	0	L	27	62

$$D = C_i \cdot W_{ing} \cdot F_{ing} \quad (11)$$

dove


- D , dose [Sv/y],
- C_i , concentrazione del radionuclide i -esimo [Bq/m³],
- W_{ing} , la quantità di acqua che un uomo in media ingerisce in un anno, pari a circa 2 l/g, cioè 0,73 m³/y,
- F_{ing} , il fattore di conversione della dose per ingestione [Sv/Bq].

I valori di F_{ing} sono stati reperiti in bibliografia [18], [19] e sono riportati nella Tabella 11.

La dose totale è stata valutata mediante sommatoria delle dosi da ingestione riferite ai singoli radionuclidi. Non sono state effettuate ulteriori valutazioni sulle dosi da irraggiamento e inalazione. Viste tutte le assunzioni cautelative definite nella simulazione, è verosimile che per le sole dosi da ingestione qui calcolate, i risultati siano sovrastimati rispetto all'eventuale realtà derivante dalla realizzazione ed esercizio del deposito, a parità di condizioni.

Tabella 11. Fattori di conversione per il calcolo di dose [18].

<i>Radionuclide</i>	<i>Fattore di conversione (Sv/Bq)</i>	<i>Radionuclide</i>	<i>Fattore di conversione (Sv/Bq)</i>
Ni_63	1,5E-10	Zr_93	1,1E-09
Co_60	3,4E-09	Cm_244	1,2E-07
H_3	1,8E-11	Pu_240	2,5E-07
C_14	5,8E-10	U_236	4,6E-08
Sm_151	9,8E-11	Th_232	2,2E-07
Fe_55	3,3E-10	Ac_228	4,3E-10
Nb_93m	1,2E-10	Ra_228	6,7E-07
Ca_45	7,1E-10	Th_228	7E-08
Cd_109	2E-09	Pu_239	2,5E-07
Eu_155	3,2E-10	U_235	4,7E-08
Ba_133	1E-09	Pa_231	7,1E-07
Kr_85	0	Th_231	3,4E-10
Na_22	3,2E-09	Ac_227	1,1E-06
Tc_99	6,4E-10	Pu_238	2,3E-07
Cl_36	9,3E-10	U_234	4,8E-08
Cs_135	2E-09	Th_230	2,1E-07
K_40	6,2E-09	Ra_226	2,8E-07
Cs_137	1,3E-08	Pu_242	2,4E-07
Sr_90	2,8E-08	U_238	4,5E-08
Pu_241	4,7E-09	Th_234	3,4E-09
Am_241	2E-07	Ni_59	6,3E-11
Np_237	1,1E-07	Eu_154	2E-09
Pa_233	8,7E-10	Cs_134	1,9E-08
U_233	5E-08	Ag_108m	2,3E-09
Th_229	4,8E-07	Ce_144	5,2E-09
Eu_152	1,4E-09	I_129	1,1E-07
Gd_152	4,1E-08		
Sm_148	4,9E-08		
Nd_144	1,1E-09		
Pm_147	2,6E-10		
Sm_147	4,9E-08		

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 067	0	L	29	62

4.2. Caratteristiche degli scenari simulati e tempi di simulazione

L'applicazione del codice Amber prevede la definizione dettagliata dello scenario in cui ambientare la simulazione, nonché i tempi di simulazione, con eventuali step intermedi in cui apportare variazioni ai parametri di input. Si sono ipotizzati tre diversi scenari evolutivi, tutti della durata di 3000 anni, realizzati intervenendo sui parametri che caratterizzano i compartimenti del near field e del far field.

4.2.1. Scenario base (1)


Tenendo conto delle indicazioni derivanti dalla specifica bibliografia italiana [8] e internazionale, si è presupposto che il controllo istituzionale sul deposito dopo la chiusura continui per circa 300 anni (caso italiano), in cui si dovrà provvedere alla manutenzione e gestione del deposito stesso; in questo lasso di tempo le barriere ingegneristiche dovrebbero espletare integralmente la loro funzione, senza degradarsi. Nonostante le assunzioni di cui al precedente paragrafo, si è provveduto a considerare una parziale degradazione del cemento armato, che costituisce la barriera strutturale primaria del deposito, mediante un aumento della permeabilità, della porosità e una diminuzione dei coefficienti di distribuzione dei singoli radionuclidi, a partire da 100 anni dopo la sua chiusura. In questo modo è stato possibile effettuare una modellazione estremamente cautelativa. La degradazione tende quindi ad aumentare dopo la fine del controllo istituzionale ($t > 300$ anni).

4.2.2. Scenario 2

Il secondo scenario è pari allo scenario base precedentemente descritto, ma con un notevole peggioramento delle caratteristiche delle barriere ingegneristiche dopo 300 anni, che induce l'annullamento dei coefficienti di distribuzione ($k_d=0$); questo, sebbene poco realistico e quindi estremamente cautelativo, vuole evidenziare l'evoluzione della migrazione dei radionuclidi in caso di fenomeni di trasporto senza ritenzione chimica (cattura) degli inquinanti nella matrice porosa.

4.2.3. Scenario 3

Il terzo scenario non rappresenta un'evoluzione futura del sistema differente rispetto a quanto visto in precedenza; bensì, descrive una situazione geologica diversa, con un deposito inserito in un contesto più permeabile e poroso per quanto riguarda i terreni incassanti, che quindi favoriscono maggiormente la migrazione dei radionuclidi. E' simile allo scenario base, ma con una riduzione delle caratteristiche di isolamento offerta dalle barriere naturali (argille e silt dei sottomodelli A, B e D), mediante aumento dei parametri idrogeologici di permeabilità, porosità efficace e totale (Appendice 2). Si è voluto quindi simulare

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS – LP2 - 067	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 30	di 62
---	--	-----------	---------------	------------	----------

uno scenario in cui le caratteristiche dei terreni ospitanti l'infrastruttura non costituiscano un isolamento così efficace alla migrazione dei radionuclidi. In questo scenario non sono stati modificati i parametri idrogeologici per le ghiaie, in cui si sviluppa un acquifero ed in cui i parametri favoriscono già un consistente trasferimento advettivo.

4.3. Risultati delle simulazioni

I risultati delle simulazioni devono essere considerati nell'ambito delle approssimazioni inevitabili che sono state precedentemente descritte e quindi possono essere oggetto di successive modifiche ed integrazioni, in lavori futuri. Le sorgenti di incertezza sui risultati dovrebbero essere meglio conosciute e approfondite, per poter essere gestite al meglio, valutando quelle che possono realmente incidere sulla bontà delle valutazioni da quelle che non hanno un peso sensibile sulle stesse. Questi aspetti però vanno considerati nell'insieme di un lavoro di maggiore dettaglio, che presuppone la raccolta di dati sito-specifici e maggiormente precisi sulla struttura del deposito. Un'analisi di sensitività delle variazioni dei parametri di input nel modello fornirebbe indicazioni validissime su quei fattori che andrebbero indagati *in-situ* con un maggior impiego di risorse, vista la loro capacità di incidere sui risultati e quindi vista la loro importanza sulle valutazioni finali. Proprio in tale ottica le attività propedeutiche alla realizzazione del deposito risultano importanti per guidare la caratterizzazione del sito e la progettazione del Parco Tecnologico.

La presentazione dei risultati è stata effettuata tenendo conto delle concentrazioni nel sotto modello E finale, cioè l'ultimo della catena del trasporto di massa, rappresentata nel sistema; sono state quindi riportate le dosi efficaci da ingestione di acqua potabile per il gruppo critico, rappresentato dalla popolazione con età superiore ai 17 anni. Tutti i risultati derivano, come già più volte espresso, da un approccio estremamente cautelativo, che quindi, con tutta probabilità, fornisce una sovrastima delle concentrazioni e delle dosi calcolate.

Tabella 12. Dose da ingestione (Sv/y) calcolata per i tre differenti scenari di simulazione.

y	Scenario 1	Scenario 2	Scenario 3	y	Scenario 1	Scenario 2	Scenario 3
0,00	4,18E-36	0,00E+00	4,18E-36	1102,67	1,89E-05	9,28E-05	2,25E-05
1,00	4,18E-36	2,54E-08	4,18E-36	1163,88	2,52E-05	1,08E-04	2,99E-05
62,20	4,18E-36	4,86E-06	4,18E-36	1225,08	3,14E-05	1,20E-04	3,71E-05
123,41	4,18E-36	1,56E-06	4,18E-36	1286,29	3,75E-05	1,30E-04	4,41E-05
184,61	4,18E-36	9,88E-07	4,18E-36	1347,49	4,33E-05	1,38E-04	5,09E-05
245,82	4,18E-36	5,12E-07	4,18E-36	1408,69	4,90E-05	1,45E-04	5,74E-05
250,00	4,18E-36	4,86E-07	4,18E-36	1469,90	5,44E-05	1,50E-04	6,36E-05
260,00	4,18E-36	4,29E-07	4,18E-36	1531,10	5,97E-05	1,55E-04	6,97E-05
270,00	4,18E-36	3,79E-07	4,18E-36	1592,31	6,48E-05	1,58E-04	7,55E-05
280,00	4,18E-36	3,34E-07	4,18E-36	1653,51	6,97E-05	1,61E-04	8,12E-05
285,00	4,18E-36	3,14E-07	4,18E-36	1714,71	7,45E-05	1,64E-04	8,66E-05
290,00	4,18E-36	2,95E-07	4,18E-36	1775,92	7,92E-05	1,66E-04	9,19E-05
295,00	4,18E-36	2,78E-07	4,18E-36	1837,12	8,37E-05	1,68E-04	9,71E-05
297,00	4,18E-36	2,71E-07	4,18E-36	1898,33	8,81E-05	1,69E-04	1,02E-04
299,00	4,18E-36	2,64E-07	4,18E-36	1959,53	9,23E-05	1,70E-04	1,07E-04
300,00	2,71E-07	2,61E-07	3,23E-07	2020,73	9,65E-05	1,71E-04	1,11E-04
301,00	2,69E-07	2,81E-07	3,21E-07	2081,94	1,00E-04	1,72E-04	1,16E-04
303,00	2,68E-07	3,31E-07	3,20E-07	2143,14	1,04E-04	1,73E-04	1,20E-04
305,00	2,67E-07	4,07E-07	3,18E-07	2204,35	1,08E-04	1,74E-04	1,25E-04
307,02	2,66E-07	5,31E-07	3,17E-07	2265,55	1,12E-04	1,74E-04	1,29E-04
310,00	2,64E-07	7,94E-07	3,15E-07	2326,76	1,15E-04	1,75E-04	1,33E-04
315,00	2,64E-07	1,34E-06	3,16E-07	2387,96	1,19E-04	1,75E-04	1,37E-04
320,00	2,67E-07	1,91E-06	3,20E-07	2449,16	1,22E-04	1,76E-04	1,40E-04
330,00	2,82E-07	3,00E-06	3,39E-07	2510,37	1,25E-04	1,76E-04	1,44E-04
340,00	3,08E-07	3,99E-06	3,70E-07	2571,57	1,28E-04	1,76E-04	1,47E-04
350,00	3,42E-07	4,92E-06	4,11E-07	2632,78	1,31E-04	1,77E-04	1,51E-04
368,22	4,23E-07	6,55E-06	5,08E-07	2693,98	1,34E-04	1,77E-04	1,54E-04
429,43	8,54E-07	1,22E-05	1,03E-06	2755,18	1,37E-04	1,77E-04	1,57E-04
490,63	1,51E-06	1,83E-05	1,81E-06	2816,39	1,40E-04	1,78E-04	1,60E-04
551,84	2,33E-06	2,48E-05	2,80E-06	2877,59	1,42E-04	1,78E-04	1,63E-04
613,04	3,26E-06	3,12E-05	3,92E-06	2938,80	1,45E-04	1,78E-04	1,66E-04
674,25	4,25E-06	3,75E-05	5,09E-06	3000,00	1,47E-04	1,78E-04	1,68E-04
735,45	5,28E-06	4,35E-05	6,30E-06				
796,65	6,32E-06	4,92E-05	7,53E-06				
857,86	7,39E-06	5,47E-05	8,78E-06				
919,06	8,48E-06	5,98E-05	1,01E-05				
980,27	9,61E-06	6,46E-05	1,14E-05				
1041,47	1,30E-05	7,57E-05	1,54E-05				

Il grafico di Figura 8, riferito alle condizioni dei tre scenari simulati, illustra come le dosi da ingestione, riferite al totale dei radionuclidi, calcolate per il gruppo critico della popolazione che assume quotidianamente 2 litri di acqua, non eccede il valore di 0,85 mS/y per il periodo di simulazione. L'aumento del valore di dose è evidente a partire da $t=1000$ y in tutti e tre i casi, quando la degradazione delle barriere è ormai molto pronunciata, nonostante il fenomeno inizi già a partire da $t=100$ y.

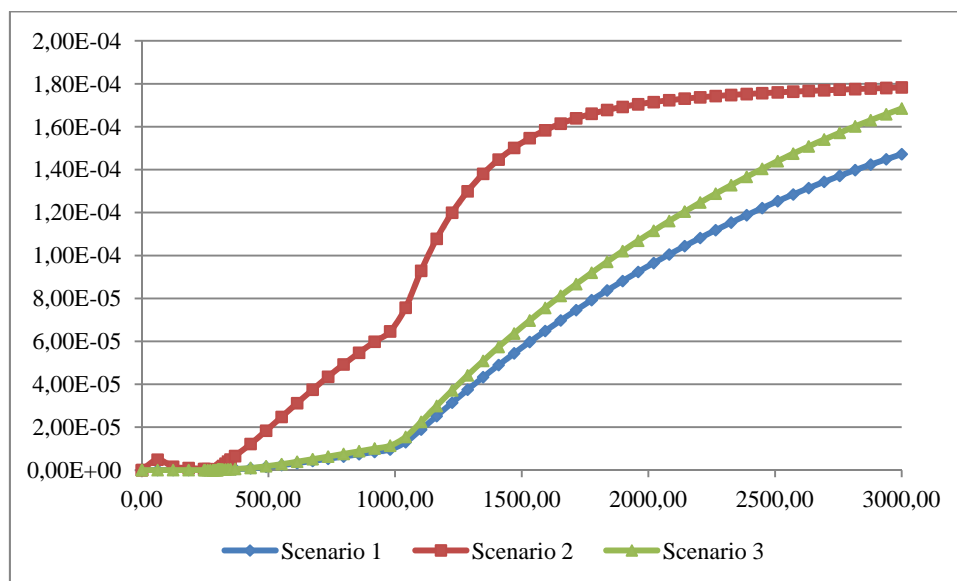


Figura 8. Dose totale da ingestione (Sv/y) di acqua proveniente dall'acquifero ghiaioso (sottomodello E) per i tre scenari considerati.

Lo scenario 2 risulta quello peggiore in termini di esposizione, visto l'anticipo, rispetto agli altri due scenari, in cui la dose raggiunge valori più elevati. Gli scenari 1 e 3 sono analoghi: l'aumento dei valori di porosità e permeabilità, per simulare una ridotta capacità contenitiva della barriera geologica, non incide in modo sensibile sull'output.

Nei primi trecento anni dopo la chiusura del deposito, la dose è in gran parte dovuta all'effetto di Cs-137 e Sr-90, che incidono per più del 80% sulla dose totale a 300 anni, con particolare riferimento al primo radionuclide, come si può appurare dalla Tabella 13.

Per quanto riguarda le concentrazioni (Bq/m^3) dei radionuclidi, la maggior parte di quelli inseriti nell'inventario della simulazione a $t=0$ y hanno valori trascurabili, per il loro brevissimo tempo di decadimento e per la concentrazione iniziale già notevolmente ridotta.

Tabella 13. Principali radionuclidi che contribuiscono alla dose totale calcolata per lo scenario 1.

	Scenario 1	Dose (Sv/y)	Dose Totale (Sv/y)
300 anni	Cs-137	$1,6 \times 10^{-7}$	$2,7 \times 10^{-7}$
	Sr-90	$7,0 \times 10^{-8}$	
3000 anni	U-234	$2,0 \times 10^{-6}$	$1,3 \times 10^{-5}$
	Np-237	$3,4 \times 10^{-7}$	
	C-14	$6,1 \times 10^{-7}$	
	Ni-63	$2,1 \times 10^{-6}$	
1000 anni	I-129	$2,5 \times 10^{-5}$	$1,5 \times 10^{-4}$
	U-234	$5,0 \times 10^{-5}$	
	Np-237	$9,7 \times 10^{-6}$	
	Ni-63	$2,2 \times 10^{-5}$	

Le considerazioni di seguito riportate si riferiscono al sotto modello E, quindi comprensivo di tutti i compartimenti presenti. I radionuclidi con le maggiori concentrazioni all'interno del compartimento sono Ni-63 e C-14, confrontabili anche come ordine di grandezza (Figura 9).

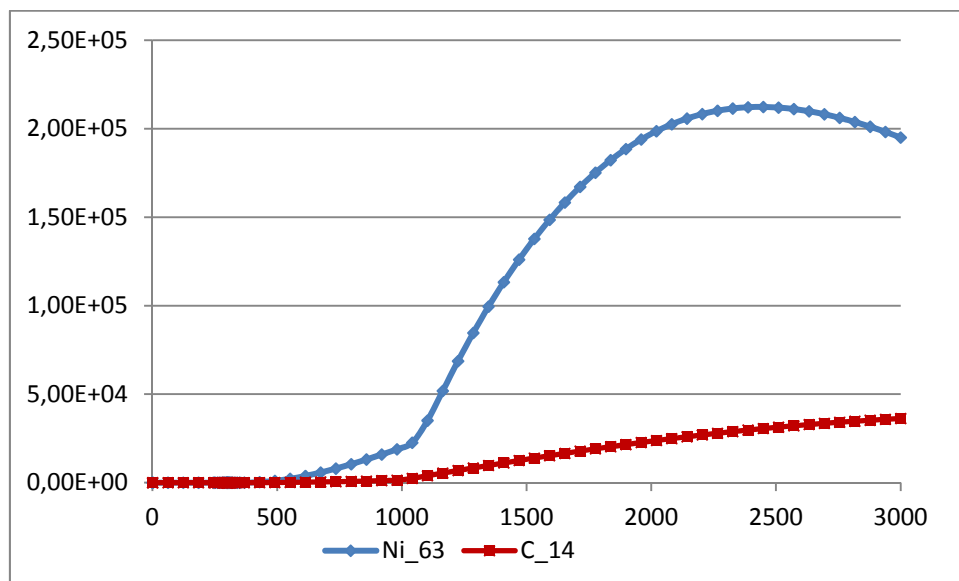


Figura 9. Concentrazione (Bq/m3) di Ni-63 e C-14 nel sottomodello E per lo scenario 1.

Nello scenario 1 si può evidenziare un brusco aumento delle concentrazioni dopo 1000 anni, in seguito alla forte degradazione delle barriere ingegneristiche. Nello scenario 2 la maggiore degradazione delle barriere ingegneristiche ($k_d=0$ a $t>300$ y), rispetto al precedente, incide fortemente sulle concentrazioni di Ni-63, che raggiunge il suo massimo (1,5 volte più elevato rispetto a quanto raggiunto nello scenario 1) dopo circa 1900 anni dall'inizio della simulazione (Figura 10); nello scenario 1 il picco di concentrazione per il Ni-63 veniva raggiunto dopo circa 2450 anni. Il C-14 aumenta sensibilmente la sua concentrazione già a partire da 500 anni dopo l'inizio della simulazione.

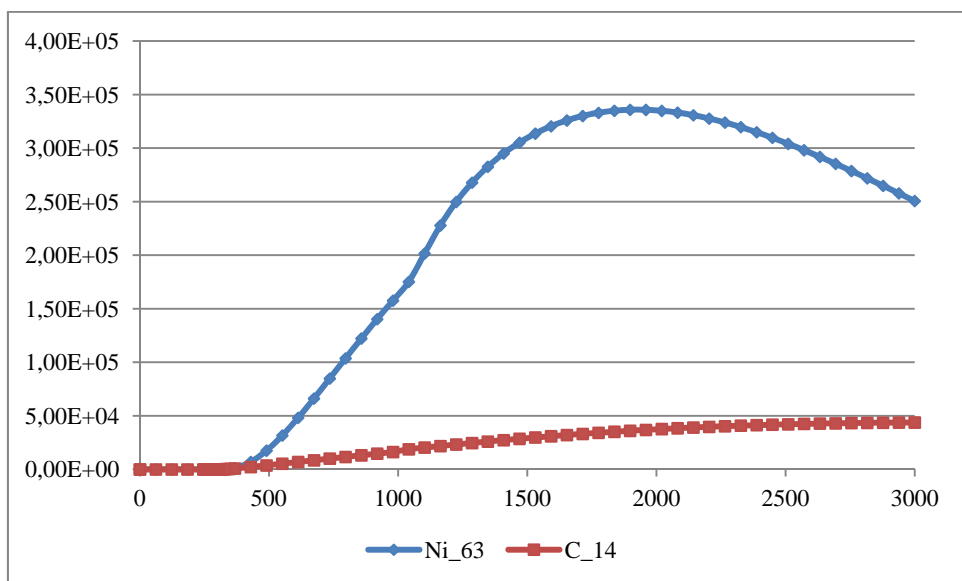


Figura 10. Concentrazione (Bq/m³) di Ni-63 e C-14 nel sottomodulo E per lo scenario 2.

Lo scenario 3 evidenzia invece un andamento del tutto analogo a quanto esaminato nello scenario 1, ma con valori di picco più elevati in particolare per il Ni-63 (Figura 11).

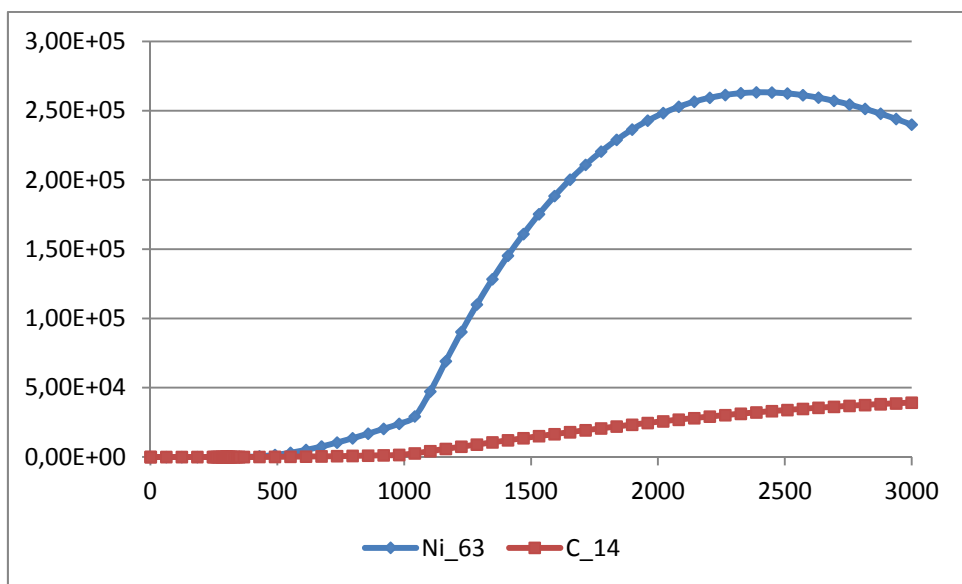


Figura 11. Concentrazione (Bq/m³) di Ni-63 e C-14 nel sottomodulo E per lo scenario 3.

Concentrazioni analoghe a quanto visto per nichel e carbonio si raggiungono con il trizio, che però si riducono nel breve termine per via dell'emivita di questa specie, pari a 12,3 anni (Figura 12). I risultati per gli scenari 2 e 3 sono uguali al precedente.

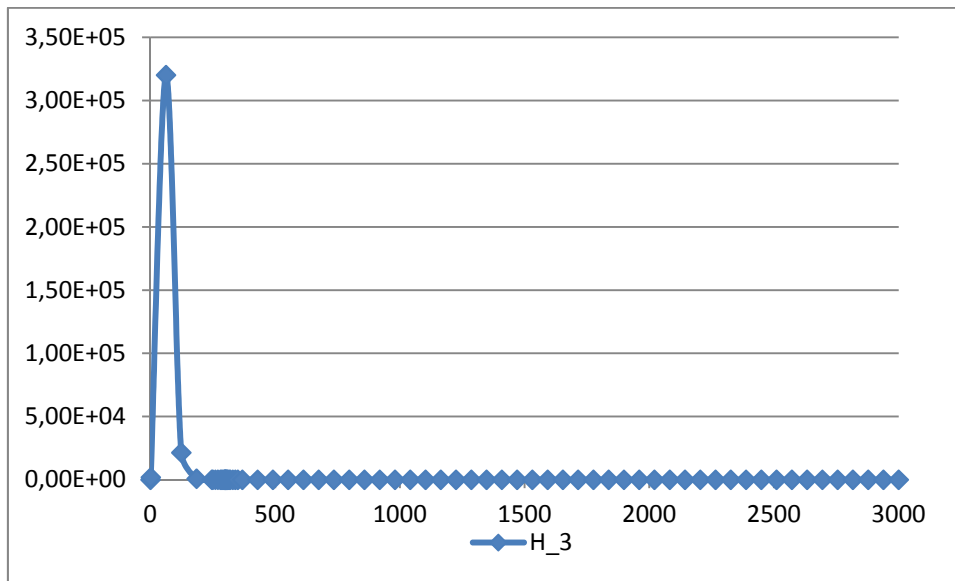


Figura 12. Concentrazione (Bq/m3) di H-3 nel sottomodulo E per lo scenario 1.

Valori di concentrazione risultanti, che perdurano nel tempo all'interno delle matrici ambientali a causa del tempo di decadimento elevato (2×10^5 anni), sono quelle riferite a Tc-99 e a U-234 (Figura 13). Visti i valori di conversione (fattori di dose) il loro impatto sulla dose finale è comunque ridotto.

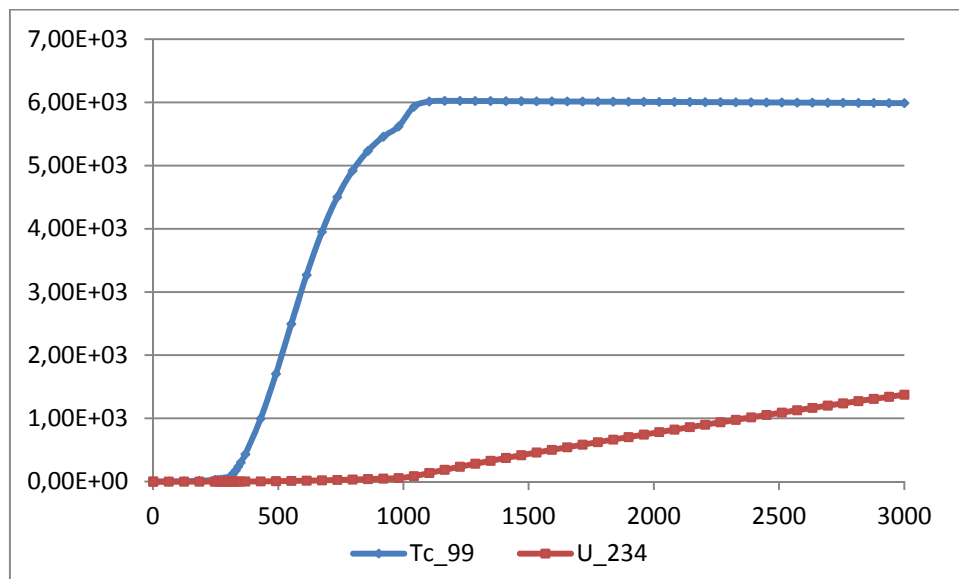


Figura 13. Concentrazione (Bq/m3) di Tc-99 e U-234 nel sottomodulo E per lo scenario 1.

Lo scenario 2 presenta condizioni del tutto analoghe a quelle dello scenario 1 per Tc-99 e U-234, mentre lo scenario 3 presenta solo un aumento nel loro picco di concentrazione, particolarmente evidente per il Tc-99 (Figura 14).

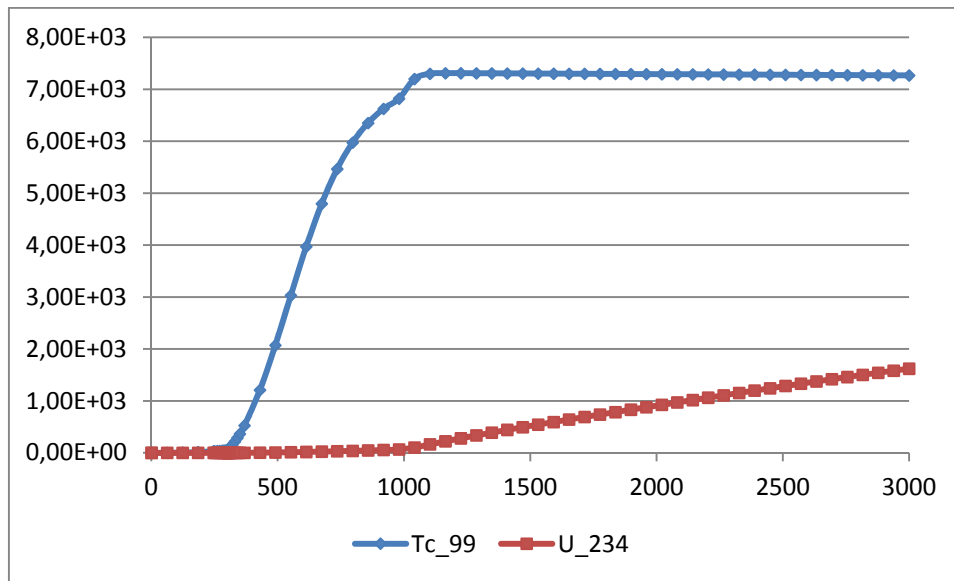


Figura 14. Concentrazione (Bq/m3) di Tc-99 e U-234 nel sottomodello E per lo scenario 3.

I livelli di concentrazione maggiore per Cs-137 e Sr-90 sono centrati in un intorno di cento anni dopo la chiusura del deposito. I due radionuclidi sono ovviamente confrontabili per tempo di dimezzamento, anche se il cesio-137 presenta concentrazioni più elevate (Figura 15).

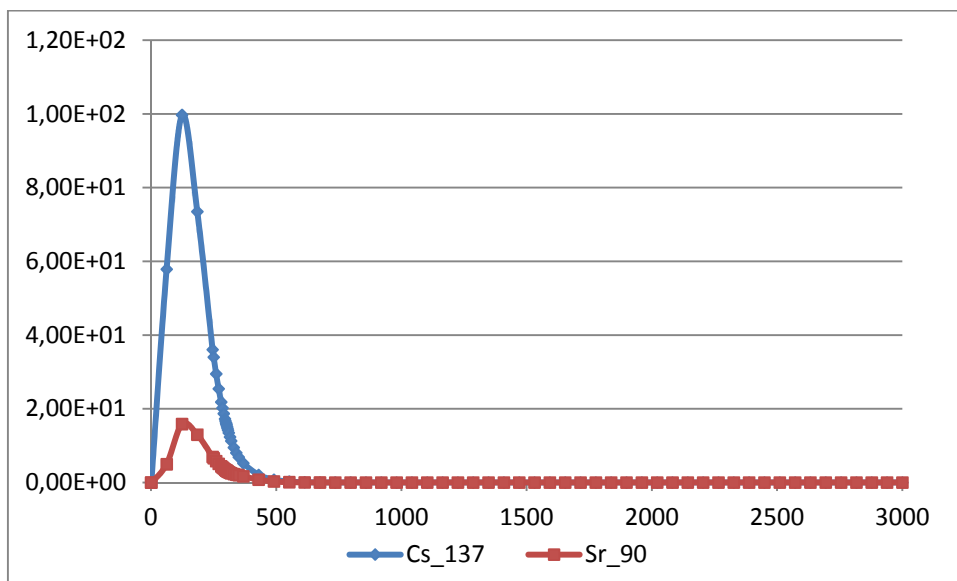


Figura 15. Concentrazione (Bq/m3) di Cs-137 e Sr-90 nel sotto-modello E per lo scenario 1.

Nello scenario 3 l'andamento è del tutto analogo, con concentrazioni che raggiungono valori leggermente maggiori in un intorno di 120 anni dopo l'inizio della simulazione (Figura 16).

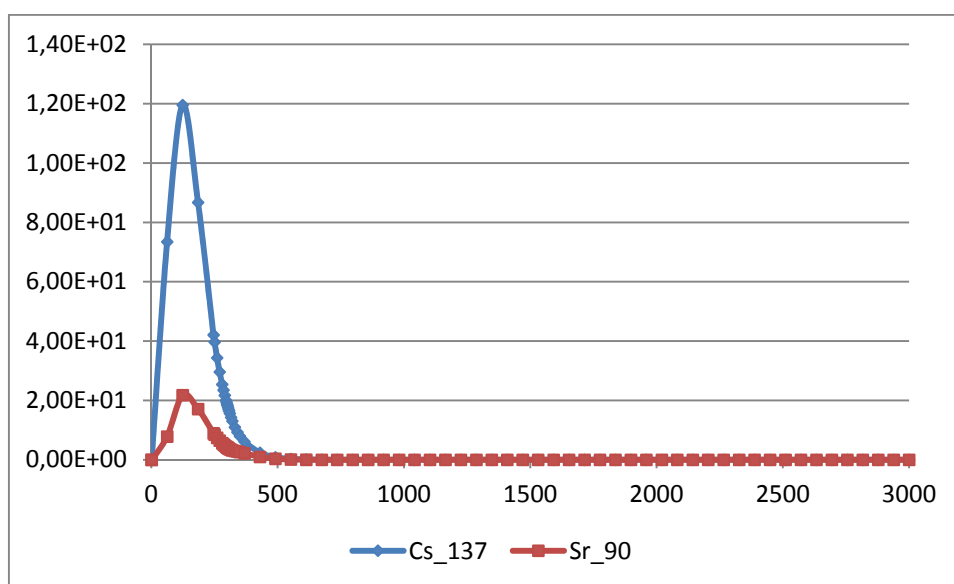



Figura 16. Concentrazione (Bq/m³) di Cs-137 e Sr-90 nel sotto-modello E per lo scenario 3.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS – LP2 - 067	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 38	di 62
--	--	-----------	---------------	------------	----------

5. Conclusioni

La simulazione della migrazione di radionuclidi nelle matrici ambientali, provenienti da un deposito superficiale di rifiuti radioattivi di seconda categoria, sono di primaria importanza nelle attività propedeutiche alla progettazione e realizzazione del deposito stesso; tali attività si inquadrano nell'ambito del safety assessment dell'infrastruttura utilizzato a livello internazionale per verificare l'affidabilità di questa tipologia di smaltimento. L'attività modellistica permette di comprendere a priori l'interazione degli inquinanti con le matrici ambientali e quindi i conseguenti effetti negativi sull'ambiente e sulla popolazione, in quest'ultimo caso nei termini di dose radiologica efficace assorbita da un gruppo critico di riferimento. Per poter ottenere utili e dettagliate indicazioni da questa tipologia di indagini, è però fondamentale disporre di dati e informazioni precise, circa l'ingegneria del deposito e le caratteristiche del sito in cui questo verrà ubicato.


Le simulazioni condotte nel presente lavoro si basano in gran parte su dati derivanti dalla bibliografia tecnica di settore e sulle bozze progettuali del futuro deposito superficiale italiano. Per tale ragione i risultati sono da considerare tenendo conto delle approssimazioni adottate. Il lavoro svolto, più che fornire considerazioni assolute e precise sulla dinamica quali-quantitativa degli inquinanti che possono fuoriuscire dal deposito italiano, ha avuto come obiettivo quello di affinare le tecniche modellistiche già adottate nei lavori precedenti, nonché predisporre un modello concettuale elastico e riutilizzabile del sistema deposito-ambiente esterno, al fine di poterlo implementare quando saranno disponibili dati sito-specifici più dettagliati.

I risultati della modellazione evidenziano che le dosi annuali da ingestione sono molto contenute nei tremila anni considerati nella simulazione, inferiori a 0,18 mSv/anno. Questo in tutti e tre gli scenari simulati. Anche le concentrazioni dei radionuclidi sono contenute, soprattutto se considerate all'interno di un acquifero sotterraneo (sotto modello E), che è stato scelto come recettore finale degli inquinanti che migrano dal deposito. I valori infatti non superano mai $3,5 \times 10^5$ Bq/m³.

Nell'ottica delle iterazioni per un continuo perfezionamento delle attività modellistiche di questo settore, la simulazione effettuata evidenzia la possibilità di adottare in futuro un approccio indirizzato maggiormente a valutare, tramite analisi di sensitività, l'effetto quantitativo della variazione dei valori di certi parametri di input sui risultati finali, quantificandone l'importanza.

Riferimenti bibliografici

1. Ferrucci B., Levizzari R., 2011. *Utilizzo del codice AMBER per la simulazione del rilascio nel sottosuolo di ¹⁴C, ¹³⁷Cs e ²³⁴U da un deposito superficiale di rifiuti radioattivi*. Report RdS/2011/128, ENEA, MSE, 2011.
2. Nordman H., Vieno T., 1999. *Safety assessment of spent fuel disposal in Hastholmen, Kivetty, Olkiluoto and Romuvaara, TILA-99*, POSIVA Report 99-07, POSIVA-VTT Energy, March 1999.
3. Avis J., Gierszewski P., Calder N., D'Andrea N., Garisto F., Kitson C., Melnyk T., Wei K., Wojciechowski L., 2003. *Third case study – Postclosure safety assessment*, Ontario Power Generation, Report N. 06819-REP-01200-10109-R00, March 2004.
4. Quintessa Ltd., 2009. *AMBER 5.3, Examples, user and reference, Quintessa Ltd. report QE-AMBER-M2, Version 5.3*, Henley-on-Thames, UK.
5. Quintessa Ltd., 2009a. *AMBER 5.3, Getting started, Quintessa Ltd. report QE-AMBER-2, Version 5.3*, Henley-on-Thames, UK.
6. Quintessa Ltd., 2009b. *AMBER 5.3 Reference Guide, Quintessa Ltd. report QE-AMBER-1, Version 5.3*, Henley-on-Thames, UK.
7. QuantiSci, 1997. *Preliminary feasibility assessment for near surface engineered LLW repositories at two sites*. Final Report to ENEA.
8. Politecnico di Milano, ENEA, 2001. *Contratto di ricerca ENEA–Task Force Sito - Dipartimento di Ingegneria Nucleare, Politecnico di Milano n. Pratica 2000/39644/81. Definizione e individuazione dei principali processi chimici e fisici che regolano la diffusione e il trasporto dei radionuclidi attraverso le barriere artificiali di un deposito definitivo di rifiuti radioattivi. Sviluppo di un modello stocastico e di un codice Monte Carlo. Sviluppo di un modello stocastico e sua implementazione in un codice Monte Carlo. Relazione finale*. Marzo 2001.
9. IAEA, 2004. *Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities. Results of a coordinated Research Project (CRP). Volume 1 Review and enhancement of safety assessment approaches and tools*. International Atomic Energy Agency, Vienna, 2004.
10. Capone M., Cherubini N., Dodaro A., Falconi L., 2011. *Revisione critica dell'inventario nazionale dei rifiuti radioattivi ai fini dello smaltimento – Anno 2011*, Report RdS/2011/87, ENEA, 2011.
11. Capone M., Cherubini N., Dodaro A., Falconi L., 2010. *Revisione critica dell'inventario nazionale dei rifiuti radioattivi ai fini dello smaltimento – Anno 2010*, NNFISS-LP4-014, ENEA, 2010.
12. Zio E., Cadini F., De Sanctis J., Avram D., Cherubini A., 2011. *Modellazione dei fenomeni di dispersione di contaminanti attraverso le barriere protettive di un deposito di rifiuti radioattivi e metodologia di analisi probabilistica del rischio associato alla costruzione ed operazione del deposito stesso – Fase 2: Definizione del Caso Studio*, Report RdS/2011/116, ENEA, 2011.
13. Maul R.P., Robinson C.P., 2002. *Exploration of important issues for the safety of SFR 1 using performance assessment calculations*, SKI Report 02:62, 2002.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS – LP2 - 067	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 40	di 62
---	--	-----------	---------------	------------	----------

14. Philipose K.E., Feldman R.F., Beaudoin J.J., 1990. *Qualifying concrete for a low-level waste repository*, Waste Mangement '90: Proceedings of the symposium on waste management, Tucson, AZ, USA, 1990-02-25.
15. Thomson G., Miller B., 2005. *SFRI-Post closure radionuclide release and dose calculations'*- Enviro Consulting Ltd., SKB Report R-05-81, December 2005.
16. Svensk Kärnbränslehantering AB, 2001. *Compilation of data for radionuclide transport analysis*, Project SAFE, R-01-14, November 2001.
17. Höglund L.O., 2001. *Project SAFE – Modelling of long-term concrete degradation processes in the Swedish SFR repository*, SKB Report R-01-08, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co, Stockholm, 2001.
18. IAEA, 1996. *International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources*, Safety Series No. 115, International Atomic Energy Agency, Vienna, 1996.
19. ICRP 72, 1995. *Age-dependent Doses to the Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Coefficients*.

Appendice 1

Tabella A-1. 1. Parametri di input per il far field utilizzati nel modello Amber

	Compartimento	Lunghezza [m]	Larghezza [m]	Spessore [m]	K [m/y]	Gradiente [-]	Por. tot. [-]	Por. eff. [-]	Densità [kg/m ³]	Dispersività idrocin. [m ² /y]	Distanza media [m]
<i>Sottomodello A</i> <i>argille siltose</i>	A_a	200	200	1	3,15E-04	0,005	0,5	0,08	2500	2100	1
	A_b	200	200	1	3,15E-04	0,005	0,5	0,08	2500	2100	1
	A_c	200	200	1	3,15E-04	0,005	0,5	0,08	2500	2100	0,75
<i>Sottomodello B</i> <i>silt argillosi</i>	B_a	200	200	0,5	3,15E-03	0,002	0,55	0,1	2300	2100	0,75
	B_b	200	200	1	3,15E-03	0,002	0,55	0,1	2300	2100	1
	B_c	200	200	1	3,15E-03	0,002	0,55	0,1	2300	2100	1
<i>Sottomodello C</i> <i>ghiaie</i>	C_a	200	200	1	3,15E+02	0,05	0,35	0,25	1800	2300	1
	C_b	200	200	1	3,15E+02	0,05	0,35	0,25	1800	2300	1
	C_c	200	200	1	3,15E+02	0,05	0,35	0,25	1800	2300	1
	C_d	200	200	1	3,15E+02	0,05	0,35	0,25	1800	2300	1
	C_e	200	200	1	3,15E+02	0,05	0,35	0,25	1800	2300	1
<i>Sottomodello D</i> <i>argille siltose</i>	D_a	200	200	1	3,15E-04	0,005	0,5	0,08	2500	2100	1
	D_b	200	200	1	3,15E-04	0,005	0,5	0,08	2500	2100	1
	D_c	200	200	1	3,15E-04	0,005	0,5	0,08	2500	2100	1
	D_d	200	200	1	3,15E-04	0,005	0,5	0,08	2500	2100	1
	D_e	200	200	1	3,15E-04	0,005	0,5	0,08	2500	2100	1
	D_f	200	200	1	3,15E-04	0,005	0,5	0,08	2500	2100	1
	D_g	200	200	1	3,15E-04	0,005	0,5	0,08	2500	2100	1
	D_h	200	200	1	3,15E-04	0,005	0,5	0,08	2500	2100	1
	D_i	200	200	1	3,15E-04	0,005	0,5	0,08	2500	2100	1
D_l	200	200	1	3,15E-04	0,005	0,5	0,08	2500	2100	0,75	
<i>Sottomodello E</i> <i>ghiaie</i>	E_a	200	200	0,5	3,15E+02	0,05	0,35	0,25	1800	2300	0,75
	E_b	200	200	1	3,15E+02	0,05	0,35	0,25	1800	2300	1
	E_c	200	200	1	3,15E+02	0,05	0,35	0,25	1800	2300	1
	E_d	200	200	1	3,15E+02	0,05	0,35	0,25	1800	2300	1
	E_e	200	200	1	3,15E+02	0,05	0,35	0,25	1800	2300	1
	E_f	200	200	1	3,15E+02	0,05	0,35	0,25	1800	2300	1
	E_g	200	200	1	3,15E+02	0,05	0,35	0,25	1800	2300	1

Appendice 2

Tabella A-2. 1. Variazione permeabilità [m/y] dei compartimenti del far field nei diversi scenari simulati

	<i>Argille siltose - Sottomodelli A e D</i>	<i>Silt argillosi - Sotto-modello B</i>
<i>Scenario 1</i>	3,15E-4	3,15E-3
<i>Scenario 2</i>	3,15E-4	3,15E-3
<i>Scenario 3</i>	3,15E-3	3,15E-2

Tabella A-2. 2. Variazione porosità efficace [-] dei compartimenti del far field nei diversi scenari simulati

	<i>Argille siltose - Sottomodelli A e D</i>	<i>Silt argillosi - Sotto-modello B</i>
<i>Scenario 1</i>	0,08	0,10
<i>Scenario 2</i>	0,08	0,10
<i>Scenario 3</i>	0,10	0,12

Tabella A-2. 3. Variazione porosità totale [-] dei compartimenti del far field nei diversi scenari simulati

	<i>Argille siltose - Sottomodelli A e D</i>	<i>Silt argillosi - Sotto-modello B</i>
<i>Scenario 1</i>	0,50	0,55
<i>Scenario 2</i>	0,50	0,55
<i>Scenario 3</i>	0,52	0,57

Appendice 3

Tabella A-3. 1. Concentrazione di radioattività (Bq/m^3) dei singoli radionuclidi all'interno del sottomodulo E per lo scenario 1 (continua).

<i>t</i> (anni)	Ni 63	Co 60	H 3	C 14	Sm 151	Fe 55	Nb 93m	Ca 45	Cd 109	Eu 155	Ba 133	Kr 85	Na 22
123	8,2E-03	3,0E-10	2,1E+04	8,4E-05	9,9E-08	6,8E-22	1,2E-19	1,8E-16	1,1E-36	2,7E-26	2,2E-14	2,5E-03	9,6E-24
250	3,1E-01	5,1E-16	2,3E+01	7,2E-04	5,2E-06	1,2E-33	5,5E-16	1,9E-23	0,0E+00	9,9E-32	2,7E-16	9,6E-07	3,3E-37
260	3,7E-01	1,6E-16	1,3E+01	8,1E-04	6,2E-06	1,2E-34	8,3E-16	4,7E-24	0,0E+00	3,1E-32	1,7E-16	5,1E-07	2,7E-38
270	4,5E-01	5,2E-17	7,6E+00	9,1E-04	7,3E-06	1,3E-35	1,2E-15	1,2E-24	0,0E+00	9,6E-33	1,1E-16	2,7E-07	2,1E-39
280	5,3E-01	1,6E-17	4,3E+00	1,0E-03	8,5E-06	1,3E-36	1,7E-15	2,9E-25	0,0E+00	3,0E-33	6,8E-17	1,4E-07	1,6E-40
285	5,7E-01	9,2E-18	3,3E+00	1,1E-03	9,1E-06	3,9E-37	2,1E-15	1,5E-25	0,0E+00	1,6E-33	5,4E-17	1,0E-07	4,6E-41
290	6,2E-01	5,1E-18	2,5E+00	1,1E-03	9,7E-06	1,2E-37	2,5E-15	7,2E-26	0,0E+00	9,0E-34	4,2E-17	7,4E-08	1,3E-41
295	6,7E-01	2,9E-18	1,9E+00	1,2E-03	1,0E-05	3,9E-38	2,9E-15	3,6E-26	0,0E+00	4,9E-34	3,3E-17	5,4E-08	3,6E-42
297	6,9E-01	2,3E-18	1,7E+00	1,2E-03	1,1E-05	2,4E-38	3,1E-15	2,7E-26	0,0E+00	3,9E-34	3,0E-17	4,8E-08	2,1E-42
299	7,2E-01	1,8E-18	1,5E+00	1,2E-03	1,1E-05	1,5E-38	3,4E-15	2,0E-26	0,0E+00	3,0E-34	2,7E-17	4,2E-08	1,3E-42
300	7,3E-01	1,6E-18	1,4E+00	1,3E-03	1,1E-05	1,2E-38	3,5E-15	1,8E-26	0,0E+00	2,7E-34	2,6E-17	3,9E-08	9,9E-43
350	9,8E+00	6,4E-20	8,7E-02	4,6E+00	1,9E-05	1,1E-43	1,5E-14	1,6E-29	0,0E+00	5,7E-37	2,4E-18	1,6E-09	2,5E-48
552	2,2E+03	2,2E-29	1,2E-05	1,9E+02	1,4E-04	0,0E+00	2,4E-11	5,9E-42	0,0E+00	1,0E-47	1,7E-22	3,9E-12	0,0E+00
613	3,8E+03	1,2E-32	0,0E+00	3,0E+02	1,8E-04	0,0E+00	1,3E-10	6,6E-46	0,0E+00	3,8E-51	5,2E-24	0,0E+00	0,0E+00
674	5,7E+03	5,8E-36	2,9E-06	4,3E+02	2,0E-04	0,0E+00	4,5E-10	6,7E-50	0,0E+00	0,0E+00	1,4E-25	1,1E-12	0,0E+00
980	1,9E+04	0,0E+00	0,0E+00	1,4E+03	1,0E-04	0,0E+00	1,9E-08	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	1,0E-33	0,0E+00	0,0E+00
1531	1,4E+05	0,0E+00	0,0E+00	1,4E+04	9,7E-06	0,0E+00	1,4E-06	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	2,6E-48	0,0E+00	0,0E+00
2021	2,0E+05	0,0E+00	4,7E-07	2,4E+04	5,7E-07	0,0E+00	1,3E-05	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	1,7E-13	0,0E+00
2082	2,0E+05	0,0E+00	0,0E+00	2,5E+04	3,9E-07	0,0E+00	1,6E-05	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00
2143	2,1E+05	0,0E+00	0,0E+00	2,6E+04	2,6E-07	0,0E+00	1,9E-05	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00
2204	2,1E+05	0,0E+00	0,0E+00	2,7E+04	1,7E-07	0,0E+00	2,2E-05	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00
2266	2,1E+05	0,0E+00	3,0E-06	2,8E+04	1,2E-07	0,0E+00	2,6E-05	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	1,1E-12	0,0E+00
2327	2,1E+05	0,0E+00	0,0E+00	2,9E+04	7,7E-08	0,0E+00	3,0E-05	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00
2388	2,1E+05	0,0E+00	0,0E+00	3,0E+04	5,1E-08	0,0E+00	3,4E-05	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00
2449	2,1E+05	0,0E+00	4,0E-06	3,1E+04	3,4E-08	0,0E+00	3,9E-05	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	1,5E-12	0,0E+00
2510	2,1E+05	0,0E+00	0,0E+00	3,1E+04	2,2E-08	0,0E+00	4,4E-05	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00
2878	2,0E+05	0,0E+00	4,0E-07	3,5E+04	1,7E-09	0,0E+00	8,4E-05	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	1,5E-13	0,0E+00
2939	2,0E+05	0,0E+00	0,0E+00	3,6E+04	1,1E-09	0,0E+00	9,2E-05	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00
3000	2,0E+05	0,0E+00	0,0E+00	3,6E+04	7,3E-10	0,0E+00	1,0E-04	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00

Tabella A-3. 1. Concentrazione di radioattività (Bq/m^3) dei singoli radionuclidi all'interno del sottomodulo E per lo scenario 1 (continua).

<i>t</i> (anni)	<i>Tc</i> 99	<i>Cl</i> 36	<i>Cs</i> 135	<i>K</i> 40	<i>Cs</i> 137	<i>Sr</i> 90	<i>Pu</i> 241	<i>Am</i> 241	<i>Np</i> 237	<i>Pa</i> 233	<i>U</i> 233	<i>Th</i> 229	<i>Eu</i> 152
123	4,9E+00	2,1E-05	1,3E-04	7,1E-09	1,0E+02	1,6E+01	1,1E-10	1,9E-02	1,3E-03	5,4E-05	1,2E-06	1,9E-11	7,0E-17
250	2,6E+01	1,9E-04	8,1E-04	1,0E-07	3,4E+01	6,6E+00	4,0E-10	1,7E-02	1,4E-02	5,8E-04	2,8E-05	8,3E-10	3,9E-17
260	2,8E+01	2,2E-04	8,8E-04	1,1E-07	2,9E+01	5,8E+00	3,4E-10	1,7E-02	1,6E-02	6,6E-04	3,3E-05	1,0E-09	3,1E-17
270	3,0E+01	2,4E-04	9,6E-04	1,3E-07	2,5E+01	5,1E+00	2,9E-10	1,7E-02	1,8E-02	7,3E-04	3,8E-05	1,2E-09	2,5E-17
280	3,3E+01	2,6E-04	1,0E-03	1,4E-07	2,2E+01	4,4E+00	2,4E-10	1,6E-02	2,0E-02	8,2E-04	4,3E-05	1,5E-09	2,0E-17
285	3,4E+01	2,8E-04	1,1E-03	1,5E-07	2,0E+01	4,1E+00	2,2E-10	1,6E-02	2,1E-02	8,6E-04	4,7E-05	1,6E-09	1,7E-17
290	3,5E+01	2,9E-04	1,1E-03	1,6E-07	1,9E+01	3,8E+00	2,0E-10	1,6E-02	2,2E-02	9,0E-04	5,0E-05	1,8E-09	1,5E-17
295	3,6E+01	3,0E-04	1,2E-03	1,7E-07	1,7E+01	3,5E+00	1,8E-10	1,6E-02	2,3E-02	9,5E-04	5,3E-05	1,9E-09	1,3E-17
297	3,7E+01	3,1E-04	1,2E-03	1,7E-07	1,7E+01	3,4E+00	1,7E-10	1,6E-02	2,4E-02	9,6E-04	5,5E-05	2,0E-09	1,3E-17
299	3,7E+01	3,1E-04	1,2E-03	1,7E-07	1,6E+01	3,3E+00	1,6E-10	1,6E-02	2,4E-02	9,8E-04	5,6E-05	2,1E-09	1,2E-17
300	3,8E+01	3,2E-04	1,2E-03	1,7E-07	1,6E+01	3,3E+00	1,6E-10	1,6E-02	2,4E-02	9,9E-04	5,7E-05	2,1E-09	1,2E-17
350	3,0E+02	5,7E-04	1,6E-03	2,6E-07	6,9E+00	2,0E+00	4,6E-11	1,5E-02	7,8E-02	3,2E-03	2,3E-04	5,9E-09	2,8E-18
552	2,5E+03	9,9E-03	6,4E-03	1,3E-06	2,6E-01	9,5E-02	5,4E-14	2,0E-02	8,0E-01	3,3E-02	3,8E-03	2,0E-07	9,5E-21
613	3,3E+03	1,5E-02	8,6E-03	1,9E-06	8,6E-02	3,0E-02	5,8E-15	2,5E-02	1,1E+00	4,7E-02	5,9E-03	3,7E-07	1,1E-21
674	4,0E+03	2,1E-02	1,1E-02	2,7E-06	2,7E-02	8,8E-03	5,9E-16	3,1E-02	1,5E+00	6,3E-02	8,6E-03	6,2E-07	1,1E-22
980	5,6E+03	5,8E-02	2,8E-02	8,1E-06	6,0E-05	1,4E-05	2,7E-21	8,0E-02	4,0E+00	1,7E-01	3,3E-02	3,9E-06	2,3E-28
1531	6,0E+03	2,4E-01	1,9E-01	6,2E-05	1,3E-09	1,3E-10	6,7E-32	1,1E+00	3,5E+01	1,4E+00	4,4E-01	6,9E-05	7,4E-39
2021	6,0E+03	3,4E-01	2,9E-01	1,2E-04	2,6E-14	1,4E-15	1,2E-41	1,5E+00	6,2E+01	2,6E+00	9,7E-01	2,5E-04	5,2E-49
2082	6,0E+03	3,5E-01	3,0E-01	1,2E-04	6,7E-15	3,2E-16	7,2E-43	1,5E+00	6,6E+01	2,7E+00	1,0E+00	2,8E-04	2,6E-50
2143	6,0E+03	3,5E-01	3,1E-01	1,3E-04	1,7E-15	7,5E-17	4,2E-44	1,5E+00	6,9E+01	2,8E+00	1,1E+00	3,2E-04	1,3E-51
2204	6,0E+03	3,6E-01	3,2E-01	1,3E-04	4,2E-16	1,8E-17	2,5E-45	1,5E+00	7,3E+01	3,0E+00	1,2E+00	3,5E-04	8,6E-53
2266	6,0E+03	3,6E-01	3,3E-01	1,4E-04	1,1E-16	4,1E-18	1,4E-46	1,4E+00	7,6E+01	3,1E+00	1,3E+00	3,9E-04	0,0E+00
2327	6,0E+03	3,6E-01	3,3E-01	1,5E-04	2,7E-17	9,4E-19	8,2E-48	1,4E+00	7,9E+01	3,2E+00	1,4E+00	4,4E-04	0,0E+00
2388	6,0E+03	3,7E-01	3,4E-01	1,5E-04	6,6E-18	2,2E-19	4,7E-49	1,4E+00	8,3E+01	3,4E+00	1,5E+00	4,8E-04	0,0E+00
2449	6,0E+03	3,7E-01	3,5E-01	1,6E-04	1,7E-18	5,1E-20	2,7E-50	1,4E+00	8,6E+01	3,5E+00	1,6E+00	5,3E-04	0,0E+00
2510	6,0E+03	3,7E-01	3,5E-01	1,6E-04	4,1E-19	1,2E-20	1,5E-51	1,3E+00	8,9E+01	3,7E+00	1,7E+00	5,8E-04	0,0E+00
2878	6,0E+03	3,8E-01	3,7E-01	1,9E-04	9,4E-23	1,7E-24	0,0E+00	1,1E+00	1,1E+02	4,5E+00	2,3E+00	9,6E-04	0,0E+00
2939	6,0E+03	3,8E-01	3,8E-01	2,0E-04	2,3E-23	4,0E-25	0,0E+00	1,0E+00	1,1E+02	4,6E+00	2,4E+00	1,0E-03	0,0E+00
3000	6,0E+03	3,8E-01	3,8E-01	2,0E-04	5,7E-24	9,2E-26	0,0E+00	1,0E+00	1,2E+02	4,8E+00	2,5E+00	1,1E-03	0,0E+00

Tabella A-3. 1. Concentrazione di radioattività (Bq/m^3) dei singoli radionuclidi all'interno del sottomodulo E per lo scenario 1 (continua).


<i>t (anni)</i>	<i>Gd 152</i>	<i>Sm 148</i>	<i>Nd 144</i>	<i>Pm 147</i>	<i>Sm 147</i>	<i>Zr 93</i>	<i>Cm 244</i>	<i>Pu 240</i>	<i>U 236</i>	<i>Th 232</i>	<i>Ac 228</i>	<i>Ra 228</i>	<i>Th 228</i>
123	6,9E-21	1,3E-36	3,9E-33	1,5E-26	8,3E-22	6,6E-19	1,2E-13	2,1E-09	5,3E-04	5,4E-15	8,1E-10	6,7E-09	3,1E-10
250	7,5E-20	2,0E-34	1,7E-31	2,2E-39	2,4E-19	2,0E-15	8,0E-14	3,5E-06	5,9E-03	1,1E-13	3,1E-09	2,6E-08	1,3E-09
260	8,6E-20	2,8E-34	2,1E-31	1,9E-40	3,1E-19	2,9E-15	6,9E-14	4,8E-06	6,6E-03	1,3E-13	3,2E-09	2,7E-08	1,3E-09
270	9,7E-20	3,9E-34	2,5E-31	1,7E-41	4,0E-19	4,3E-15	5,9E-14	6,6E-06	7,4E-03	1,5E-13	3,4E-09	2,8E-08	1,4E-09
280	1,1E-19	5,3E-34	3,1E-31	1,5E-42	5,1E-19	6,1E-15	5,0E-14	9,0E-06	8,2E-03	1,8E-13	3,6E-09	3,0E-08	1,5E-09
285	1,2E-19	6,1E-34	3,4E-31	4,3E-43	5,8E-19	7,2E-15	4,6E-14	1,0E-05	8,7E-03	1,9E-13	3,7E-09	3,0E-08	1,5E-09
290	1,2E-19	7,1E-34	3,7E-31	1,2E-43	6,5E-19	8,5E-15	4,2E-14	1,2E-05	9,1E-03	2,1E-13	3,8E-09	3,1E-08	1,5E-09
295	1,3E-19	8,2E-34	4,0E-31	3,6E-44	7,2E-19	1,0E-14	3,8E-14	1,4E-05	9,6E-03	2,2E-13	3,8E-09	3,2E-08	1,6E-09
297	1,3E-19	8,6E-34	4,2E-31	2,2E-44	7,5E-19	1,1E-14	3,7E-14	1,4E-05	9,8E-03	2,3E-13	3,9E-09	3,2E-08	1,6E-09
299	1,4E-19	9,1E-34	4,3E-31	1,4E-44	7,9E-19	1,1E-14	3,6E-14	1,5E-05	9,9E-03	2,3E-13	3,9E-09	3,2E-08	1,6E-09
300	1,4E-19	9,4E-34	4,4E-31	1,1E-44	8,0E-19	1,2E-14	3,5E-14	1,6E-05	1,0E-02	2,3E-13	3,9E-09	3,3E-08	1,6E-09
350	4,4E-19	3,3E-33	1,1E-30	5,5E-50	2,1E-18	5,0E-14	2,0E-14	5,0E-05	3,0E-02	5,3E-13	7,7E-08	6,4E-07	3,1E-08
552	4,1E-18	4,3E-31	5,6E-29	0,0E+00	8,5E-17	8,0E-11	8,7E-15	9,8E-04	3,1E-01	1,0E-11	3,1E-07	2,5E-06	1,2E-07
613	6,2E-18	1,2E-30	1,1E-28	0,0E+00	2,0E-16	3,9E-10	2,0E-15	2,0E-03	4,5E-01	1,9E-11	4,2E-07	3,5E-06	1,7E-07
674	8,9E-18	2,9E-30	1,8E-28	0,0E+00	4,0E-16	1,4E-09	3,7E-16	3,9E-03	6,0E-01	3,9E-11	5,6E-07	4,7E-06	2,3E-07
980	3,3E-17	4,3E-29	1,0E-27	0,0E+00	3,9E-15	5,1E-08	2,5E-20	4,5E-02	1,7E+00	1,6E-09	1,8E-06	1,5E-05	7,5E-07
1531	9,9E-16	2,7E-27	3,7E-26	0,0E+00	1,3E-13	3,6E-06	6,9E-28	3,8E-01	1,4E+01	1,2E-07	5,5E-05	4,5E-04	2,2E-05
2021	3,2E-15	1,4E-26	1,4E-25	0,0E+00	5,2E-13	3,4E-05	1,8E-35	1,2E+00	2,4E+01	1,9E-06	1,5E-04	1,3E-03	6,3E-05
2082	3,6E-15	1,6E-26	1,6E-25	0,0E+00	5,8E-13	4,0E-05	1,9E-36	1,4E+00	2,5E+01	2,3E-06	1,7E-04	1,4E-03	7,0E-05
2143	4,0E-15	1,9E-26	1,8E-25	0,0E+00	6,5E-13	4,8E-05	2,0E-37	1,6E+00	2,6E+01	2,9E-06	1,9E-04	1,5E-03	7,7E-05
2204	4,4E-15	2,1E-26	2,0E-25	0,0E+00	7,3E-13	5,7E-05	2,2E-38	1,7E+00	2,7E+01	3,5E-06	2,1E-04	1,7E-03	8,4E-05
2266	4,9E-15	2,4E-26	2,2E-25	0,0E+00	8,0E-13	6,6E-05	2,3E-39	1,9E+00	2,8E+01	4,3E-06	2,2E-04	1,9E-03	9,2E-05
2327	5,4E-15	2,7E-26	2,4E-25	0,0E+00	8,8E-13	7,6E-05	2,4E-40	2,1E+00	2,9E+01	5,1E-06	2,5E-04	2,0E-03	1,0E-04
2388	5,9E-15	3,1E-26	2,7E-25	0,0E+00	9,7E-13	8,7E-05	2,5E-41	2,3E+00	3,1E+01	6,0E-06	2,7E-04	2,2E-03	1,1E-04
2449	6,4E-15	3,4E-26	3,0E-25	0,0E+00	1,1E-12	9,9E-05	2,6E-42	2,5E+00	3,2E+01	7,1E-06	2,9E-04	2,4E-03	1,2E-04
2510	7,0E-15	3,8E-26	3,2E-25	0,0E+00	1,1E-12	1,1E-04	2,7E-43	2,7E+00	3,3E+01	8,2E-06	3,1E-04	2,6E-03	1,3E-04
2878	1,1E-14	6,5E-26	5,3E-25	0,0E+00	1,8E-12	2,1E-04	3,2E-49	4,1E+00	4,0E+01	1,7E-05	4,8E-04	4,0E-03	2,0E-04
2939	1,2E-14	7,1E-26	5,7E-25	0,0E+00	1,9E-12	2,3E-04	3,3E-50	4,3E+00	4,1E+01	1,9E-05	5,1E-04	4,2E-03	2,1E-04
3000	1,3E-14	7,6E-26	6,1E-25	0,0E+00	2,0E-12	2,5E-04	3,3E-51	4,6E+00	4,2E+01	2,1E-05	5,4E-04	4,5E-03	2,2E-04

Tabella A-3. 1. Concentrazione di radioattività (Bq/m^3) dei singoli radionuclidi all'interno del sottomodulo E per lo scenario 1 (continua).

<i>t (anni)</i>	<i>Pu 239</i>	<i>U 235</i>	<i>Pa 231</i>	<i>Th 231</i>	<i>Ac 227</i>	<i>Pu 238</i>	<i>U 234</i>	<i>Th 230</i>	<i>Ra 226</i>	<i>Pu 242</i>	<i>U 238</i>	<i>Th 234</i>	<i>Ni 59</i>
123	1,4E-09	1,7E-03	7,6E-08	1,7E-05	3,7E-08	4,5E-10	1,8E-02	3,4E-08	1,2E-05	2,4E-12	4,7E-03	4,8E-05	1,7E-06
250	2,4E-06	1,8E-02	1,7E-06	1,9E-04	1,1E-06	2,8E-07	2,0E-01	7,0E-07	1,9E-04	4,2E-09	5,2E-02	5,3E-04	8,0E-05
260	3,4E-06	2,1E-02	2,0E-06	2,1E-04	1,4E-06	3,6E-07	2,2E-01	8,2E-07	2,2E-04	5,9E-09	5,8E-02	5,9E-04	9,9E-05
270	4,7E-06	2,3E-02	2,4E-06	2,4E-04	1,6E-06	4,6E-07	2,5E-01	9,6E-07	2,6E-04	8,0E-09	6,5E-02	6,7E-04	1,2E-04
280	6,4E-06	2,6E-02	2,8E-06	2,6E-04	1,9E-06	5,8E-07	2,8E-01	1,1E-06	2,9E-04	1,1E-08	7,2E-02	7,4E-04	1,5E-04
285	7,3E-06	2,7E-02	3,0E-06	2,8E-04	2,1E-06	6,4E-07	2,9E-01	1,2E-06	3,1E-04	1,3E-08	7,6E-02	7,8E-04	1,6E-04
290	8,4E-06	2,9E-02	3,2E-06	2,9E-04	2,2E-06	7,1E-07	3,1E-01	1,3E-06	3,3E-04	1,4E-08	8,0E-02	8,2E-04	1,8E-04
295	9,7E-06	3,0E-02	3,4E-06	3,1E-04	2,4E-06	7,8E-07	3,2E-01	1,4E-06	3,6E-04	1,7E-08	8,4E-02	8,6E-04	1,9E-04
297	1,0E-05	3,1E-02	3,5E-06	3,1E-04	2,5E-06	8,1E-07	3,3E-01	1,4E-06	3,6E-04	1,7E-08	8,6E-02	8,8E-04	2,0E-04
299	1,1E-05	3,1E-02	3,6E-06	3,2E-04	2,6E-06	8,4E-07	3,3E-01	1,5E-06	3,7E-04	1,8E-08	8,7E-02	8,9E-04	2,1E-04
300	1,1E-05	3,2E-02	3,7E-06	3,2E-04	2,6E-06	8,6E-07	3,4E-01	1,5E-06	3,8E-04	1,9E-08	8,8E-02	9,0E-04	2,1E-04
350	3,6E-05	9,6E-02	8,1E-06	9,8E-04	5,5E-06	1,9E-06	1,0E+00	3,3E-06	1,3E-03	6,1E-08	2,7E-01	2,7E-03	3,8E-03
552	7,1E-04	9,8E-01	1,6E-04	1,0E-02	1,2E-04	7,6E-06	1,0E+01	6,1E-05	1,2E-02	1,2E-06	2,7E+00	2,8E-02	1,4E+00
613	1,4E-03	1,4E+00	2,7E-04	1,4E-02	2,2E-04	9,5E-06	1,5E+01	1,0E-04	1,8E-02	2,5E-06	3,9E+00	4,0E-02	2,6E+00
674	2,8E-03	1,9E+00	4,3E-04	1,9E-02	3,5E-04	1,1E-05	2,0E+01	1,6E-04	2,4E-02	4,9E-06	5,3E+00	5,4E-02	4,3E+00
980	3,3E-02	5,2E+00	2,1E-03	5,3E-02	1,8E-03	1,2E-05	5,6E+01	7,8E-04	6,6E-02	5,8E-05	1,5E+01	1,5E-01	1,9E+01
1531	3,0E-01	4,3E+01	2,3E-02	4,4E-01	2,1E-02	1,4E-06	4,6E+02	8,5E-03	7,0E-01	5,2E-04	1,2E+02	1,2E+00	2,2E+02
2021	1,0E+00	7,4E+01	6,6E-02	7,5E-01	6,3E-02	1,0E-07	7,8E+02	2,5E-02	1,4E+00	1,8E-03	2,1E+02	2,1E+00	4,7E+02
2082	1,1E+00	7,7E+01	7,3E-02	7,9E-01	7,0E-02	7,1E-08	8,2E+02	2,7E-02	1,6E+00	2,0E-03	2,2E+02	2,2E+00	5,0E+02
2143	1,3E+00	8,1E+01	8,1E-02	8,3E-01	7,7E-02	4,9E-08	8,6E+02	3,0E-02	1,7E+00	2,3E-03	2,3E+02	2,3E+00	5,3E+02
2204	1,4E+00	8,5E+01	8,8E-02	8,6E-01	8,5E-02	3,4E-08	9,0E+02	3,3E-02	1,8E+00	2,6E-03	2,4E+02	2,4E+00	5,6E+02
2266	1,6E+00	8,8E+01	9,6E-02	9,0E-01	9,2E-02	2,3E-08	9,4E+02	3,6E-02	1,9E+00	2,8E-03	2,5E+02	2,5E+00	5,9E+02
2327	1,7E+00	9,2E+01	1,0E-01	9,4E-01	1,0E-01	1,6E-08	9,8E+02	3,9E-02	2,0E+00	3,1E-03	2,6E+02	2,6E+00	6,3E+02
2388	1,9E+00	9,6E+01	1,1E-01	9,8E-01	1,1E-01	1,1E-08	1,0E+03	4,2E-02	2,1E+00	3,4E-03	2,7E+02	2,7E+00	6,6E+02
2449	2,1E+00	9,9E+01	1,2E-01	1,0E+00	1,2E-01	7,2E-09	1,1E+03	4,6E-02	2,3E+00	3,8E-03	2,8E+02	2,8E+00	6,9E+02
2510	2,3E+00	1,0E+02	1,3E-01	1,0E+00	1,3E-01	4,8E-09	1,1E+03	4,9E-02	2,4E+00	4,1E-03	2,9E+02	2,9E+00	7,3E+02
2878	3,5E+00	1,2E+02	1,9E-01	1,3E+00	1,9E-01	4,2E-10	1,3E+03	7,3E-02	3,3E+00	6,5E-03	3,4E+02	3,5E+00	9,2E+02
2939	3,8E+00	1,3E+02	2,1E-01	1,3E+00	2,0E-01	2,7E-10	1,3E+03	7,7E-02	3,5E+00	6,9E-03	3,5E+02	3,6E+00	9,6E+02
3000	4,0E+00	1,3E+02	2,2E-01	1,3E+00	2,1E-01	1,8E-10	1,4E+03	8,1E-02	3,6E+00	7,3E-03	3,6E+02	3,7E+00	9,9E+02

Tabella A-3. 1. Concentrazione di radioattività (Bq/m^3) dei singoli radionuclidi all'interno del sottomodulo E per lo scenario 1.

<i>t (anni)</i>	<i>Eu 154</i>	<i>Cs 134</i>	<i>Ag 108m</i>	<i>Ce 144</i>	<i>I 129</i>
123	4,9E-20	8,7E-24	7,3E-16	0,0E+00	5,6E-03
250	6,6E-22	1,9E-41	3,5E-14	0,0E+00	3,8E-02
260	3,9E-22	7,2E-43	4,3E-14	0,0E+00	4,2E-02
270	2,3E-22	2,7E-44	5,3E-14	0,0E+00	4,6E-02
280	1,4E-22	1,0E-45	6,3E-14	0,0E+00	5,1E-02
285	1,0E-22	2,0E-46	6,9E-14	0,0E+00	5,3E-02
290	8,0E-23	3,9E-47	7,6E-14	0,0E+00	5,6E-02
295	6,0E-23	7,5E-48	8,2E-14	0,0E+00	5,8E-02
297	5,4E-23	3,9E-48	8,5E-14	0,0E+00	5,9E-02
299	4,8E-23	2,0E-48	8,8E-14	0,0E+00	6,1E-02
300	4,6E-23	1,4E-48	9,0E-14	0,0E+00	6,1E-02
350	2,5E-24	0,0E+00	2,2E-13	0,0E+00	2,9E-01
552	2,2E-29	0,0E+00	8,6E-12	0,0E+00	2,3E+00
613	4,3E-31	0,0E+00	1,5E-11	0,0E+00	3,2E+00
674	7,1E-33	0,0E+00	2,3E-11	0,0E+00	4,2E+00
980	1,8E-42	0,0E+00	7,5E-11	0,0E+00	1,2E+01
1531	0,0E+00	0,0E+00	1,0E-09	0,0E+00	1,0E+02
2021	0,0E+00	0,0E+00	1,5E-09	0,0E+00	1,8E+02
2082	0,0E+00	0,0E+00	1,5E-09	0,0E+00	1,9E+02
2143	0,0E+00	0,0E+00	1,5E-09	0,0E+00	2,0E+02
2204	0,0E+00	0,0E+00	1,5E-09	0,0E+00	2,1E+02
2266	0,0E+00	0,0E+00	1,5E-09	0,0E+00	2,2E+02
2327	0,0E+00	0,0E+00	1,5E-09	0,0E+00	2,3E+02
2388	0,0E+00	0,0E+00	1,5E-09	0,0E+00	2,3E+02
2449	0,0E+00	0,0E+00	1,5E-09	0,0E+00	2,4E+02
2510	0,0E+00	0,0E+00	1,4E-09	0,0E+00	2,5E+02
2878	0,0E+00	0,0E+00	1,2E-09	0,0E+00	2,9E+02
2939	0,0E+00	0,0E+00	1,2E-09	0,0E+00	2,9E+02
3000	0,0E+00	0,0E+00	1,1E-09	0,0E+00	3,0E+02

	Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS – LP2 - 067	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 48 62
---	---------------------------	--	-----------	---------------	------------------

Appendice 4

1. SCRITTURA E IMPLEMENTAZIONE DEL MODELLO MATEMATICO IN AMBER	49
1.1. UNITÀ DI MISURA	49
1.2. CONTAMINANTS&DECAY	49
1.3. COSTRUZIONE GRAFICA DEL MODELLO	51
<i>1.3.1. COMPARTIMENTAZIONE DEL NEAR-FIELD</i>	<i>52</i>
<i>1.3.2. COMPARTIMENTAZIONE DEL FAR-FIELD</i>	<i>54</i>
1.4. INSERIMENTO DELLE VARIABILI	58
1.5. DEFINIZIONE DELLE CONDIZIONI DI VARIAZIONE.....	60
<i>1.5.1. VARIAZIONE DELLA PERMEABILITÀ E DELLA POROSITÀ NEL FAR FIELD</i>	<i>60</i>
<i>1.5.2. VARIAZIONE DELLA PERMEABILITÀ E DELLA POROSITÀ NEL NEAR FIELD.....</i>	<i>61</i>
<i>1.5.3. VARIAZIONE DEL FLUSSO D'ACQUA IN ENTRATA</i>	<i>62</i>
<i>1.5.4. VARIAZIONE DELLO SCENARIO</i>	<i>62</i>

1. Scrittura e implementazione del modello matematico in Amber

La costruzione del modello prevede una serie di fasi sequenziali:

1. individuazione delle unità di misura che definiscono l'*amount* finale calcolato dal codice;
2. inserimento della lista dei radionuclidi;
3. disegno dei compartimenti e individuazione dei ratei di trasferimento;
4. inserimento dei parametri necessari al calcolo dei ratei di trasferimento.

1.1 Unità di misura

Come unità di misura di riferimento sono stati individuati Becquerels per il calcolo dell'*Amount* e Anni come unità temporale di riferimento.

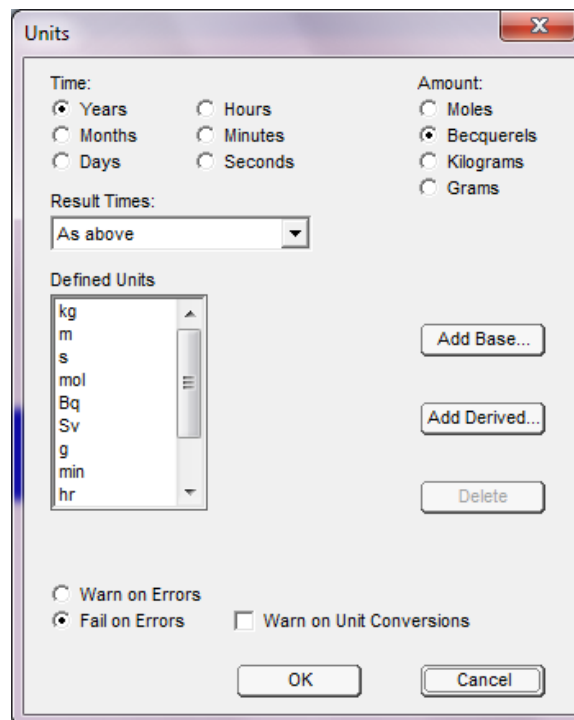


Figura A-4. 1. Finestra di selezioni delle Units di riferimento in AMBER.

1.2 Contaminants e decays

La scelta dei radionuclidi da inserire nel modello, con riferimento all'inventario definito nel *Primo Rapporto Tecnico* è stata effettuata:

- escludendo gli isotopi che decadono direttamente in un elemento stabile e che presentano tempi di dimezzamento inferiori a 365 giorni;

- considerando gli isotopi che presentano tempi di dimezzamento inferiori a un anno, ma per i quali almeno uno dei discendenti presenta il tempo di dimezzamento superiore ad un anno;
- escludendo dalle catene di decadimento i discendenti intermedi che presentano emivita dell'ordine di poche ore o meno;
- considerando gli ultimi discendenti di una catena come stabili, se presentano tutti emivita dell'ordine di poche ore o meno.

Tabella A-4. 1. Isotopi dell'inventario.

<i>Isotopo</i>	<i>Bq</i>	<i>Isotopo</i>	<i>Bq</i>
Ni^{63}	7.26E+13	Ba^{133}	1.12E+06
Cs^{137}	3.45E+13	Kr^{85}	2.16E+05
Sr^{90}	2.61E+13	Cs^{134}	1.73E+05
Co^{60}	7.45E+12	Ag^{108m}	6.99E+04
Pu^{241}	8.58E+11	Ce^{144}	5.76E+04
H^3	6.72E+11	K^{40}	1.70E+04
C^{14}	9.81E+10	Na^{22}	3.96E+03
Sm^{151}	9.03E+10	Am^{241}	1.51E+11
Eu^{152}	8.80E+10	Pu^{240}	4.35E+10
Ni^{59}	6.10E+10	Pu^{239}	3.02E+10
Fe^{55}	2.02E+10	Pu^{238}	2.48E+10
Eu^{154}	2.37E+09	U^{234}	6.83E+09
Pm^{147}	1.40E+09	Cm^{244}	5.19E+09
Tc^{99}	1.06E+09	U^{238}	1.79E+09
Zr^{93}	1.56E+08	Np^{237}	1.32E+09
Nb^{93m}	1.33E+08	Ra^{226}	6.40E+08
Ca^{45}	8.02E+07	U^{235}	3.00E+08
Cd^{109}	3.84E+07	U^{236}	2.03E+08
Cl^{36}	2.59E+07	Pu^{242}	5.12E+07
Eu^{155}	3.97E+06	Th^{232}	1.90E+07
Cs^{135}	2.63E+06	Ra^{228}	1.18E+04

In base a tali condizioni l'inventario è costituito da 42 isotopi; in tabella 1, è riportato il nome di ciascun elemento dell'inventario e i relativi Bq. La quantità presente in ciascun dei cinque *Waste*, modellati all'interno della cella, in base alle ipotesi di omogeneità della distribuzione, corrisponde ad un quinto della quantità totale. Dopo l'inserimento dei radionuclidi sono individuate le catene di decadimento, attraverso la selezione dei discendenti relativi a ciascun radionuclide. A ciascuna catena

è stato attribuito il nome del radionuclide *Genitore*. I dati elaborati da AMBER sono mostrati in Figura A-4. 2, dove *NULL* indica che il discendente è stabile.

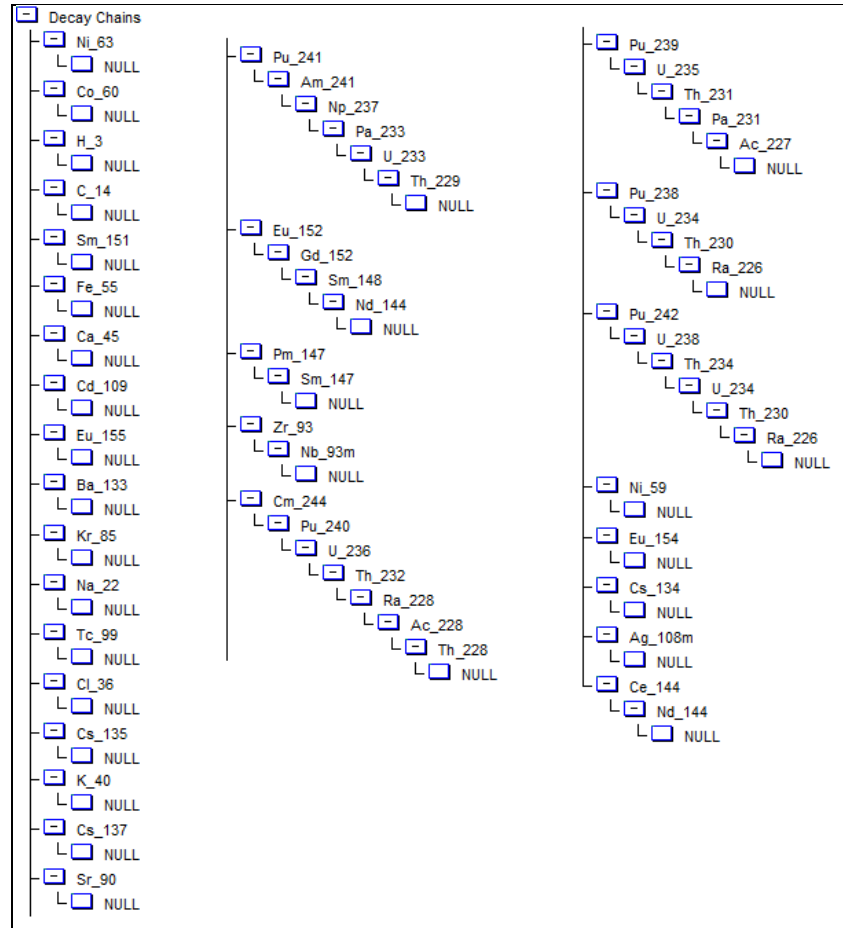


Figura A-4. 2. Catene di decadimento elaborate da AMBER.

1.3 Costruzione grafica del modello

Il passo successivo all’inserimento dei *Contaminants* e delle catene di decadimento consiste nella costruzione grafica del modello concettuale; viene quindi rielaborato attraverso l’interfaccia grafica di AMBER che richiede l’individuazione dei compartimenti ipotizzati e dei relativi ratei di trasferimento. La prima compartimentazione imposta, riguarda la suddivisione tra near field e far field (Figura A-4. 3), tra i quali sono stati inseriti i *Transfer-Rate: Adv_Cell_To_Farf* (Advection), *DispBackw_A_a_To_depBot_Cell* (Barckward Dispersion) e *DispForw_Cell_To_Farf* (forward Dispersion).

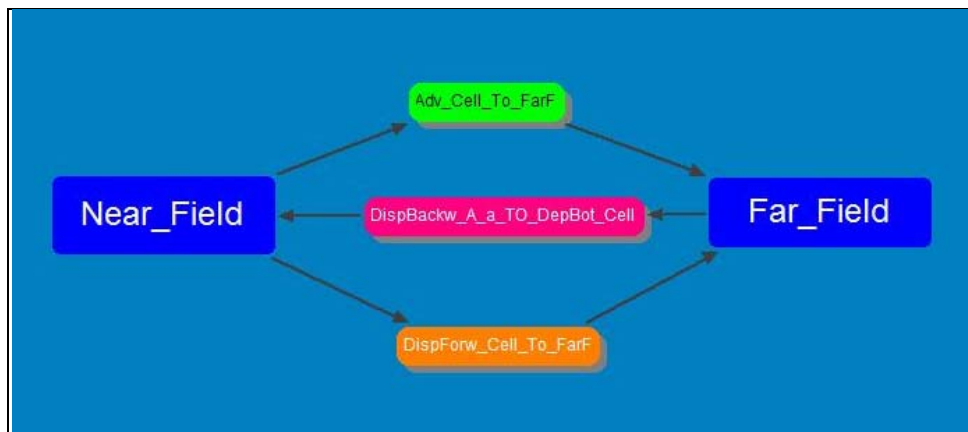


Figura A-4. 3. Compartimentazione principale.

1.3.1 Compartimentazione del near field

La prima compartimentazione del near field riguarda i moduli e i ratei di trasferimento tra di essi come illustrato in Figura A-4. 4. Anche in questo caso, i transfer-rate corrispondono a quelli per advezione e dispersione forward e backward, individuati rispettivamente con i colori verde, arancione e rosso.

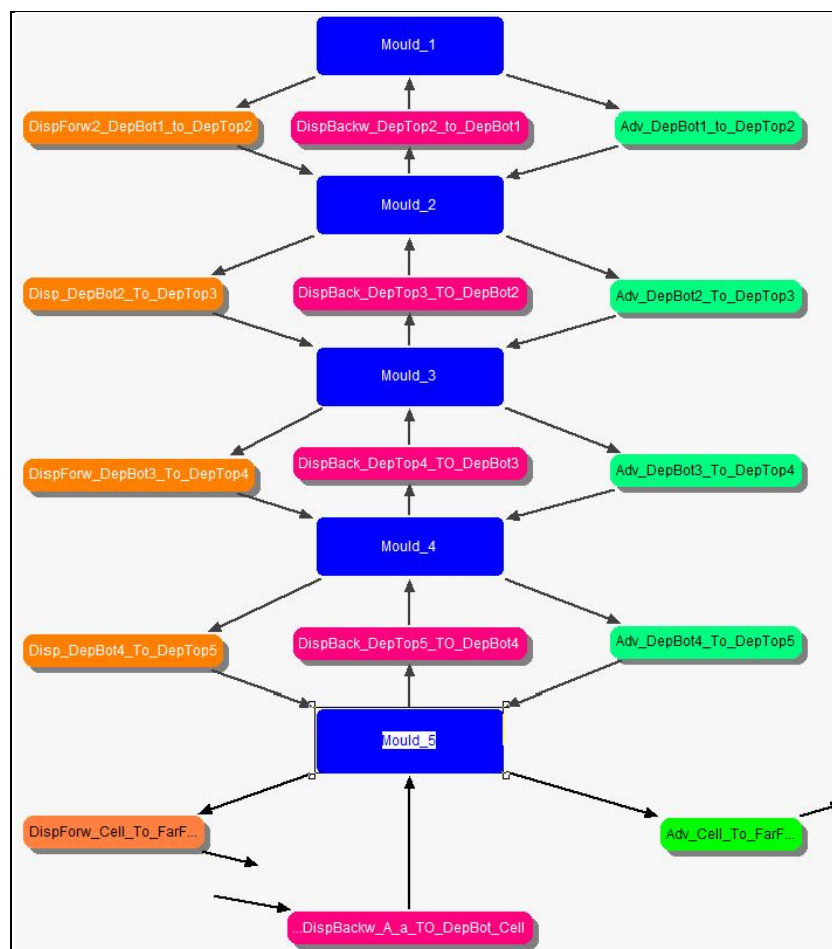


Figura A-4. 4. Compartimentazione del near field.

1.3.2 Compartimentazione dei moduli

A parte il primo e il quinto modulo, i restanti tre moduli presentano la medesima compartimentazione e gli stessi transfer-rate.

Per il modulo 1 si ipotizza la presenza di due compartimenti in più rispetto ai moduli 2,3,4: il tetto dell'edificio di contenimento (DepTop_Ext) e la base superiore della cella (DepTop_1).

Per il modulo 5 si ipotizza la presenza di un unico compartimento in più rispetto ai moduli intermedi, rappresentato dalla base dell'edificio di contenimento più la base della cella, denominato *DepBot_Cell*. In questo caso i transfer-rate riguardano il *DepBot_Cell* e il primo compartimento del far field (A_a).

Modulo-1

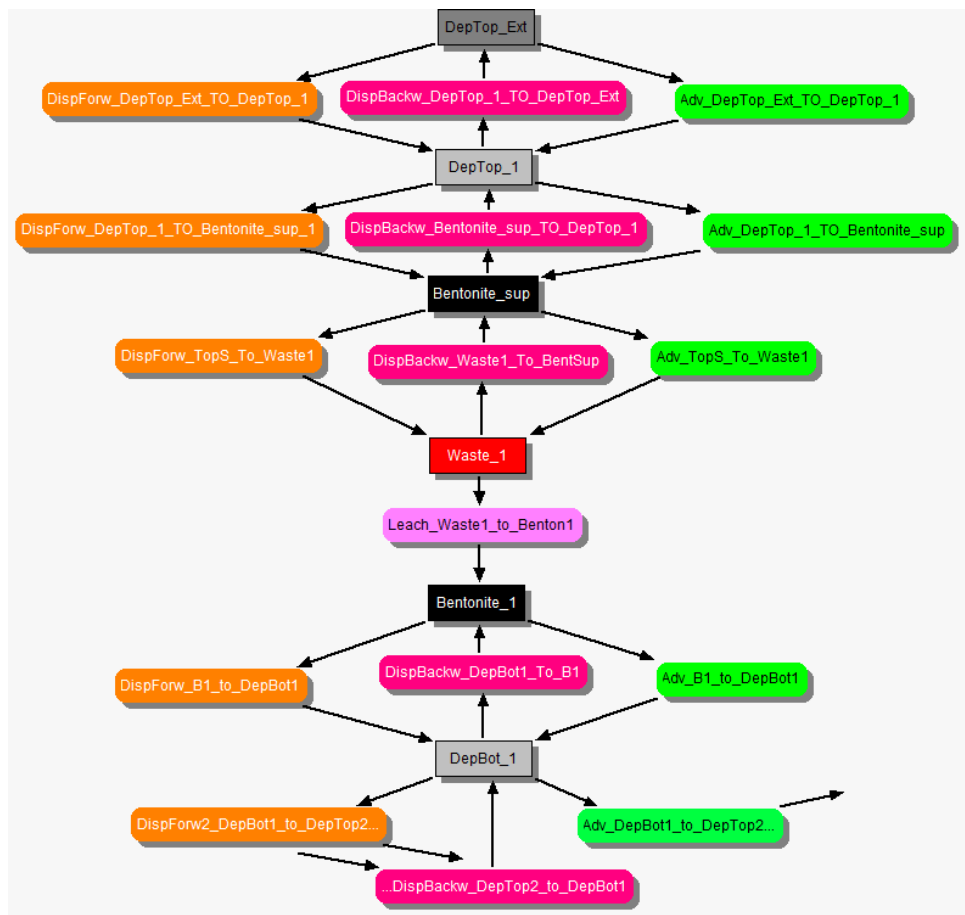


Figura A-4. 5. Compartimentazione del modulo-1.

Tra il Waste e il secondo strato di bentonite è stato inserito un transfer-rate di *leaching*. Il compartimento denominato *DepBot_1* rappresenta la base in calcestruzzo del primo modulo dal quale il flusso sarà trasportato verso il compartimento *DepTop_2*, che corrisponde al coperchio del modulo 2.

Moduli 2-3-4

In figura 6 è illustrata la compartimentazione del modulo-2 che risulta equivalente a quella realizzata per i moduli 3, 4.

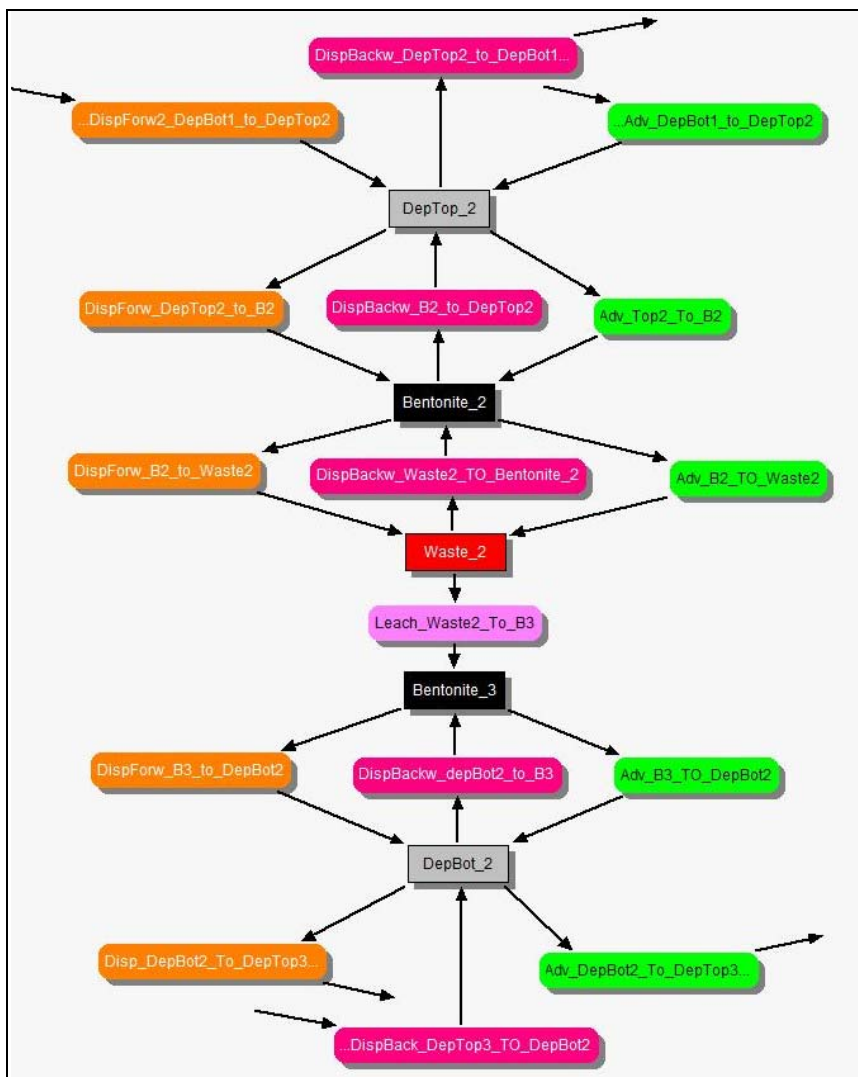


Figura A-4. 6. Compartimentazione del modulo 2.

1.3.2 *Compartimentazione del far field*

Il far field è stato suddiviso in cinque compartimenti principali denominati rispettivamente: *A_SiltyClay*, *B_Clayey Silt*, *C_Gravel*, *D_SiltyClay*, *E_Gravel* (Figura A-4. 7). I ratei di trasferimento tra i compartimenti sono advezione (verde), dispersione forward (arancione), dispersione backward (rosso).

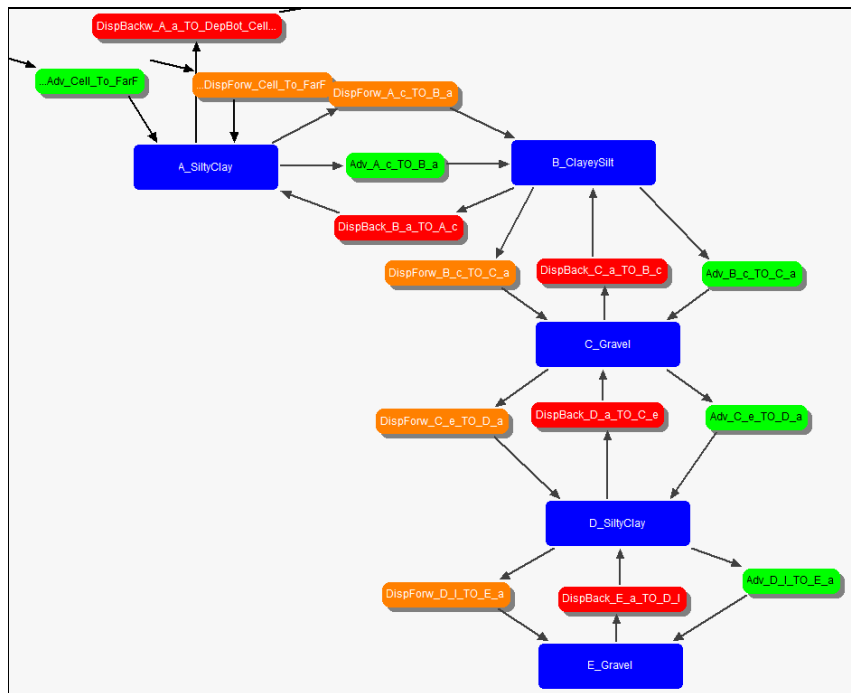


Figura A-4. 7. Compartimentazione principale del far field.

Ciascun compartimento è stato ulteriormente suddiviso (da Fig. A-4.8 a Fig. A-4.12):

- A: tre compartimenti;
- B: tre compartimenti;
- C: cinque compartimenti;
- D: dieci compartimenti;
- E: sette compartimenti.

In ciascun sotto modello i ratei di trasferimento previsti equivalgono a quelli esistenti tra i compartimenti principali.

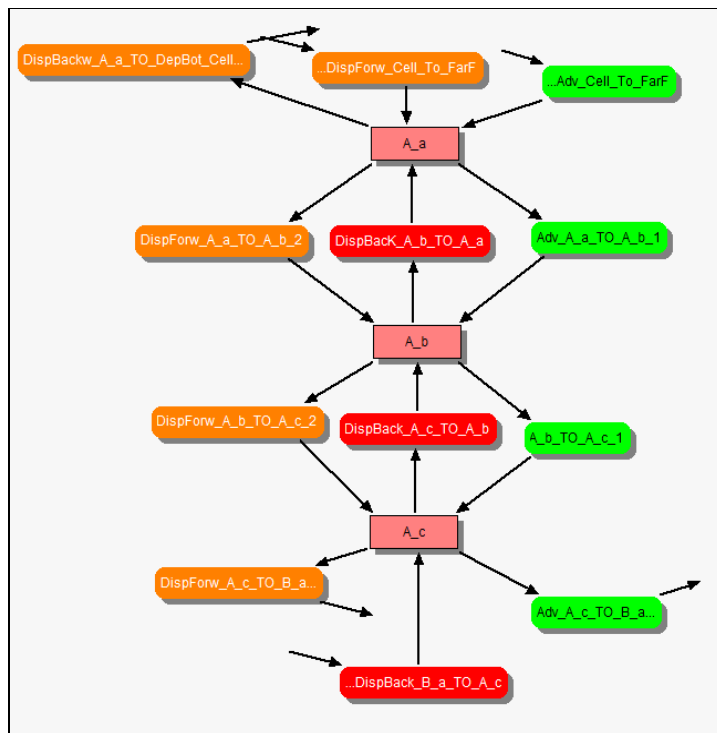


Figura A-4. 8. Sottomodello del compartimento A.

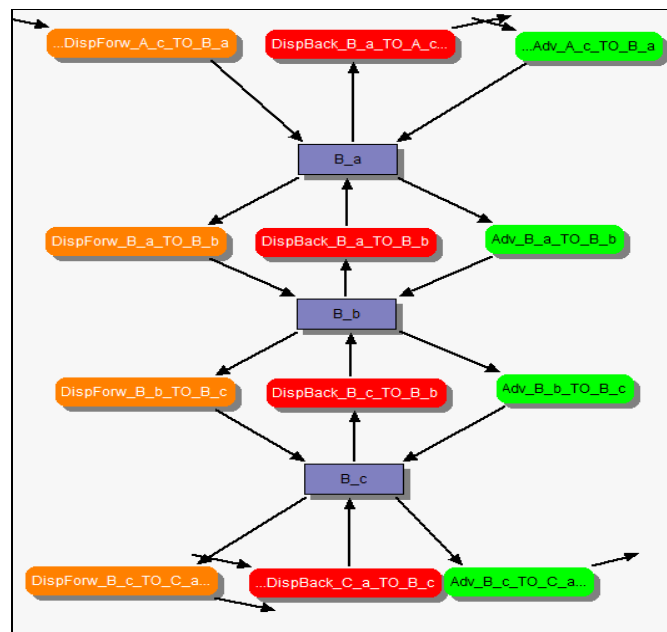


Figura A-4. 9. Sottomodello del compartimento B.

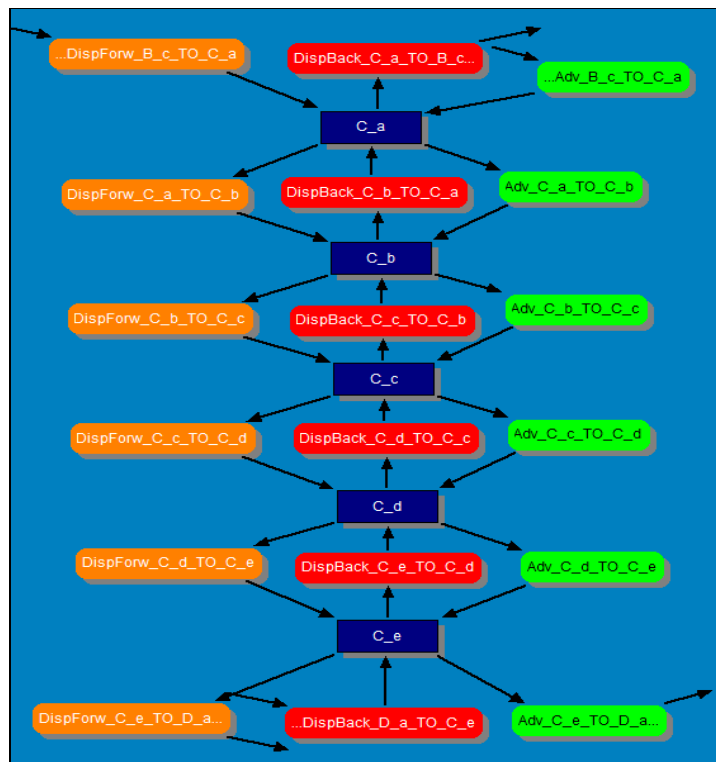


Figura A-4. 10. Sottomodello del compartimento C.

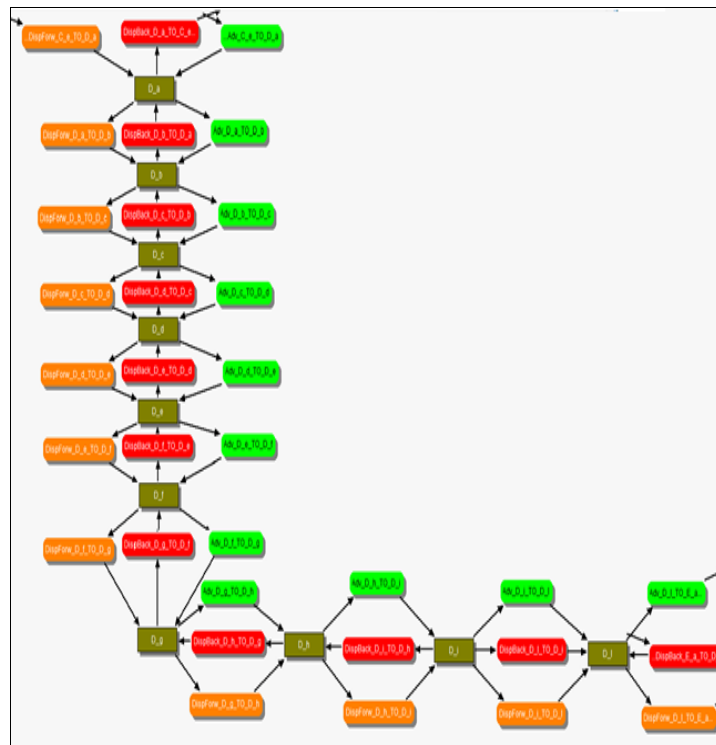


Figura A-4. 11. Sottomodello del compartimento D.

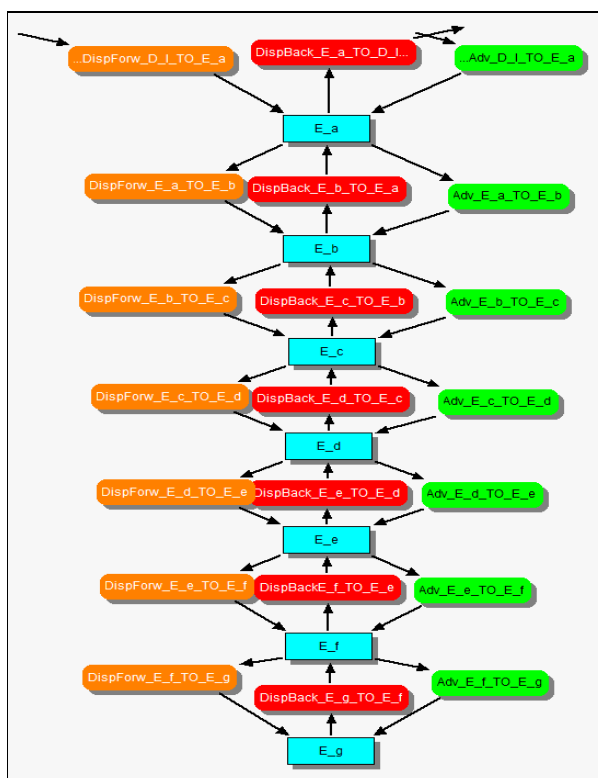


Figura A-4. 12. Sottomodello del compartimento E.

1.4 Inserimento delle variabili

Una volta individuati i ratei di trasferimento tra tutti i compartimenti e le informazioni di output, è possibile inserire nel modello i parametri di riferimento con le rispettive molteplicità o dipendenze temporali. In Tabella A-4. 2 sono elencati i principali parametri utilizzati con le relative formule e descrizioni.

Il coefficiente di distribuzione K_d presenta doppia molteplicità, ma per le ipotesi fatte sul degrado delle barriere ingegneristiche, risulta anche dipendente dal tempo. Per inserire nel modello tale variabile, è stato necessario l'utilizzo di un fattore di proporzionalità rappresentato da un parametro *Time-dependent*, specifico per ciascun radionuclide (K_d_{Cs} , K_d_U , K_d_{Sr} , ecc...). Ognuno di questi è stato definito nei tre intervalli temporali considerati, attraverso un fattore che moltiplicato per il valore del K_d previsto per la prima fase (0-300 anni), fornisce il valore presunto dello stesso nelle fasi successive. Per esempio per il carbonio nel calcestruzzo, è stato definito un K_d pari a $0,5(m^3/Kg)$ tra 0-300 anni e $0,02(m^3/Kg)$ per i periodi successivi. Al carbonio è stato quindi attribuito un K_d_C dipendente dal tempo e pari a 1 tra 0-300 y e a 0,02 dopo 300 y.

Tabella A-4. 2. Principali parametri inseriti nel modello.

Parameters Inventory	Parameter description Inventory of contaminants	Units [Bq]	Multiplicity [Contaminants][Compartments]
<i>lambda_leach</i>	Transfer due to leaching : $q_darcy / (\Theta_w * Depth * R)$	[y ⁻¹]	[Contaminants][Compartments]
<i>Backward_dispers.</i> <i>Forward_dispers.</i>	'Back' dispersion (per year): $Area * Disp_Hy / (R * Vol * d_m * \Theta_w)$	[y ⁻¹]	[Contaminants][Compartments]
<i>Advective_flux</i>	Transfer due to advec. flow: far field: $q_darcy / (\Theta_tot * R * Depth)$ Near field: $q_darcy * Area / Capacity$	[y ⁻¹]	[Contaminants][Compartments]
<i>q_darcy</i>	Darcy Velocity: $K * H_grad$	[m/y]	[Compartments] Depends: on time
<i>Theta_w</i>	Water filled porosity	[-]	[Compartments] Depends: on time
<i>q_in</i>	Infiltrating depth of rainfall	[m/y]	Depends: on time
<i>Depth</i>	Depth of compartments	[m]	[Compartments]
<i>R</i>	Retardation coefficient $1 + \rho_b * Kd / \Theta_w$	[-]	[Contaminants][Compartments] Depends: on time
<i>Area</i>	Crossed area from flux	[m ²]	[Compartments]
<i>Disp_Hy</i>	Hydrodynamic dispersion coefficient	[m ² /y]	[Compartments] Depends: on time
<i>Vol</i>	Volume of compartment: $Area * Depth$	[m ³]	[Compartments]
<i>d_m</i>	medium distance between compartments	[m]	[Compartments]
<i>Capacity</i>	Capacity of compartment: $Vol * (\Theta_w + (1 - \Theta_w) * Kd * \rho_b)$	[m ³]	[Contaminants][Compartments] Depends: on time
<i>Theta_tot</i>	Total Porosity	[-]	[Compartments]
<i>rho_b</i>	Bulk density of compartments	[Kg/m ³]	[Compartments]
<i>Kd</i>	Elemental distribution coefficient for each compartment	[m ³ /Kg]	[Contaminants][Compartments] Depends: on time
<i>K</i>	Hydraulic conductivity	[m/y]	[Compartments] Depends: on time
<i>H_grad</i>	Hydraulic gradient	[-]	[Compartments]
<i>L</i>	Length of compartment	[m]	[Compartments]
<i>DC_Ing</i>	Dose coefficients for ingestion (Sv/Bq) , for members of the public Age > 17 y	[Sv/Bq]	[Contaminants]
<i>Ing_Water</i>	Ingestion rate drinking water by human	[m ³ /y]	[Standard]

Parameter Information

Name:

Units:

Description:

Time (Years)	Value
100 .. 300	1 [m3/kg]
300 .. 1000	0.02 [m3/kg]

Linear Interpolation repeat after largest time

Figura A-4. 13. Definizione di un parametro time-dependent

Diversamente per quanto accade per le barriere ingegneristiche, si è ipotizzato che nel far field il valore di K_d rimanga costante nel tempo. Per poter definire un unico parametro che rappresenti il coefficiente di ritardo che abbia doppia molteplicità e che possa essere usato sia nel far field che nel near field, è stato inserito un parametro a doppia molteplicità e time-dependent denominato k_{d_molt} . Tale parametro è rappresentato da un valore standard per i compartimenti del far field, mentre per il near field è dato dal prodotto del k_{d_i} (i-esimo radionuclide) per il valore che il k_d di ogni elemento possiede nel mezzo considerato durante la prima fase del degrado. Quindi per il carbonio, per quanto detto sopra, sarà $Kd_molt=0.5*Kd_C$. Attraverso tale procedimento è stato quindi possibile definire il parametro k_d a doppia molteplicità e time-dependent il cui valore è dato da k_{d_molt} . In tal modo, se in un secondo momento fosse necessario variare l'andamento temporale di un qualunque k_d , sarà sufficiente intervenire su k_{d_molt} o k_{d_i} (i-esimo radionuclide).

1.5 Definizione delle condizioni di variazione

1.5.1 Variazione della permeabilità e della porosità nel far field

Per simulare lo scenario III sono state inserite delle funzioni di variazione della permeabilità e della porosità, definite rispettivamente come *Variaz_Perm* e *Variaz_Por* e rappresentate da un valore standard che rappresenta l'incremento percentuale del parametro di riferimento. Pertanto la permeabilità iniziale è stata definita per ciascun compartimento del far field (K_A , K_B , ...; Θ_{Eff_A} , Θ_{Eff_B} ; Θ_{Tot_A} , Θ_{Tot_B}) e il valore effettivo definito come segue:

$$K = K_{\text{(compartimento)}} * (S3 * \text{Variaz_Perm} + 1 - S3)$$

dove $S3$ rappresenta una variabile di controllo pari a 1 se si tiene conto della variazione di K , pari a 0 diversamente.

La porosità è stata definita per ciascun compartimento del far field (ThetaEff_A , ThetaEff_B ,...; ThetaTot_A , ThetaTot_B ,...) e il valore effettivo definito come segue:

$$\text{ThetaTot} = \text{ThetaTot}_{\text{(compartimento)}} = \text{Valoreiniziale} + S3 * \text{Variaz_Por.}$$

1.5.2 Variazione della permeabilità e della porosità nel near field

Per simulare la variazione nel tempo della permeabilità e della porosità del calcestruzzo e del *Waste* presenti nel near field, sono stati inseriti i seguenti parametri:

- per la permeabilità: KCR_{fn} (per il calcestruzzo armato e non), KW_{fn} (per il waste), ognuno è definito durante gli step temporali di riferimento attraverso la percentuale di variazione del valore iniziale;
- per la porosità: $\text{Theta}_w\text{Concr}_Fn$ (per il calcestruzzo non armato), $\text{Theta}_w\text{Renf}_Fn$ (per il calcestruzzo armato). Quindi il valore del parametro Theta_w è stato definito attraverso la moltiplicazione del valore iniziale per i termini di variazione (Figura A-4. 14).

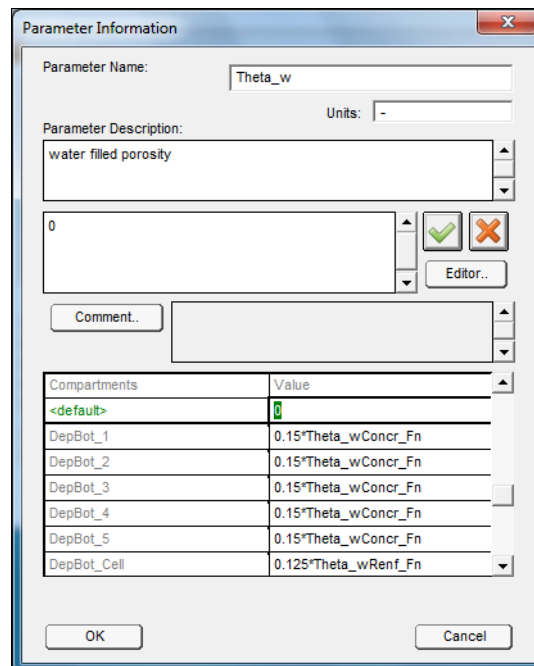


Figura A-4. 14. Metodologia di implementazione delle funzioni di variazione.

1.5.3 Variazione del flusso d'acqua in entrata

La variazione del flusso d'acqua meteorica in entrata è stata definita attraverso un fattore moltiplicativo denominato *Variatz_infiltr* (time-dependent) che tiene conto del grado di piovosità su scala stagionale (Figura A-4. 15) e rappresenta un fattore moltiplicativo del flusso in entrata q_{in} nell'equazione del parametro λ_{leach} del compartimento *waste_1*.

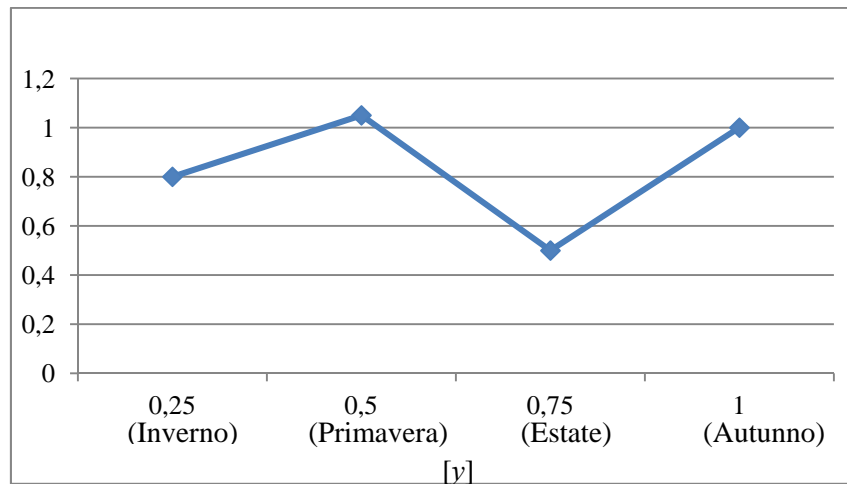


Figura A-4. 15. Variazione annuale del grado di piovosità.

1.5.4 Variazione dello scenario

La variazione dello scenario attraverso l'utilizzo dello stesso modello è stata impostata implementando delle funzioni di controllo S1, S2, S3 il cui valore può essere posto pari a 0 o 1 in base allo scenario di riferimento:

- scenario1: S1=1, S2=0, S3=0, condizioni: S1+S2=1;
- scenario2: S1=0, S2=1, S3=0, condizioni: S1+S2=1;
- scenario3: S1=1, S2=0, S3=1, condizioni: S1+S2+S3=2.