



Ente per le Nuove tecnologie,
l'Energia e l'Ambiente

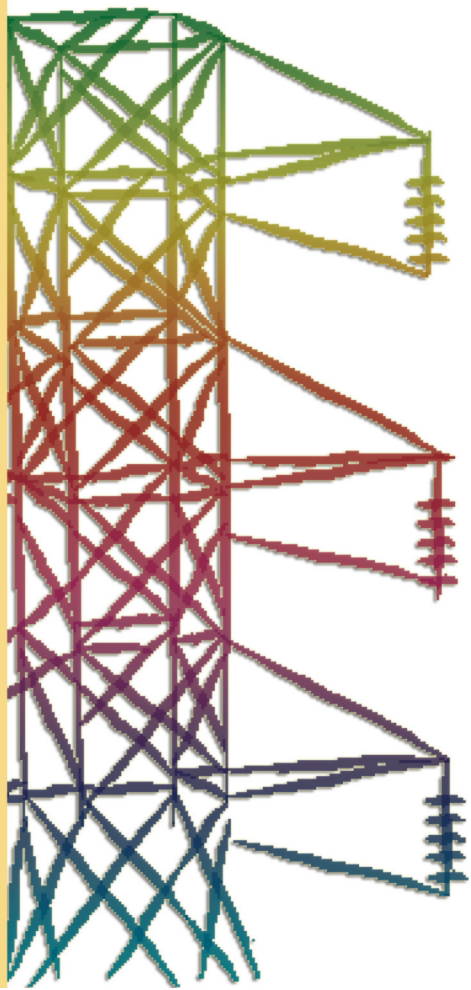


Ministero dello Sviluppo Economico

RICERCA SISTEMA ELETTRICO

Analisi propedeutiche alla progettazione dei depositi per rifiuti di II e III categoria

L. Ferroni L. Gramoccia, M. Moretti, C. Rusconi





Ente per le Nuove tecnologie,
l'Energia e l'Ambiente



Ministero dello Sviluppo Economico

RICERCA SISTEMA ELETTRICO

Analisi propedeutiche alla progettazione dei depositi per rifiuti di II e III categoria

L. Ferroni L. Gramoccia, M. Moretti, C. Rusconi



ANALISI PROPEDEUTICHE ALLA PROGETTAZIONE DEI DEPOSITI PER RIFIUTI DI II E III
CATEGORIA

L. Ferroni L. Gramoccia, M. Moretti, C. Rusconi (CIRTEN)

Gennaio 2009

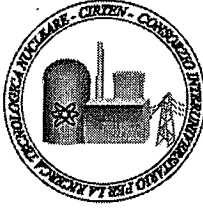
Report Ricerca Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico – ENEA

Area: Produzione e fonti energetiche

Tema: Nuovo Nucleare da Fissione

Responsabile Tema: Stefano Monti, ENEA



CIRTEN
CONSORZIO INTERUNIVERSITARIO
PER LA RICERCA TECNOLOGICA NUCLEARE

UNIVERSITA' LA "SAPIENZA" DI ROMA (ROMA1)
DIPARTIMENTO DI INGEGNERIA ELETTRICA

ANALISI PROPEDEUTICHE ALLA
PROGETTAZIONE DEI DEPOSITI
PER RIFIUTI DI II E III CATEGORIA

AUTORI

Ing. Luisa Ferroni
Ing. Luciano Gramiccia
Ing. Massimo Moretti
Ing. Carlo Rusconi

CERSE-UNIROMA1 RL-1153/2008

Roma, Dicembre 2008

Lavoro svolto in esecuzione della linea progettuale LP4 punto E dell'AdP ENEA MSE del 21/06/07,
Tema 5.2.5.8 – "Nuovo Nucleare da Fissione"

PREMESSA

L'isolamento dei rifiuti radioattivi si realizza tramite combinazioni di barriere naturali e artificiali con tipologie e proporzioni reciproche variabili a seconda delle opzioni di deposito prescelte e dei caratteri fisico-ambientali del territorio sede di tali strutture.

L'isolamento si pone in termini temporali assai distanti per i due gruppi di rifiuti prodotti dalle attività nucleari; rispetto alla classificazione rinvenibile nella GT N. 26, la normativa tecnica nazionale classifica tali gruppi di rifiuti come segue:

- Rifiuti di II categoria: rifiuti a bassa e media attività che contengono essenzialmente radionuclidi con tempi di dimezzamento uguali o inferiori a 30 anni, e una quantità assai limitati di radionuclidi a lunga vita, così da raggiungere, nell'arco di alcune centinaia di anni, concentrazioni di radioattività paragonabili a quelle del fondo naturale. In particolare, la loro concentrazione di radioattività, a seguito dei processi di trattamento e condizionamento, non deve superare, all'atto dello smaltimento, i valori indicati nella Tabella 1 della Guida Tecnica n. 26 dell'APAT. Il loro smaltimento può essere effettuato in depositi definitivi di tipo superficiale o sub-superficiale a bassa profondità.
- Rifiuti di III categoria: rifiuti ad alta attività e/o contenenti quantità significative di radionuclidi a lunga vita, la cui concentrazione di radioattività, a seguito dei processi di trattamento e condizionamento, supera, all'atto dello smaltimento, i valori indicati nella Tabella 1 della Guida Tecnica n. 26 dell'APAT. Tale categoria può includere anche il combustibile irraggiato qualora rientri nella definizione di "rifiuto radioattivo" secondo l'art. 4 comma 3 lettera i del D.L.vo n. 241/00. Lo smaltimento di tali rifiuti è effettuato in formazioni geologiche stabili ad elevata profondità.

I termini temporali dell'isolamento si prevedono in centinaia di anni per il primo gruppo, decine o centinaia di migliaia di anni per il secondo gruppo.

Per l'isolamento dei rifiuti a bassa e media attività e a breve tempo di decadimento (II categoria) sono adottate nel mondo varie configurazioni di deposito e varie ubicazioni

ambientali: realizzazioni in superficie, a piccola profondità o in preesistenti cavità soddisfano l'esigenza di sistemazione definitiva.

Per l'isolamento dei rifiuti ad alta attività e/o a lungo tempo di decadimento (III categoria) esiste un largo e consolidato consenso in ambito scientifico per la soluzione dello smaltimento geologico, e cioè il confinamento dei rifiuti in formazioni geologiche profonde ritenute idonee ad assicurare l'isolamento per i tempi necessari al decadimento, escludendo così carichi sanitari e gestionali indebiti per le generazioni future.

Lo smaltimento geologico presenta già esempi operativi a livello internazionale; al momento l'unico esempio operativo è il deposito di rifiuti radioattivi ad alta attività e/o a lunghissima vita media denominato WIPP (Waste Isolation Pilot Plant) in cui vengono inviati tutti i rifiuti contenenti elementi transuranici prodotti negli USA nel quadro dei programmi militari. Sono operativi, o in fase di approntamento, numerosi laboratori sotterranei per validare ulteriormente siti già selezionati per installazioni consimili.

Nel seguito del lavoro si affronteranno, nella parte I, le principali problematiche di caratterizzazione dei siti e i relativi criteri di progettazione dei depositi di superficie, nella parte II l'analisi dei principali processi di rilascio e migrazione dei radionuclidi e, quindi, i criteri di selezione di un sito geologico.

PARTE I

Caratterizzazione e criteri di progettazione
dei depositi superficiali
per rifiuti di II categoria
e, come fase temporanea, di III categoria

1 CARATTERIZZAZIONE E PROGETTAZIONE DI DEPOSITI SUPERFICIALI

1.1 INTRODUZIONE

Lo smaltimento definitivo dei rifiuti nucleari, una volta trattati e condizionati, dipende dalle caratteristiche radiologiche del rifiuto stesso.

Per i rifiuti che richiedono tempi variabili da qualche decina fino ad alcune centinaia di anni per raggiungere concentrazioni 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, il deposito definitivo è previsto in speciali strutture artificiali in superficie atte ad assicurare il confinamento della radioattività, localizzate in un sito con caratteristiche naturali ed antropiche adeguate e custodito per un periodo dell'ordine di qualche secolo.

Per i rifiuti che richiedono tempi delle migliaia di anni ed oltre per raggiungere concentrazioni dell'ordine di alcune centinaia di Bq/g (una decina di nCi/g), e per il combustibile irraggiato (riprocessato e non) lo smaltimento è previsto in speciali formazioni geologiche profonde, in grado di garantirne l'isolamento dalla biosfera per periodi molti lunghi (decine di migliaia di anni ed oltre). Il reperimento e la qualificazione di un sito con tali caratteristiche richiede, oltre ad investimenti ingenti, anni di studi e valutazioni; nell'attesa della realizzazione di tali depositi definitivi, è prevedibile lo stoccaggio temporaneo dei rifiuti ad alta attività nei depositi destinati ai rifiuti di II categoria se opportunamente progettati.

Nel presente documento sono descritti i criteri di progetto, i requisiti funzionali e le caratteristiche dei principali sistemi ed impianti di un "sistema di immagazzinamento a lungo periodo per rifiuti radioattivi ad alta attività e per il combustibile nucleare irraggiato", nel seguito più semplicemente indicato come "sistema di immagazzinamento", atto, appunto, al deposito definitivo di rifiuti di II categoria e al deposito temporaneo di rifiuti di III.

1.2 CRITERI DI PROGETTO

1.2.1 Criteri generali

Il progetto concettuale del sistema di immagazzinamento si è sviluppato secondo i seguenti criteri generali:

La funzione primaria del sistema di immagazzinamento è quella di custodire e proteggere materiali in esso immagazzinati garantendo, contemporaneamente, la protezione dei lavoratori e delle popolazioni;

La vita di progetto del sistema di immagazzinamento deve essere di almeno 50 anni;
Il sistema di immagazzinamento deve garantire l'integrità dei materiali nello stato in cui essi vengono ricevuti;

Il sistema di immagazzinamento deve garantire l'asportazione del calore generato dai materiali immagazzinati; il pozzo termico finale per l'asportazione del calore è costituito dalla biosfera. Laddove l'asportazione del calore è una funzione essenziale ai fini del mantenimento dell'integrità dei materiali e dei loro contenitori, essa deve essere garantita da sistemi passivi (irraggiamento, convezione, circolazione naturale);

Il sistema di immagazzinamento non deve dar luogo, durante il normale funzionamento, a rilasci significativi di radioattività;

Le dosi al personale ed alle popolazioni debbono essere compatibili con il principio ALARA;

La funzione di immagazzinamento non deve dar luogo a contaminazione permanente dei locali, dei sistemi e dei componenti, per cui alla fine della vita del sistema di immagazzinamento il suo smantellamento deve poter essere di tipo convenzionale;

I materiali immagazzinati devono essere rintracciabili in qualsiasi momento durante la vita del sistema di immagazzinamento;

I materiali immagazzinati debbono essere separati per tipologie omogenee, a seconda delle loro caratteristiche radiologiche e chimico fisiche ed a seconda del destino per essi prevedibile al termine della vita del sistema di immagazzinamento. In particolare, per quanto possibile, devono essere tenuti fisicamente separati, anche se non segregati da barriere ingegneristiche, i rifiuti che al termine dell'esercizio del

sistema di immagazzinamento potranno essere classificati come II categoria secondo la G.T. 26 (Rif. /3/)(β - γ emettitori a breve vita media), e che quindi potranno essere smaltiti definitivamente come tali, da quelli che al termine dell'esercizio del sistema di immagazzinamento continueranno ad essere classificati come III categoria secondo la G.T. 26 (alfa emettitori) che richiederanno, invece, uno smaltimento definitivo di diverso tipo;

Deve essere garantita l'ispezionabilità, diretta o remotizzata, dei materiali immagazzinati;

L'immagazzinamento deve essere inteso come una funzione essenzialmente statica: per i contenitori messi a dimora non si prevedono interventi di manutenzione o di ricondizionamento se non in casi eccezionali.

Per il progetto concettuale del sistema di immagazzinamento, nonché per la definizione dei relativi criteri, sono state applicate le norme e le guide tecniche di seguito riportate.

Normativa e guide tecniche applicabili

- 3) Guida Tecnica N°26 ENEA-DISP – “Gestione dei rifiuti radioattivi”, 1985
- 4) IAEA Technical Reports Series No. 390 – “Interim storage of radioactive waste package”, 1998
- 5) IAEA Safety Series No. 116 – “Design of spent fuel storage facility”, 1994
- 6) IAEA Safety Series No. 117 – “Operation of spent fuel storage facility”, 1994
- 7) IAEA Safety Series No. 118 – “Safety assesment for spent fuel storage facility”, 1994
- 8) IAEA - “Regulations for the safe transport of radioactive material” – 1996 Edition
- 9) IAEA Safety Series No. 7 – “Explanatory Material for IAEA regulations for the safe transport of radioactive material” – Second edition 1990
- 10) IAEA Safety Series No. 37 – “Advisory Material for IAEA regulations for the safe transport of radioactive material” – Third edition 1990
- 11) ANSI/ANS 57.9-1992 “American National Standard design criteria for an independent spent fuel storage installation (dry type)”

12) Regulatory Guide (RG) 1.70 - " Standard Format and Content of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants, LWR Edition." - Revision 3, Novembre 1978

Altri documenti di riferimento

Ministero dell'Industria, del Commercio e dell'Artigianato – “Indirizzi strategici per la gestione degli esiti del nucleare” – 14 Dicembre 1999

ENEA Task Force per il sito nazionale di deposito dei materiali radioattivi – “Deposito nazionale per i rifiuti radioattivi- Situazione e stato delle azioni a settembre 1999”

ENEA Task Force per il sito nazionale di deposito dei materiali radioattivi – “Inventario nazionale dei rifiuti radioattivi” – 2^a edizione, 1999

Gesellschaft für Reaktorsicherheit mbH – “Konrad Transport Study: Safety analysis of the transportation of radioactive waste to the Konrad waste disposal site”, 1992

10 CFR PART 72 – “Licensing requirements for independent storage of spent fuel and high-level radioactive waste”

H. Lutz - “Zwilag – The swiss complex for central interim storage of all categories of radioactive waste and for LLW-treatment” – Radioactive waste management and environmental remediation – ASME 1999

ENEA RAD “Dry storage casks for Elk River spent fuel – design requirements for casks and storage facility” – Rev 0.

BLG – “A visit to BLG in Goerleben – Safe waste management for protection of the environment”

1.2.2 Requisiti del sistema di immagazzinamento

Il sistema di immagazzinamento nel suo insieme deve garantire le seguenti funzioni:

- Contenimento della radioattività;
- Schermaggio delle radiazioni;
- Protezione dei materiali da agenti atmosferici;
- Protezione dei materiali da eventi naturali;
- Protezione dei materiali da eventi umani esterni;
- Protezione dei materiali da eventi accidentali interni;
- Rimozione del calore generato dai materiali;

- Mantenimento della condizione di sottocriticità;
- Controllo parametri fisici nell'area di immagazzinamento;
- Monitoraggio radiologico dell'area di immagazzinamento;
- Rintracciabilità dei materiali immagazzinati;
- Ispezionabilità dell'area di immagazzinamento;
- Ispezionabilità dei contenitori immagazzinati;
- Interventi sui contenitori immagazzinati (ad esempio sostituzione delle tenute di un cask);
- Movimentazione dei contenitori immagazzinati;
- Decontaminazione delle aree eventualmente contaminate.

1.2.3 Condizioni di impianto

Classificazione delle condizioni di impianto

Tutte le condizioni di funzionamento del sistema di immagazzinamento sono state raggruppate in tre livelli:

Livello I – Condizioni normali

Rientrano in questa categoria tutte le condizioni in cui è previsto che il sistema possa trovarsi con regolarità o frequentemente durante il normale esercizio.

Tra le condizioni normali si citano, a solo titolo di esempio:

- ricevimento, controllo e movimentazione dei materiali in ingresso al sistema;
- movimentazione e preparazione dei materiali in uscita dal sistema;
- brevi mancanze di energia elettrica;
- temporali e fulmini.

Livello II – Condizioni anormali

Rientrano in questa categoria tutte le condizioni che non si prevede si verifichino con regolarità durante il normale esercizio ma che possono, comunque, presentarsi con frequenza dell'ordine di un evento/anno.

Tra le condizioni anormali si citano, a solo titolo di esempio:

- movimentazione dei materiali durante il periodo di immagazzinamento;
- mancanze prolungate di energia elettrica;
- malfunzionamento di un singolo componente attivo.

Livello III – Condizioni incidentali

Rientrano in questa categoria tutte le condizioni non attese ma che, comunque, sono prese in considerazione perché potrebbero, in linea di principio, verificarsi ed in questa eventualità potrebbero dar luogo ad importanti impatti radiologici sulla biosfera.

Tra le condizioni incidentali si citano, a solo titolo di esempio:

- sisma di progetto;
- tornado;
- inondazione;
- missili generati da eventi naturali (tornado) o umani;
- impatto aereo;
- incendio;
- esplosione.

Obiettivi di livello di impatto ambientale

Gli obiettivi di impatto ambientale devono essere differenziati per le diverse condizioni di impianto

Livello I – Condizioni normali

Durante le condizioni normali l'impatto ambientale deve essere praticamente trascurabile.

Nessun rilascio di effluenti radioattivi deve aver luogo all'esterno dell'impianto così come la contaminazione all'interno dell'impianto deve essere praticamente trascurabile.

L'irraggiamento può essere significativo solo all'interno del sistema di immagazzinamento mentre all'esterno dello stesso deve essere garantita una dose massima, a chiunque si trovi alla distanza minima consentita dal sistema, inferiore a 0.1 mSv/anno.

Livello II – Condizioni anormali

Durante le condizioni anormali di funzionamento devono essere rispettati gli stessi requisiti validi per le condizioni normali di funzionamento.

Livello III – Condizioni incidentali

Durante le condizioni incidentali deve essere garantita una dose massima, a chiunque si trovi alla distanza minima consentita dal sistema, inferiore a 10 mSv/evento.

Per eventi esterni con probabilità di accadimento inferiore a 10^{-3} eventi/anno (ad esempio impatto aereo) il valore di dose massimo consentito per una persona che stazioni ad 1 m di distanza da un eventuale contenitore danneggiato per 30 minuti, portando in conto i contributi di irraggiamento gamma e beta, la contaminazione trasferita e la dose per sommersione, è aumentata a 50 mSv/evento.

Questo valore di dose coincide con il valore fissato dall'IAEA in caso di incidenti durante il trasporto di materiali radioattivi (RIF. /8/) ed evidenzia la conservatività del limite prescritto in relazione sia alla più elevata probabilità di accadimento di incidente durante il trasporto sia alle diverse condizioni di accadimento dell'eventuale incidente (che nel caso in esame avverrebbe in un impianto comunque recintato e sorvegliato invece che su strada pubblica) che rendono impossibile alla popolazione l'avvicinamento all'eventuale sorgente di radioattività al di sotto delle distanze minime fissate in sede di progetto.

Basi di progetto

Nel progetto di strutture, sistemi e componenti, dovranno essere portati in conto tutti i carichi, permanenti e transitori, derivanti dalle condizioni di impianto.

Livello I – Condizioni normali

Dovranno essere portati in conto :

- carichi “morti” derivanti dalle condizioni di esercizio normali (pesi, pressione interna ed esterna, carichi dovuti alle temperature, etc.);
- carichi “vivi” derivanti dalle operazioni dei sistemi di impianto (impatti, vibrazioni, carichi transitori, etc.);
- transitori termici normali.

Livello II – Condizioni anormali

Dovranno essere portati in conto :

- carichi “morti” derivanti dalle condizioni di esercizio anormali (pesi, pressione interna ed esterna, carichi dovuti alle temperature, etc.);
- carichi “vivi” derivanti dalle operazioni dei sistemi di impianto (impatti, vibrazioni, etc.)
- transitori termici anormali;
- carichi derivanti da malfunzionamenti o errate operazioni classificati in livello II, combinati con carichi morti, vivi e transitori termici riferiti a condizioni di esercizio normali.

Livello III – Condizioni incidentali

Dovranno essere portati in conto :

- carichi “morti” derivanti dalle condizioni di esercizio anormali (pesi, pressione interna ed esterna, carichi dovuti alle temperature, etc.);
- transitori termici incidentali;
- carichi derivanti da eventi classificati in livello III, combinati con carichi morti e vivi e transitori termici riferiti a condizioni di esercizio normali.

1.2.4 Classificazione delle strutture, sistemi e componenti

Classificazione di sicurezza

Strutture, sistemi e componenti sono suddivisi in due categorie a seconda delle funzioni da essi svolte:

- Rilevanti ai fini della Sicurezza (RS)
- Non Rilevanti ai fini della Sicurezza (NRS)

Alla prima categoria appartengono tutte le strutture, i sistemi ed i componenti il cui malfunzionamento può condurre al rilascio di materiali radioattivi all'esterno delle strutture di contenimento in quantità superiori a quelle consentite nelle diverse condizioni di impianto.

Alla seconda appartengono tutte le strutture, i sistemi ed i componenti che non appartengono alla prima categoria.

Per rendere i criteri di progetto, costruzione, montaggio e manutenzione coerenti con la precedente qualificazione di sicurezza, sono introdotte due classificazioni aggiuntive:

- Livello di qualità (LQ)
- Classe sismica (CS)

Classificazione dei livelli di qualità

Sono previsti tre livelli di qualità:

- LQ1 riferito a strutture, sistemi e componenti rilevanti ai fini della sicurezza per i quali è richiesta, oltre ad un progetto, una costruzione, un montaggio ed una manutenzione basate su un programma di garanzia di qualità, anche l'adozione di ampi margini di sicurezza ed una qualificazione, via analisi o via esperienza o via test, per le condizioni di esercizio;
- LQ2 riferito a strutture, sistemi e componenti non rilevanti ai fini della sicurezza per i quali è richiesto un elevato standard industriale ed una costruzione basata su un programma di garanzia della qualità;

- QC riferito a strutture, sistemi e componenti non classificati in LQ1 e LQ2 per i quali è richiesto un livello di qualità di tipo commerciale.

Classificazione sismica

La classificazione sismica adottata è la seguente:

- CS1, riferita a strutture, sistemi e componenti rilevanti ai fini della sicurezza che debbono fronteggiare il maggior sisma ipotizzabile sul sito di localizzazione del sistema di immagazzinamento, combinato con altri carichi, senza nessuna perdita di integrità, di tenuta e di tutte le altre funzioni rilevanti ai fini della sicurezza;
- CS2, riferita a strutture, sistemi e componenti non rilevanti ai fini della sicurezza il cui collasso, durante o dopo il maggior sisma ipotizzabile sul sito di localizzazione del sistema di immagazzinamento, può compromettere la funzionalità di strutture, sistemi e componenti CS1 o rendere difficile la adozione di misure post-sisma. Per queste strutture, sistemi e componenti deve essere garantita l'assenza del collasso strutturale durante il maggior sisma ipotizzabile;
- NSC, si riferisce a strutture, sistemi e componenti non classificati in CS1 e CS2, per la quale il progetto deve essere eseguito secondo le regole dell'ingegneria antisismica in accordo con la normativa vigente in materia di costruzioni civili e meccaniche.

1.2.5 Protezione da eventi esterni di origine naturale

Nel progetto del sistema di immagazzinamento devono essere presi in conto gli eventi naturali descritti nel seguito.

Tornado

Le caratteristiche del massimo tornado ipotizzabile dipendono dalle caratteristiche meteorologiche del sito.

In assenza di un sito di riferimento le principali caratteristiche del tornado da assumere sono le seguenti:

Massima velocità rotazionale	73.5	m/s
Massima velocità traslazionale	24	m/s
Raggio corrispondente alla massima velocità traslazionale	45	m

Alluvione

Il livello di inondazione è fortemente dipendente dalle caratteristiche meteorologiche, idrologiche e geografiche del sito di riferimento; non è quindi possibile definire un livello di inondazione prima della scelta del sito. In ogni caso il sistema di immagazzinamento sarà progettato in modo che sia fisicamente impossibile l'allagamento di strutture, sistemi e componenti anche nel caso di raggiungimento del massimo livello di acqua.

Fulmini

La frequenza e le caratteristiche dei fulmini dipendono dalle caratteristiche meteorologiche e geografiche del sito.

In assenza di un sito di riferimento le principali caratteristiche del livello ceruleo da assumere sono le seguenti:

Giorni di tempesta per anno	40	
Densità di fulmini al suolo	7	fulmini/km ²
Tempo di salita della corrente	1	ms
Massima corrente	250	kA
Energia	2·10 ⁷	A ² s
Resistività del suolo	150÷300	Ω/m

Missili generati da fenomeni naturali

Le caratteristiche dei missili provocati da eventi naturali dipendono dalle caratteristiche meteorologiche e geografiche del sito ed in particolare dal tornado di riferimento.

In assenza di un sito di riferimento, le principali caratteristiche dei missili da assumere sono le seguenti:

Missile n° 1 – Veicolo

Peso	1000	kg
------	------	----

Velocità di impatto	12.25	m/s
Quota di impatto	7	m
Area di impatto	2.1	m ²

Missile n° 2 – Barra d'acciaio

Lunghezza	3	m
Diametro	7.5	cm
Peso	35	kg
Velocità di impatto		24.5 m/s
Quota di impatto		illimitata
Direzione di impatto		perpendicolare

Missile n° 3 – Palo in legno

Dimensioni	0.1 m x 0.3 m x 3.6 m
Peso	50 kg
Velocità di impatto	24.5 m/s
Quota di impatto	illimitata
Area di impatto	0.3 m x 3.6 m

Sisma

Le caratteristiche del massimo sisma ipotizzabile dipendono dalle caratteristiche geotettoniche del sito.

In assenza di un sito di riferimento vengono definiti tre siti caratterizzati, rispettivamente, da una struttura geo-tettonica soffice, media e rigida.

In figura 1.1 è riportato lo spettro orizzontale al suolo per i tre siti ipotizzati in Italia; in tutti e tre i casi si assume una accelerazione ad alta frequenza ("zero-period") pari a 0.25 g.

L'accelerazione verticale da assumere è pari al 50% dell'accelerazione orizzontale.

1.2.6 Protezione contro eventi esterni derivanti da attività umane

Nel progetto del sistema di immagazzinamento devono essere presi in conto una serie di eventi derivanti da attività umane. Questi sono di seguito elencati

Onda piana di pressione

Le caratteristiche dell'onda piana di pressione assunta a riferimento sono sintetizzate in figura 1.2.

Missili prodotti da attività umane

Eventuali missili prodotti da attività umane sono involuppati dall'impatto aereo descritto al paragrafo successivo.

Impatto aereo

Le caratteristiche dell'impatto aereo di riferimento sono le seguenti:

Massa	20000 kg
Velocità di impatto	215 m/s
Angolo di impatto	perpendicolare
Area di impatto	7 m ²

In figura 1.3 è riportato il diagramma temporale di carico dovuto all'impatto.

All'impatto aereo è associato anche un carico di fuoco di 3000 kg di combustibile aeronautico (cherosene).

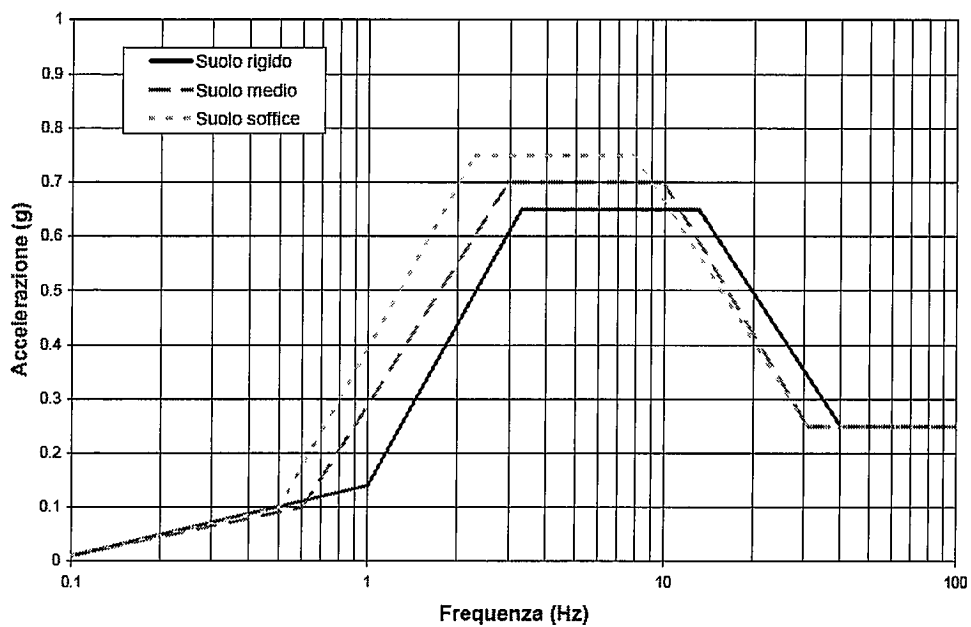


Figura 1.1 Spettro di risposta orizzontale al suolo

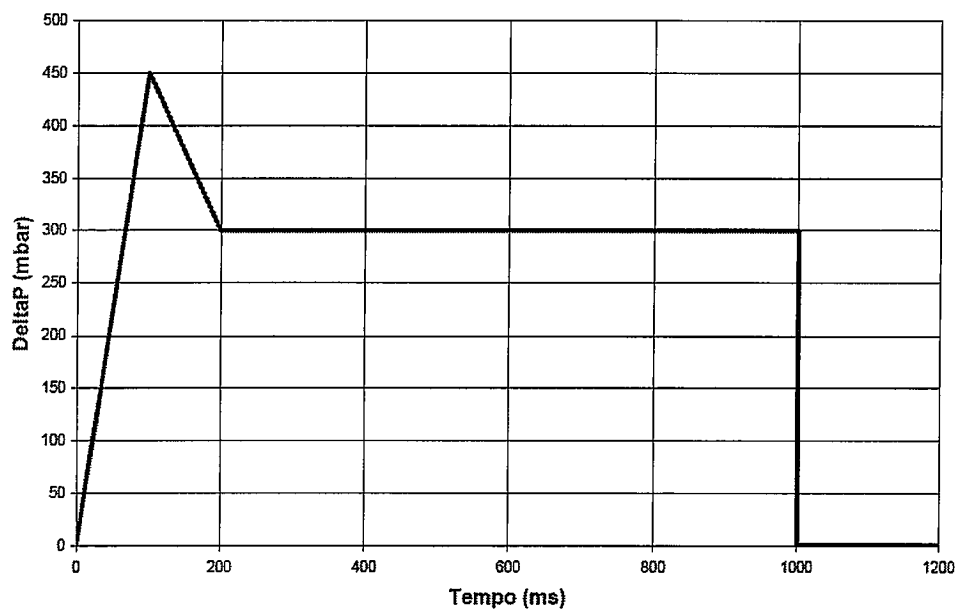


Figura 1.2 Onda piana di pressione

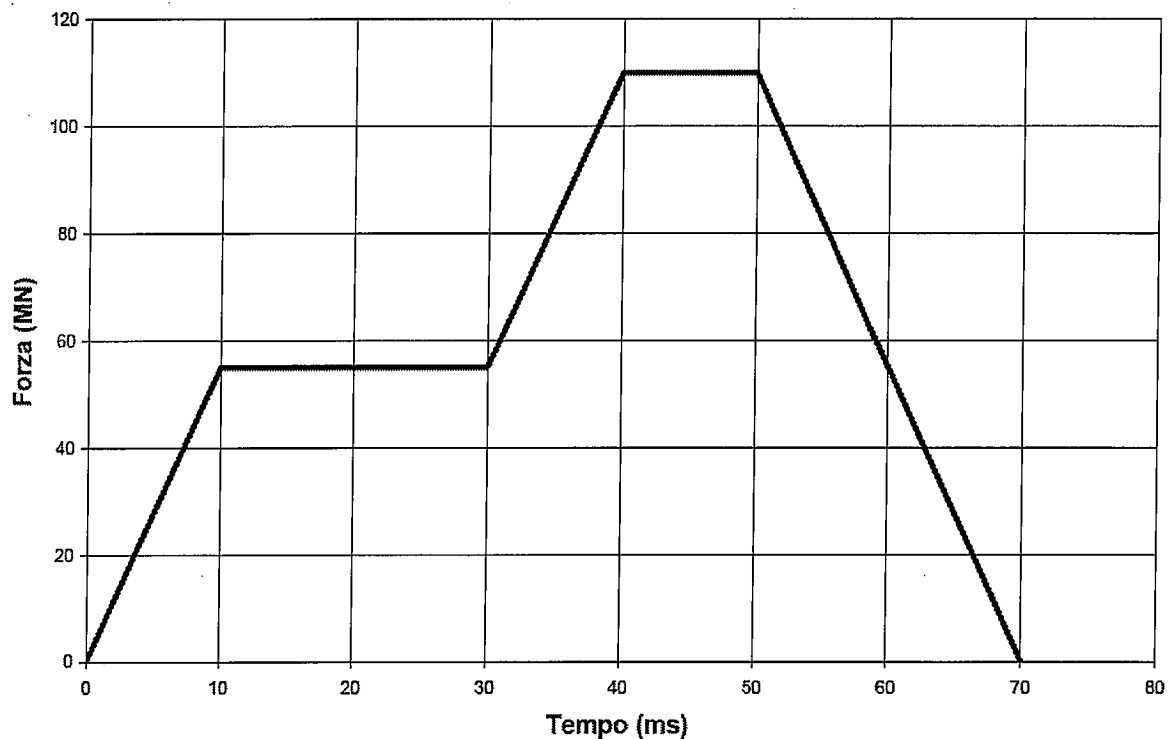


Figura 1.3 Diagramma di carico associato ad impatto aereo

1.2.7 Protezione da eventi incidentali interni

Gli eventi incidentali interni da prendere in considerazione per il progetto del sistema di immagazzinamento potranno essere definiti solo a valle della definizione dell'analisi di sicurezza, e quindi della individuazione delle possibili evoluzioni di eventi incidentali, applicata almeno al Progetto di Massima del deposito.

Si riportano, a solo titolo di esempio, alcuni eventi incidentali da prendere sicuramente in considerazione, fermo restando, come già accennato, che gli eventi dovranno essere confermati dall'analisi degli incidenti, così come dovrà essere evidenziata l'eventuale presenza di ulteriori eventi applicabili:

- perdita di integrità di un contenitore;
- caduta di un contenitore durante la movimentazione;
- incendio;
- perdita dei sistemi di asportazione del calore.

1.2.8 Criteri per il rispetto dei requisiti del sistema di immagazzinamento

Vengono nel seguito descritti i criteri di progetto adottati per garantire le funzioni elencate al § 1.2.2.

- Contenimento della radioattività

Il contenimento dei materiali radioattivi può essere garantito con modalità diverse per le diverse tipologie di rifiuto.

Combustibile, rifiuti vetrificati e preparati radiferi

Il contenimento di tutti i radionuclidi contenuti nei materiali suddetti deve essere garantito dai contenitori utilizzati per l'immagazzinamento degli stessi (confinamento statico).

A tale fine, i contenitori utilizzati dovranno garantire la tenuta (tasso di perdita in condizioni standard inferiore o uguale a $1 \cdot 10^{-7}$ mbar-l/s).

Gli edifici destinati all'accettazione, al controllo ed all'immagazzinamento di detti materiali non devono, quindi, espletare funzioni di contenimento della radioattività.

Negli edifici dove è necessario rimuovere il confinamento statico garantito dai contenitori (cella calda) deve, invece, essere garantito il contenimento della radioattività; questo deve essere realizzato per mezzo di un apposito sistema di confinamento statico e dinamico, ottenuto, rispettivamente, attraverso l'intercettazione a tenuta delle penetrazioni e da un sistema di ventilazione equipaggiato con filtrazione in aspirazione e mandata.

Altri rifiuti che richiedono tempi delle migliaia di anni ed oltre per raggiungere concentrazioni dell'ordine di alcune centinaia di Bq/g (una decina di nCi/g)

Il contenimento di tutti i radionuclidi contenuti nei rifiuti deve essere garantito attraverso l'adozione contemporanea di un sistema di confinamento statico e dinamico.

Le barriere di confinamento statico sono, in sequenza:

matrice solida del manufatto;
contenitore del manufatto;
contenitore immagazzinamento;
edificio di immagazzinamento.

Il sistema di confinamento dinamico deve essere realizzato attraverso un sistema di ventilazione equipaggiato con filtrazione in aspirazione e mandata.

- Schermaggio delle radiazioni

Lo schermaggio delle radiazioni prodotte dai materiali deve essere garantito attraverso l'adozione di una serie di barriere interposte tra radionuclidi e lavoratori o popolazione. Tali barriere sono costituite, in sequenza, da:

matrice solida del manufatto;
contenitore del manufatto;
contenitore di immagazzinamento;
edificio di immagazzinamento i;
eventuali barriere esterne.

Le prime tre barriere, unitamente alla elaborazione di idonee procedure di accesso alle aree di accettazione, controllo ed immagazzinamento, alla adozione di idonee strategie di immagazzinamento che sfruttino gli effetti di schermaggio dei manufatti "caldi" per mezzo dei manufatti più "freddi" ed all'eventuale impiego di schermi aggiunti, devono minimizzare quanto più possibile (criterio ALARA) le dosi al personale:

dose massima annuale 50 mSv

dose massima in 5 anni 100 mSv

Negli edifici dove è necessario rimuovere tutte o parte delle prime tre barriere (cella calda), il rispetto del criterio ALARA deve essere garantito dalle strutture di schermaggio dell'edificio stesso.

L'insieme delle barriere sopra elencate deve garantire una dose massima alla popolazione, con riferimento alla distanza minima dai contenitori consentita, inferiore a 0.1 mSv/anno.

- Protezione dei materiali da agenti atmosferici

La protezione dei materiali dagli agenti atmosferici deve essere garantita dagli edifici di accettazione, controllo, immagazzinamento e manutenzione.

- Protezione da eventi naturali

Tornado

La protezione dal massimo tornado ipotizzabile deve essere garantita dalla matrice di immobilizzo del manufatto (ove presente) e/o dal suo contenitore.

Gli edifici dove ha luogo l'accettazione, il controllo e l'immagazzinamento non dovranno quindi fornire tale protezione; essi dovranno comunque garantire l'assenza di collasso strutturale globale.

Devono, comunque, essere verificate le conseguenze di un collasso strutturale globale di detti edifici.

Negli edifici dove è necessario rimuovere la protezione fornita dai contenitori (cella calda), la protezione dal tornado deve, invece, essere garantita dall'edificio stesso che, in tali condizioni, deve assicurare tutte le funzioni rilevanti ai fini della sicurezza.

Alluvione

La protezione da alluvione deve essere garantita attraverso una opportuna scelta del sito e delle quote realizzative del sistema di immagazzinamento.

Fulmini

La protezione da fulmini deve essere garantita dagli edifici di accettazione, controllo e immagazzinamento unitamente agli impianti ausiliari preposti a tale protezione.

Missili generati da eventi naturali

La protezione dai missili generati da eventi naturali (tornado) deve essere garantita dalla matrice di immobilizzo del manufatto (ove presente) e/o dal suo contenitore.

Gli edifici dove ha luogo l'accettazione, il controllo e l'immagazzinamento non dovranno quindi fornire tale protezione; essi dovranno comunque garantire l'assenza di collasso strutturale globale.

Devono, comunque, essere verificate le conseguenze di un collasso strutturale globale di detti edifici.

Negli edifici dove è necessario rimuovere la protezione fornita dai contenitori (cella calda), la protezione da missili deve, invece, essere garantita dall'edificio stesso che, in tali condizioni, deve assicurare tutte le funzioni rilevanti ai fini della sicurezza.

Sisma

La protezione dal massimo sisma ipotizzabile deve essere garantita dalla matrice di immobilizzo del manufatto (ove presente) e/o dal suo contenitore.

Gli edifici dove ha luogo l'accettazione, il controllo e l'immagazzinamento non dovranno quindi fornire tale protezione; essi dovranno, comunque, garantire l'assenza di collasso strutturale globale e pertanto devono essere classificati in CS2.

Devono, comunque, essere verificate le conseguenze di un collasso strutturale globale di detti edifici.

Negli edifici dove è necessario rimuovere la protezione fornita dai contenitori (cella calda), la protezione da sisma deve, invece, essere garantita dall'edificio stesso che, in tali condizioni, deve assicurare tutte le funzioni rilevanti ai fini della sicurezza; tali edifici saranno pertanto classificati in CS1.

Protezione da eventi umani esterni

La protezione da eventi umani esterni (onda piana da esplosione, missili, impatto aereo) deve essere garantita dalla matrice di immobilizzo del manufatto (ove presente) e/o dal suo contenitore.

Gli edifici dove ha luogo l'accettazione, il controllo e l'immagazzinamento dovranno quindi fornire tale protezione; essi dovranno comunque garantire l'assenza di collasso strutturale globale.

Devono, comunque, essere verificate le conseguenze di un collasso strutturale globale di detti edifici.

Negli edifici dove è necessario rimuovere la protezione fornita dai contenitori (cella calda), la protezione da sisma deve, invece, essere garantita dall'edificio stesso che, in tali condizioni, deve assicurare tutte le funzioni rilevanti ai fini della sicurezza.

Protezione da eventi accidentali interni

Tutti i sistemi rilevanti ai fini della sicurezza dovranno essere progettati, costruiti, montati e mantenuti garantendo che un singolo guasto o una singola errata manovra non pregiudichi le sue funzionalità rilevanti ai fini della sicurezza (criterio del guasto singolo).

Tutti i sistemi, le apparecchiature e le strutture dovranno essere protetti da incendio attraverso la limitazione del carico di fuoco presente negli ambienti, l'adozione di materiali non propaganti incendio e l'adozione di sistemi di rivelazione e spegnimento compatibili con i materiali radioattivi immagazzinati e con le apparecchiature previste in uso.

Asportazione del calore

L'asportazione del calore generato dai materiali radioattivi può essere garantita con modalità diverse per le diverse tipologie di materiali. Per esempio:

Combustibile e rifiuti vetrificati

Questi rifiuti sono caratterizzati da una produzione di calore non trascurabile (dell'ordine di alcuni chilowatt per contenitore) che richiede una elevata disponibilità del sistema di raffreddamento.

La rimozione del calore deve essere assicurata con sistemi passivi a circolazione naturale utilizzando l'aria esterna come fluido termovettore e l'atmosfera come pozzo termico.

La differenza tra la temperatura dell'aria in ingresso ed in uscita deve essere, in condizioni normali di funzionamento, inferiore a 15°C.

Devono, comunque, essere verificate le conseguenze della indisponibilità del sistema di raffreddamento.

Preparati radiferi ed altri rifiuti ad alta attività

Questi rifiuti sono caratterizzati da una produzione di calore trascurabile, che non richiede la presenza di un sistema di raffreddamento.

Deve comunque essere prevista la presenza di un sistema di ventilazione (equipaggiato con filtrazione assoluta in aspirazione e mandata) per il mantenimento di condizioni termoisometriche compatibili sia con i rifiuti sia con l'accesso del personale.

Mantenimento della condizione di sottocriticità nel combustibile

Il mantenimento delle condizioni di sottocriticità dovrà essere garantito dalla disposizione del combustibile all'interno dei contenitori e di questi all'interno dell'edificio di immagazzinamento.

Controllo parametri fisici nelle aree di immagazzinamento

In tutti gli ambienti di accettazione, controllo ed immagazzinamento devono essere monitorate in continuo temperatura, pressione ed umidità.

Le misure di tali parametri saranno disponibili in sala controllo.

Monitoraggio radiologico nelle aree di immagazzinamento

In tutti gli ambienti di accettazione, controllo ed immagazzinamento devono essere monitorate la contaminazione in aria e l'irraggiamento; nei locali con materiali fissili deve, inoltre, essere monitorato il flusso neutronico.

Le misure di tali parametri saranno disponibili in sala controllo.

Identificazione e rintracciabilità dei contenitori

Tutti i contenitori ed i manufatti immagazzinati saranno collocati in posizione univocamente identificata e recuperabile.

Ispezionabilità dell'area nelle aree di immagazzinamento

Le aree di immagazzinamento saranno interamente ispezionabili, comprese le parti strutturali degli edifici.

Ispezionabilità dei contenitori

Tutti i contenitori immagazzinati saranno ispezionabili, in modo diretto o remotizzato, con disponibilità in sala controllo delle immagini remotizzate.

Interventi sui contenitori

Gli interventi sui contenitori immagazzinati sono da considerarsi operazioni eccezionali da effettuarsi a seguito di malfunzionamenti dei sistemi di tenuta o di danneggiamento dei contenitori.

Infatti, in condizioni normali di esercizio non è previsto alcun intervento di manutenzione sui contenitori immagazzinati.

Tuttavia il sistema di immagazzinamento è strutturato per poter permettere interventi in casi di emergenza.

A tal fine è presente un sistema di trasferimento fino alla cella calda dove è possibile ripristinare le condizioni necessarie per l'immagazzinamento dei contenitori.

Movimentazione dei contenitori

La movimentazione dei contenitori avverrà in modo remotizzato attraverso carrelli su rotaie e gru a ponte.

All'interno di ciascun ambiente (accettazione, controllo, immagazzinamento) non potrà avvenire la movimentazione contemporanea di più di un contenitore.

Decontaminazione delle aree eventualmente contaminate

L'unica area in cui si è possibile contaminazione in condizioni di esercizio è costituita dalla cella calda; essa deve, quindi, essere realizzata in modo da garantire un decontaminazione spinta. In particolare, deve essere interamente rivestite con un liner in acciaio ed equipaggiata con un sistema di raccolta dei liquidi di lavaggio che invierà tali liquidi ad un apposito sistema di stoccaggio.

Nelle zone di accettazione, controllo ed immagazzinamento non si prevede, invece, la necessità di un sistema fisso di decontaminazione.

In tali zone tutte le superfici saranno comunque protette con vernici decontaminabili. Eventuali interventi eccezionali di decontaminazione verranno effettuati con sistema mobile.

1.3 DESCRIZIONE DEL SISTEMA DI IMMAGAZZINAMENTO

Vengono elencati, di seguito, i principali sistemi ed impianti previsti per un sistema di immagazzinamento.

1.3.1 Sezione combustibile e rifiuti vetrificati

Le strutture portanti devono presentare una classificazione di sicurezza ed una classificazione sismica differenziata tra le diverse zone che la compongono.

Zona di carico/scarico casks

La realizzazione della struttura e le apparecchiature utilizzate debbono essere conformi alla normativa vigente in campo di sicurezza convenzionale; in aggiunta, esse sono classificate in LQ2 e CS2 secondo i criteri riportati al § 1.2.4 e debbono essere a prova di guasto singolo.

Dal punto di vista radiologico, la zona di carico/scarico può essere zona non classificata.

Zona di accettazione, controllo e preparazione casks

La zona di accettazione, controllo e preparazione casks deve essere attrezzata per lo svolgimento delle seguenti operazioni:

- accettazione del cask nelle condizioni di trasporto;
- rimozione dei sistemi di equipaggiamento per il trasporto;
- controllo radiometrico dei casks (determinazione dei livelli di irraggiamento al contatto e ad 1 m e della contaminazione superficiale trasferibile)
- preparazione dei casks per l'immagazzinamento (montaggio sistemi di monitoraggio tenute, etc.)
- movimentazione dei casks all'interno della zona e verso la zona di immagazzinamento e verso la cella calda

Nella zona di accettazione, controllo e preparazione devono essere presenti, in particolare, i seguenti sistemi ausiliari:

- sistema di movimentazione, costituito da carroponete e carrelli su rotaie;
- sistema di ventilazione, comune anche alla zona di accettazione altri rifiuti di III categoria;
- sistema di rivelazione ed estinzione incendio;
- sistema di monitoraggio radiologico;
- sistema di telesorveglianza;
- sistema di comunicazione.

Zona di immagazzinamento casks

La zona di immagazzinamento dei casks deve essere attrezzata per lo svolgimento delle seguenti operazioni:

- stoccaggio a lungo termine dei casks;
- asportazione del calore di decadimento del combustibile irraggiato. La rimozione del calore di decadimento è conveniente sia realizzata in maniera passiva, fruendo della circolazione naturale dell'aria esterna opportunamente garantita dalla struttura stessa dell'edificio;
- monitoraggio del sistema di tenute dei casks;
- movimentazione dei casks.

La presenza di combustibile fresco ed irraggiato impone, in aggiunta a quanto necessario nelle altre zone del sistema di immagazzinamento:

- la presenza di un sistema di monitoraggio dell'irraggiamento neutronico.

Nella zona di immagazzinamento dei casks devono essere presenti, in particolare, i seguenti sistemi ausiliari:

- sistema di movimentazione, costituito da carroponete e carrelli su rotaie;
- sistema di rivelazione ed estinzione incendio;
- sistema di monitoraggio radiologico (neutronico + gamma);

- sistema di monitoraggio dei parametri ambientali (temperatura ed umidità);
- sistema di telesorveglianza;
- sistema di comunicazione.

Cella calda

La cella calda deve essere attrezzata per lo svolgimento delle seguenti operazioni:

- interventi sui casks (apertura, chiusura, sostituzione tenute, etc.);
- trasferimento degli elementi di combustibile da un cask ad un altro;
- interventi straordinari sugli elementi di combustibile (imbottigliamento, etc.);
- interventi sugli elementi di combustibile per lo smaltimento finale (incannaggio);
- interventi di taglio e di saldatura;
- controllo delle saldature;
- interventi sui contenitori in genere.

All'interno della cella devono essere presenti le seguenti attrezzature:

- un carroponete;
- un telemanipolatore di potenza;
- un telemanipolatore di precisione;
- apparecchiature di taglio;
- apparecchiature di saldatura;
- apparecchiature radiografiche;
- telecamere;
- apparecchiature per la decontaminazione;
- rastrelliere per deposito temporaneo degli elementi di combustibile;
- SAS d'ingresso/uscita personale e ingresso/uscita casks per garantire il confinamento statico dell'area interna della cella;
- sistema di confinamento statico della cella realizzato da un sistema attivo di ventilazione che imponga un profilo di pressioni decrescente per mantenere l'interno della cella in depressione rispetto ai locali ad essa adiacenti.

Nella cella calda devono essere presenti, in particolare, i seguenti sistemi ausiliari:

- sistema di ventilazione;
- sistema di rivelazione ed estinzione incendio;
- sistema di monitoraggio radiologico;
- sistema di telesorveglianza;
- sistema di comunicazione.

1.3.2 Sezione altri rifiuti ad alta attività

Anche in questa sezione devono essere presenti:

- Zona di carico/scarico
- Zona di accettazione, controllo e non conformità
- Zona di immagazzinamento

Le principali attrezzature di Fisica Sanitaria previste, in particolare, per queste zone sono: mani e piedi;

teletectors;

contaminametri;

dosi cards;

campionatori d'aria;

campionatore d'aria al camino.

1.4 CARATTERISTICHE DEI PRINCIPALI SISTEMI A SERVIZIO DEL SITO

Vengono descritte nel seguito le caratteristiche dei principali sistemi ed impianti del sistema di immagazzinamento. Le caratteristiche descritte sono quelle necessarie alla definizione del progetto concettuale, sono pertanto definiti, ove possibile:

- i requisiti richiesti al sistema;
- le caratteristiche principali del sistema;
- i carichi dimensionanti.

Sistema di monitoraggio tenute casks

Durante l'immagazzinamento ciascun cask è opportuno sia connesso ad un sistema di monitoraggio delle tenute. A tal fine, su ciascun cask, deve essere installato un misuratore della pressione regnante nell'intercapedine tra il primo ed il secondo coperchio.

E' opportuno che le misure siano portati in sala controllo dove verranno elaborate in modo tale che per ogni posizione di immagazzinamento:

- sia presente un segnale di allarme al superamento della soglia inferiore;
- sia disponibile il valore istantaneo della pressione;
- sia registrato l'andamento della pressione.

Tutti i componenti del sistema di monitoraggio tenute casks è opportuno siano classificati in LQ2.

Sistema di ventilazione

Un sistema di ventilazione a filtrazione assoluta deve presente all'interno delle seguenti zone dell'impianto:

- zona di accettazione, controllo e preparazione casks;
- cella calda;
- sale di immagazzinamento rifiuti di III categoria.

Al sistema di ventilazione sono affidate le seguenti funzioni:

- confinamento dinamico dell'ambiente;
- controllo dei parametri ambientali (temperatura ed umidità);

- controllo dei rilasci aeriformi all'ambiente esterno.

Ciascuna sezione dell'impianto deve essere dimensionata per imporre un profilo di pressioni decrescente verso le zone a più elevato rischio di contaminazione.

In tal modo è garantito il confinamento dinamico della contaminazione durante lo svolgimento di tutte le operazioni che richiedono la rimozione di alcune barriere di confinamento statico.

L'aria di ripresa, dopo la filtrazione, è convogliata ad un camino provvisto di presa campione per il monitoraggio dell'aria. Un ulteriore punto di controllo radiometrico dell'aria è previsto a valle di ciascun ventilatore di ripresa al servizio delle singole zone.

In tabella 1.1 sono riportati i dati di dimensionamento principali delle principali sezioni riferite a un deposito-tipo.

SEZIONE	ΔP [Pa]	LAVAGGI [Ricambi/h]	CONDIZIONAMENTO [SI/NO]
zona di accettazione, controllo e preparazione casks	20	2	SI
celle calde	80	10	NO
locali di controllo celle calde	40	5	SI
sale di immagazzinamento altri rifiuti ad alta attività	40	1	NO

Tabella 2.1 – Carichi dimensionanti per il sistema di ventilazione

Sistema rivelazione ed estinzione incendio

Il sistema di rivelazione ed estinzione incendio ha la funzione di mitigare le conseguenze di un eventuale incendio sviluppatosi all'interno del sistema di immagazzinamento.

Esso prevede:

- sensori automatici passivi di rivelazione d'incendio;

- segnalatori d'allarme luminosi (lampade) e sonori (sirene);
- impianto di estinzione fisso ad attivazione automatica;
- impianto di estinzione mobile, costituito da estintori portatili carrellati ed a mano,
- compartimentazione delle aree;
- disposizione delle uscite di emergenza;
- collegamento diretto con: sala controllo, guardiana e presidio dei Vigili del Fuoco.

L'impianto fisso di estinzione incendio, attivato automaticamente su segnale dei sensori di rivelazione, è opportuno sia del tipo a soffocamento, per esempio ad anidride carbonica. Il sistema di rivelazione, oltre ad attuare il sistema di estinzione, deve gestire il sistema di ventilazione ai fini di ottenere le migliori condizioni possibili per l'estinzione dell'incendio attraverso un sistema di intercettazione delle serrande di immissione ed estrazione aria.

Tutti i componenti del sistema di rivelazione ed estinzione incendio devono essere classificati in QC.

Sistema elettrico

Il sistema di distribuzione forza motrice svolge la funzione di alimentazione elettrica di tutte le utenze di potenza del sistema di immagazzinamento.

Inoltre il sistema rispetta i requisiti della massima operabilità (sezionabilità delle singole utenze) e del controllo centralizzato nella sala quadri.

Il quadro generale deve essere alimentato, oltre che dalla rete elettrica nazionale, anche da una alimentazione di riserva realizzata con gruppi elettrogeni diesel classificati QC.

Tutti i componenti del sistema di distribuzione forza motrice e dell'impianto di terra sono classificati in QC.

Sistema di monitoraggio ambientale

Il sistema di monitoraggio ambientale consente di misurare, analizzare e registrare l'andamento temporale e spaziale di alcuni parametri fisici all'interno del sistema di immagazzinamento.

In particolare, i parametri monitorati sono:

- temperatura in più punti di ciascuna zona del sistema di immagazzinamento;
- pressione in più punti di ciascuna zona del sistema di immagazzinamento;
- umidità in più punti all'interno di ciascuna sala di immagazzinamento.

Sulla base di tali parametri viene gestito il sistema di ventilazione laddove presente.

Tutti i componenti del sistema di monitoraggio ambientale sono classificati in QC.

Sistema di monitoraggio radiologico

Il sistema di monitoraggio radiologico consente di misurare, analizzare e registrare l'andamento temporale e spaziale di:

- irraggiamento neutronico;
- irraggiamento gamma;
- contaminazione in aria;
- contaminazione trasferibile sulle superfici.

Il sistema deve essere composto da apparecchiature fisse ed apparecchiature mobili.

La misura del campo di radiazioni è generalmente effettuato tramite:

- camere a ionizzazione per radiazioni X e γ posizionate in vari punti delle zone di accettazione, controllo ed immagazzinamento e della cella calda;
- rivelatori Geiger Muller nelle zone di controllo;
- dosimetri ambientali a termoluminescenza per radiazioni X e γ posti in tutte le postazioni interne alle sezioni del sistema di immagazzinamento con elevato fattore d'occupazione;

- dosimetri fissi per neutroni termici e neutroni veloci posizionati nella zona d'immagazzinamento del combustibile e nella cella calda.

La misura della contaminazione in aria è effettuata attraverso circuiti di campionamento fissi inseriti nelle condotte di ripresa dei sistemi di ventilazione delle zone di accettazione, della cella calda e delle zone di immagazzinamento.

Al camino di espulsione dell'aria di ventilazione deve essere collegato un rivelatore continuo del particolato radioattivo; la misura, da effettuarsi in tempo reale, deve essere disponibile, in continuo, in sala controllo dove, oltre ad essere visualizzata e registrata, è utilizzata per un eventuale arresto del sistema di ventilazione.

Devono essere disponibili, inoltre, sistemi portatili di campionamento dell'aria ("sniffers") da impiegare per misure localizzate all'interno delle aree di immagazzinamento.

La determinazione della contaminazione superficiale trasferibile è effettuata mediante il conteggio dei campioni ("smear tests") prelevati sulle superfici d'interesse.

Sistema di telesorveglianza

Il sistema di telesorveglianza consente la visione diretta ed in tempo reale dell'intero sistema di immagazzinamento.

Ad esso sono affidate le seguenti funzioni:

- sorveglianza fisica del sistema di immagazzinamento;
- guida durante lo svolgimento delle operazioni remotizzate.

Per la sorveglianza fisica del sistema di immagazzinamento sono utili telecamere a circuito chiuso posizionate ad intervalli regolari lungo tutto il perimetro di recinzione ed in particolare sugli accessi, compresi quelli al corpo edificio. Il segnale è riportato in guardiania.

Per la guida durante le operazioni remotizzate sono utili telecamere orientabili a circuito chiuso in posizioni fisse all'interno delle zone di immagazzinamento,

accettazione e controllo e della cella calda. In aggiunta, sono presenti telecamere orientabili posizionate su tutti i carroponi.

1.5 PROTEZIONE RADIOLOGICA

Ai fini della protezione radiologica dei depositi si deve procedere ad una classificazione delle aree del sistema di immagazzinamento e del personale addetto allo svolgimento delle operazioni.

1.5.1 Classificazione delle aree

Il sistema di immagazzinamento deve essere suddiviso in zone a differente rischio di irraggiamento e contaminazione.

Sono generalmente individuate due tipologie di zone:

- 1) zona non classificata ;
- 2) zona classificata controllata.

Appartengono alla seconda zona tutte le aree con potenziale rischio di irraggiamento e/o contaminazione per il personale e per l'ambiente. L'accesso del personale operativo a tale zona è sorvegliato e regolamentato. In particolare, rientrano tra le zone classificate controllate:

- zone di accettazione e controllo;
- zone di immagazzinamento;
- cella calda;
- officina e magazzino.

Tutte le altre zone risultano zone non classificate.

Ai fini operativi, la zona classificata può essere ulteriormente suddivisa in due ulteriori tipologie di zone:

- a) zona classificata controllata con elevato rischio di irraggiamento;
- b) zona classificata controllata con elevato rischio di irraggiamento e contaminazione.

Appartengo alla tipologia di cui al punto a) tutte le aree di immagazzinamento (incluso l'immagazzinamento dei contenitori non conformi); nella tipologia di cui al punto b) ricade, sostanzialmente, la sola cella calda.

L'accesso a tali zone deve essere regolato da apposite procedure operative stabilite dall'esperto qualificato responsabile della sorveglianza fisica della protezione dei lavoratori e della popolazione.

1.5.2 Controllo delle esposizioni

La minimizzazione del campo di radiazioni all'interno del sistema di immagazzinamento è garantita, in primis, dalle caratteristiche dei contenitori che assicurano un primo forte schermaggio delle radiazioni.

La definizione del campo di radiazioni associato alla singola tipologia di rifiuto dipende dal particolare progetto del deposito per cui risulta impossibile valutare, in termini di riferimento, i livelli di esposizione a cui sono soggetti gli operatori all'interno del sistema. Genericamente si può comunque affermare che ogni operazione all'interno delle aree di immagazzinamento, classificate ad elevato rischio di irraggiamento, deve essere regolata da apposite procedure.

In ogni caso, i dispositivi di schermaggio previsti e le disposizioni impiantistiche adottate in fase di progetto garantiscono sempre il rispetto del limite di dose integrale fissato nel per la popolazione (0.1 mSv/anno).

1.6 ANALISI DEGLI SCENARI INCIDENTALI

1.6.1 Generalità

Lo sviluppo di un Rapporto Preliminare di Sicurezza¹ del Deposito Temporaneo dei rifiuti radioattivi ad Alta Attività rappresenta uno dei passi

¹ La normativa internazionale nel settore degli impianti nucleari impone, per impianti di qualsiasi tipo, la esecuzione di Analisi di Sicurezza le cui risultanze dimostrino la idoneità del progetto ai dettami sui limiti massimi ammissibili di dose alla popolazione. Questo è richiesto in diversi momenti dello sviluppo del progetto, in particolare prima delle attività di progettazione di dettaglio e costruzione (Rapporto Preliminare di Sicurezza),

necessari al fine di pervenire alla autorizzazione per la futura realizzazione dell'impianto di stoccaggio.

Lo scopo di un deposito di stoccaggio temporaneo di rifiuti radioattivi è quello di impedire (o comunque limitare a livelli accettabili secondo la normativa di riferimento) il rilascio e la migrazione dei radionuclidi contenuti all'interno dei rifiuti verso l'ambiente esterno, in tutti gli stati dell'impianto, normali o "perturbati".

Mentre nel caso degli impianti nucleari di potenza si è ormai consolidato uno standard sugli eventi incidentali inizzatori di possibili catene incidentali e, in più in generale, sui diversi scenari di eventi incidentali da assumere a riferimento nelle Analisi di Sicurezza², nel caso dei depositi di stoccaggio di rifiuti radioattivi e quindi in particolare di un Deposito Temporaneo dei Rifiuti Radioattivi ad Alta Attività, non esiste una normativa di riferimento ufficiale a livello internazionale³, ma semplicemente pratiche diffuse e accettate.

Il RPS deve analizzare l'efficienza e la disponibilità delle funzioni di sicurezza in tutte le condizioni di funzionamento dell'impianto di stoccaggio, giungendo a dimostrare l'adeguatezza dei criteri di progettazione utilizzati e delle scelte impiantistiche adottate nelle seguenti condizioni operative del deposito:

- in tutti gli stati operazionali;
- in condizioni incidentali.

Tale classificazione è effettuata sulla base delle caratteristiche ("*features*") dell'impianto di stoccaggio (in ogni sua parte, sistema o componente), degli

dopo le fasi di progettazione e costruzione ma prima dell'inizio dell'esercizio (Rapporto Finale di Sicurezza) e periodicamente dopo un determinato numero di anni di esercizio.

² Gli eventi inizzatori sono differenziati anche secondo le diverse filiere.

³ Gli organismi responsabili per la determinazione dei criteri base di sicurezza sono, per ognuno dei singoli stati, il governo stesso o altre autorità nazionali – Enti di Controllo - preposte. Tali organismi hanno l'autorità per licenziare gli impianti e quindi regolamentano tutte le fasi di sviluppo e gestione delle installazioni nucleari (e quindi anche dei depositi di stoccaggio).

eventi ("*events*") e dei processi ("*processes*")⁴ che devono essere considerati in ognuna delle condizioni operative.

1.6.2 Stati, condizioni, scenari

La definizione degli stati di impianto riportata di seguito è sviluppata facendo riferimento ad una classificazione proposta dalla IAEA ([17], [21]).

Prima di introdurre la classificazione e di entrare al suo interno per dettagliare quelle che, alla fine, saranno le modalità di classificazione dei dati di input (eventi, processi, stati di impianto e scenari) per il RPS, è opportuno fissare la terminologia; i termini fondamentali sono:

- condizioni di impianto;
- situazioni ("*FEPs*");
 - caratteristiche;
 - processi;
 - eventi (interni ed esterni);
- scenari.

Si definiscono CONDIZIONI dell'impianto le configurazioni che l'impianto assume rispetto ai dati di progetto; essendo tale classificazione principalmente finalizzata alla sicurezza, ne risulta una scala decrescente con la probabilità di occorrenza e crescente con la magnitudo degli SCENARI associati. Si definisce SCENARIO una combinazione di eventi - interni o esterni - processi (tipicamente quelli presenti nel manufatto) e caratteristiche, sia del rifiuto in sé che del sistema predisposto ad ospitarlo, nella sua globalità. Per gli eventi, i processi e le caratteristiche associati a specifici sistemi o sottosistemi dell'impianto e che, una volta combinati, determinano lo scenario, si adotterà il termine generico di "situazioni" o l'acronimo anglosassone FEPs.

La figura 1.4 illustra quanto appena descritto.

⁴ Caratteristiche, eventi e processi sono identificati in modo sintetico dalle iniziali dei relativi termini inglesi FEPs (Features, Events, Processes)

Si distinguono, pertanto:

- Stati operazionali;

Condizioni operative normali

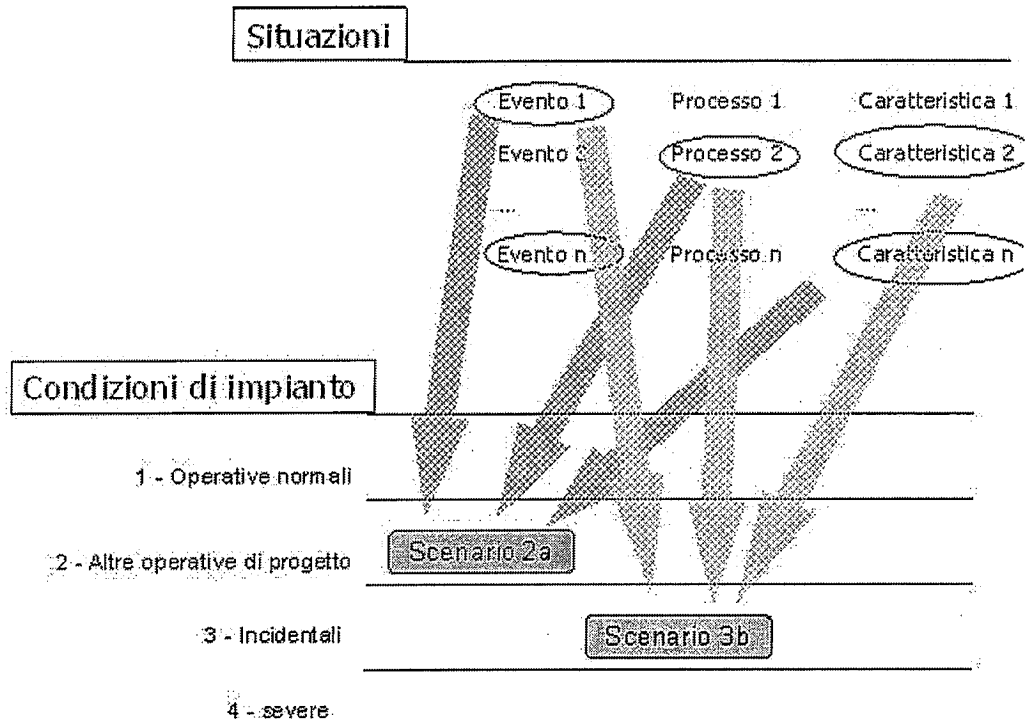
Ricadono in questa categoria tutti gli scenari generati a partire da eventi e processi (EPs) associati ad operazioni di normale gestione dell'impianto con specifici limiti operazionali cui far riferimento per quanto riguarda la manipolazione, lo stoccaggio, il recupero, il monitoraggio e la manutenzione del combustibile.

Alcune delle situazioni incluse in questa categoria sussistono per tutta la vita tecnica del deposito. Conseguentemente esse, come si vedrà in sede di sviluppo degli scenari, andranno a contribuire a scenari ricadenti nelle altre categorie.

Condizioni operative preventivamente considerate (o Altre Condizioni Operative di Progetto, *anticipated operational occurrences*)

Ricadono in questa categoria tutti gli scenari generati a partire da situazioni operazionali che non rientrano nelle normali condizioni operative e da eventi e processi (EPs) che si prevede si possano presentare una o più volte nel corso della vita operativa dell'impianto. Naturalmente, nella composizione degli scenari definiti come appartenenti a queste condizioni di impianto possono intervenire anche eventi e processi appartenenti a condizioni operative normali, purché sia sempre presente almeno un evento e/o un processo appartenente alle Condizioni operative preventivamente considerate. Per gli scenari

Figura 1.4 - FEPs, condizioni d'impianto, scenari



così generati è previsto che, a seguito idonei accorgimenti di progetto, non si producano danneggiamenti significativi a sistemi e componenti rilevanti al fine della sicurezza e l'impianto non si porti in condizioni incidentali⁵.

- stati perturbati o incidentali

Condizioni incidentali

Ricadono in questa categoria tutte gli scenari generati da combinazioni di situazioni (eventi e processi EPs) che si discostano da quelli definiti come appartenenti agli stati operazionali, ed in conseguenza delle quali si generano scenari di rilascio di materiali radioattivi al di sotto di determinati limiti, a seguito di particolari accorgimenti di progetto dell'impianto⁶. Naturalmente, nella composizione degli scenari definiti come appartenenti a queste condizioni di impianto possono intervenire anche eventi e processi appartenenti a Condizioni operative normali e Condizioni operative preventivamente considerate (o Altre Condizioni Operative di Progetto), purché sia sempre presente almeno un evento e/o un processo appartenente alle Condizioni incidentali. Rientrano in questa categoria i cosiddetti Incidenti Base di Progetto (DBA - *Design Basis Accidents*).

Condizioni incidentali "severe" o "eventi speciali"

Ricadono in questa categoria gli scenari "al di sopra" di quelli definiti per le condizioni incidentali, prodotti a seguito di situazioni, ma soprattutto di eventi e processi che si discostano da quelli definiti come appartenenti alle condizioni precedentemente individuate e che

⁵ Alcuni esempi di stati operazionali definiti come condizioni operative preventivamente considerate sono: il malfunzionamento di singoli componenti, la mancanza di energia elettrica, il guasto di singoli componenti del sistema di controllo etc.

⁶ Una condizione incidentale di questo tipo può essere rappresentata dalla rottura di un elemento di combustibile dovuta ad un malfunzionamento del sistema di carico e scarico o ad un errore dell'operatore etc.

possono portare ad una degradazione consistente e significativa dei manufatti immagazzinati all'interno dell'impianto.

1.7.2 Metodologie di analisi di sicurezza

Lo sviluppo dell'analisi di sicurezza nel caso di impianti di stoccaggio di rifiuti radioattivi, ed in generale per altre tipologie di impianti industriali, può essere effettuato seguendo due metodologie: quella deterministica e quella probabilistica.

Il punto di partenza dell'analisi di sicurezza seguendo la metodologia deterministica è quello di individuare una serie di eventi e/o condizioni iniziali di malfunzionamento utilizzando dei criteri di tipo deterministico. In ogni caso la scelta degli eventi e dei processi individuati deve essere giustificata all'interno del rapporto di valutazione di sicurezza attraverso un'adeguata analisi dei fenomeni considerati. Il passo successivo è quello di analizzare le conseguenze degli eventi considerati, al fine di dimostrare che esiste un margine di sicurezza (inteso come differenza tra il valore calcolato ed il limite di sicurezza) per ogni specifico parametro considerato e che i limiti stabiliti in fase di progettazione siano rispettati: si possono portare ad esempio i limiti sulle temperature massime del combustibile all'interno del contenitore, i limiti sui livelli di stress che possono essere sopportati dai contenitori di confezionamento, ecc..

Lo sviluppo di una analisi di sicurezza probabilistica richiede la valutazione della probabilità e delle conseguenze di ogni singolo malfunzionamento od evento di rottura considerato con l'obiettivo finale di arrivare a produrre una stima del rischio⁷ associato a tale evento e/o agli scenari generati da tale evento.

Lo sviluppo di una analisi di sicurezza di tipo probabilistico comporta l'esecuzione obbligatoria di una sequenza di passi: l'identificazione di ogni singolo evento o sequenza di eventi che possa portare a dei guasti o

⁷ Si definisce rischio associato ad un determinato evento e/o scenario il prodotto tra la probabilità dell'evento o della catena di eventi considerati e le conseguenze ad esso associate

malfunzionamenti del sistema, la definizione in dettaglio degli scenari di guasto e delle sequenze che portano in condizioni di malfunzionamento, la determinazione della probabilità delle varie condizioni di guasto e/o malfunzionamento, la valutazione delle conseguenze delle varie condizioni di guasto e/o malfunzionamento, la valutazione dei rischi associati alle varie condizioni di guasto e/o malfunzionamento ed il confronto di tali valori con quelli stabiliti dai vari criteri di accettabilità.

Gli obiettivi rilevanti di questa parte del lavoro sono: l'estrapolazione di una metodologia per lo sviluppo degli scenari da prendere a riferimento per l'elaborazione dell'RPS e l'individuazione di tutti gli elementi necessari alla definizione degli scenari stessi.

E' evidente che la scelta di un approccio di tipo probabilistico non è proponibile con un progetto preliminare per il quale, invece, ben si edatta la metodologia deterministica che viene utilmente utilizzata quando l'obiettivo è quello di ottenere indicazioni qualitative sul comportamento dell'impianto nelle diverse situazioni.⁸

Si ritiene, tuttavia, che, pur dovendo in qualche modo procedere con criteri deterministici, sia importante utilizzare un metodo che, pur non potendosi basare su un approccio di tipo probabilistico, fornisca sufficienti garanzie in termini di significatività degli eventi analizzati e, quindi, di completezza degli scenari e delle condizioni di impianto che tali scenari vanno a popolare

Un buon metodo per sviluppare questo passaggio è quello di procedere utilizzando una struttura a matrice che si richiama alla metodologia HAZOP e che assume come base una suddivisione dell'impianto in sistemi e sottosistemi e la incrocia con una lista semplificata ma esaustiva di eventi e processi per le diverse condizioni di impianto.

⁸ E' significativo ricordare che l'applicazione "estrema" - e peraltro molto frequente - della metodologia deterministica, è quella basata sulla scelta di un unico evento involupante. E' evidente come tale applicazione prescindendo totalmente da aspetti probabilistici anche minimali e come, dall'altra parte, possa correre il rischio di condurre a risultati eccessivamente conservativi e grossolani.

In questo modo si può ottenere un doppio risultato: evidenziare l'eventuale necessità di considerare altri scenari oltre a quelli usuali e fornire uno strumento aggiuntivo di comprensione e inquadramento degli eventi.

Operativamente, la metodologia proposta procede, quindi, attraverso le seguenti fasi:

- individuazione dei sistemi/sottosistemi di riferimento (e quindi anche delle caratteristiche degli elementi considerati);
- individuazione, in termini generali, degli eventi, dei processi e delle diverse situazioni e condizioni di impianto;
- configurazione delle *situazioni* mediante sviluppo delle combinazioni degli eventi e dei processi individuati con i sottosistemi dell'impianto in questione e relativo commento ("rationale") in merito:
 - alle caratteristiche (features) dei sottosistemi,
 - alla tipologia degli eventi e dei processi considerati;
 - alla rappresentatività della situazione esaminata;
- sviluppo degli scenari propriamente detto.

1.7.3 Sviluppo ed applicazione della metodologia proposta

1.7.3.1 Definizione di sistemi e sottosistemi

Per le finalità indicate al paragrafo precedente, il complesso costituito dal deposito di stoccaggio temporaneo dei rifiuti radioattivi ad alta attività, dal suo contenuto e dagli impianti tecnologici di servizio può essere diviso nei seguenti sistemi:

- A. Strutture;
- B. Impianti;
- C. Manufatti (contenitori dei rifiuti);

Per dar conto dell'applicabilità della metodologia proposta si prenderà a riferimento una situazione credibile di deposito che preveda i seguenti sottosistemi in termine di strutture, impianti e manufatti:

- A.1 Sezione combustibile e rifiuti vetrificati – Zona di carico/scarico casks (contenitori dei rifiuti in oggetto)
- A.2 Sezione combustibile e rifiuti vetrificati – Zona di accettazione, controllo e preparazione casks
- A.3 Sezione combustibile e rifiuti vetrificati - Zona di immagazzinamento casks
- A.4 Sezione combustibile e rifiuti vetrificati - Cella calda
- A.5 Sezione altri rifiuti ad alta attività- Zona di carico/scarico
- A.6 Sezione altri rifiuti ad alta attività - Zona di accettazione, controllo e non conformità
- A.7 Sezione altri rifiuti ad alta attività - Zona di immagazzinamento
- A.8 Sezione altri rifiuti ad alta attività - Edificio controllo

- B.1 Sistema di monitoraggio della tenuta dei casks
- B.2 Sistema di ventilazione
- B.3 Sistema di asportazione del calore residuo dei casks
- B.4 Sistema di rivelazione ed estinzione incendio
- B.5 Sistema elettrico
- B.6 Sistema di movimentazione
- B.7 Sistema di monitoraggio ambientale
- B.8 Sistema di monitoraggio radiologico

- C.1 Combustibile
- C.2 Sorgente radifere
- C.3 Grafite
- C.4 Alta attività vetrificato (matrice di condizionamento + rifiuto)
- C.5 Altri di III categoria cementati (matrice di condizionamento + rifiuto)

C.6	Casks
C.7	Contenitori speciali per radiferi
C.8	Contenitori per grafite
C.9	Canisters (vetrificati)
C.10	Altri contenitori
C.11
C.12
C.13

1.7.3.2 Classificazione delle condizioni di impianto di letteratura

Condizioni operative normali

Rientrano in questa categoria gli scenari riguardanti:

- ricevimento e controllo dei materiali in ingresso al deposito;
- movimentazione e manipolazione dei materiali all'interno del deposito;
- normale esercizio (stoccaggio).

Altre condizioni operative di progetto

Rientrano in questa categoria gli scenari riguardanti:

- le operazioni relative in cella calda;
- la mancanza di alimentazione elettrica esterna;
- guasti o operazioni spurie di singoli componenti;
- errori umani singoli seguiti da azioni correttive;
- guasti meccanici di piccola entità nei sistemi di movimentazione;
- temporali e fulmini;
- operazioni spurie di alcuni componenti.

Condizioni incidentali

Rientrano in questa categoria gli scenari riguardanti:

- guasti rilevanti nei sistemi di movimentazione;

- guasti rilevanti nei sistemi di ventilazione;
- caduta/ribaltamento di un cask, fusto, contenitore;
- sisma base di progetto;
- tornado base di progetto e missili generati;
- inondazione;
- incendio;
- collasso della struttura.

Incidenti severi o eventi speciali

Rientrano in questa categoria gli scenari associati a:

- impatto aereo;
- onda piana di pressione.

1.7.3.4 Sviluppo degli scenari

Il percorso che si propone per pervenire alla definizione degli scenari deterministici e che verrà esemplificato proponendo dei casi da assumere a riferimento è così articolato:

1. identificazione degli *eventi* e dei *processi* che: a) possono provocare il danneggiamento o il degrado delle barriere e dei sistemi di sicurezza predisposti a fronte del *rilascio* dei radionuclidi dai manufatti contenenti i rifiuti e la loro *migrazione* nell'ambiente esterno; b) possono influenzare il rateo di rilascio e di trasporto degli stessi;
2. individuazione, fra i sistemi/sottosistemi elencati, quelli che sono interessati dagli eventi/processi identificati;
3. effettuazione una prima selezione della lista precedentemente identificata, eliminando gli eventi ed i processi (e quindi le situazioni) che sono manifestamente di minore rilevanza sulla base delle caratteristiche dell'impianto, dei manufatti, di una stima della probabilità di accadimento dello specifico evento e di una

valutazione qualitativa delle conseguenze associate cioè, in altre parole, supportando la scelta con un "rationale";

4. utilizzazione gli eventi ed i processi "residui" per definire gli scenari (intesi come combinazioni degli eventi e dei processi precedentemente analizzati) ed individuare quelli da assumere come scenari di riferimento, giustificandone la scelta.

Gli eventi e i processi che si considerano nella composizione degli scenari sono tratti dalla bibliografia specialistica: essi sono elencati raggruppandoli, per comodità, con riferimento ai sistemi/sottosistemi precedentemente identificati.

Questa operazione corrisponde alla configurazione dello spettro di FEPs possibili, da verificare poi all'interno delle diverse condizioni di impianto.

Tali raggruppamenti non devono essere comunque intesi in senso restrittivo; lo scopo è quello di:

- indicare quali sono i sistemi e sottosistemi generalmente influenzati da determinate tipologie di eventi e processi;
- individuare, in maniera per quanto possibile esaustiva, tutti gli eventi ed i processi che possono avvenire su ognuno dei singoli sottosistemi dell'impianto;

non si intende, quindi, escludere che gli eventi ed i processi riferiti a determinati sottosistemi non possano essere riferiti anche ad altri sistemi o sottosistemi.

Nel prosieguo della trattazione è presentato lo schema con il quale correlare i singoli eventi e processi con i vari sottosistemi dell'impianto.

Gli EPs analizzati sono:

Matrici di condizionamento:

- creep;
- aumento di volume;
- effetti delle radiazioni;

- reazioni chimiche;
- generazione di gas;
- corrosione e dissoluzione (contatto con fluidi);
- disgregazione;

combustibile irraggiato:

- reazioni chimiche;
- generazione di gas;
- caduta durante le operazioni di movimentazione in cella calda;
- rottura durante le operazioni di caricamento e scaricamento dei cask;
- corrosione e dissoluzione (contatto con fluidi);

contenitori di confezionamento:

- corrosione;
- creep;
- fatica;
- effetti delle radiazioni;
- pressurizzazione dovuta a gas;

manufatti:

- interazione tra il rifiuto ed il contenitore di confezionamento;
- carichi dovuti ad operazioni di movimentazione;
- caduta durante le operazioni di movimentazione;
- ribaltamento;

sistemi ausiliari:

- malfunzionamento nel sistema di monitoraggio della tenuta dei casks;

- malfunzionamento nel sistema di ventilazione;
- malfunzionamento nel sistema di asportazione del calore residuo dei casks;
- malfunzionamento nel sistema di rivelazione ed estinzione incendio;
- malfunzionamento nel sistema elettrico;
- malfunzionamento nel sistema di movimentazione;
- malfunzionamento nel sistema di monitoraggio ambientale;
- malfunzionamento nel sistema di monitoraggio radiologico;

strutture:

- tornado;
- alluvione;
- fulmini;
- collasso;
- missili generati da fenomeni naturali;
- sisma;
- incendio all'interno dell'impianto;
- missili prodotti da attività umane;
- onda di pressione;
- impatto aereo.

Gli EPs sono stati correlati ai sistemi (e quindi alle relative *features*) a prescindere da una valutazione ingegneristica sulla probabilità di occorrenza.

Sulla base delle esperienze progettuali preesistenti, è possibile procedere al passo successivo che corrisponde, appunto, alla attribuzione degli EPs alle

condizioni di impianto stabilite e – conseguentemente – alla messa a punto della matrice di figura 1.5, che costituisce la base per lo sviluppo degli scenari deterministici.

La matrice consente di eseguire il più ampio spettro di associazioni fra Sottosistemi e Eventi/Processi. L'obiettivo è, naturalmente, quello di utilizzarla in modo elastico, componendo situazioni eventualmente anche a partire da EPs appartenenti normalmente a condizioni diverse.

Tale possibilità rappresenta l'elemento rilevante della metodologia proposta la quale quindi, oltre a favorire una "vista d'insieme" delle FEPs, consente in qualche modo di andare al di là dell'approccio rigidamente deterministico.

L'applicazione "a tappeto" della metodologia esula dagli scopi del lavoro in quanto richiederebbe, in via minimale, una analisi estesa degli aspetti probabilistici, seppure non quantificati.

Allo scopo, comunque, di fornire elementi chiari per l'applicazione, verranno nel seguito introdotti e precisati alcuni eventi di interesse, generate situazioni e composti scenari che potrebbero essere presi in ipotetico RPS. Le situazioni individuate sono analizzate e combinate secondo le modalità descritte nel punto successivo al fine di comporre gli scenari di riferimento. Con riferimento a quanto esposto al paragrafo 1.2.3, vengono definite le situazioni che andranno esaminate nel corso dell'analisi al fine di valutare e quantificare i possibili scenari incidentali.

Condizioni operative normali

Situazione 1a –Ricevimento e controllo dei materiali in ingresso al deposito;

Situazione 1b –Movimentazione e manipolazione dei materiali all'interno del deposito: manipolazione dei cask, sollevamento e posizionamento in orizzontale degli stessi;

Situazione 1c –Movimentazione e manipolazione dei materiali all'interno del deposito: manipolazione dei contenitori speciali;

Situazione 1 ecc.

Situazione 1f –Normale esercizio (stoccaggio).

Situazione 1 ecc.

Altre condizioni operative di progetto (anticipated operational occurrences)

Situazione 2a – Mancanza di alimentazione elettrica durante operazioni in cella sul combustibile irraggiato (apertura di un cask)

Situazione 2b - Mancanza di alimentazione elettrica durante operazioni in cella su altri rifiuti ad alta attività (apertura di un container)

Situazione 2 ecc.

Situazione 2g – Errori umani singoli durante operazioni su cask combustibile irraggiato in:

- zona di carico/scarico casks
- zona di accettazione, controllo e preparazione casks
- zona di immagazzinamento casks
- cella calda

Situazione 2 ecc.

Situazione 2m – Guasti o operazioni spurie di singoli componenti durante operazioni su casks combustibile irraggiato in:

- zona di carico/scarico casks
- zona di accettazione, controllo e preparazione casks
- zona di immagazzinamento casks
- cella calda

Situazione 2 ecc.

Situazione 2q – Guasti meccanici di piccola entità nei sistemi di movimentazione

Situazione 2 ecc.

Condizioni incidentali

Situazione 3a – Guasti rilevanti nei sistemi di movimentazione dei casks in:

- zona di carico/scarico casks
- zona di accettazione, controllo e preparazione casks
- zona di immagazzinamento casks

- cella calda

Situazione 3 ecc.

Situazione 3d – Ribaltamento di un cask contenente combustibile irraggiato in:

- zona di carico/scarico casks
- zona di accettazione, controllo e preparazione casks
- zona di immagazzinamento casks
- cella calda

Situazione 3 ecc.

Situazione 3h – Guasti rilevanti nei sistemi di movimentazione degli elementi di combustibile in cella calda

Situazione 3 ecc.

Situazione 3m – Guasti rilevanti nei sistemi di ventilazione

Situazione 3n – Caduta di un cask contenente combustibile irraggiato in:

- zona di carico/scarico casks
- zona di accettazione, controllo e preparazione casks
- zona di immagazzinamento casks
- cella calda

Situazione 3 ecc.

Situazione 3r – Sisma base di progetto

Situazione 3s – Tornado base di progetto e missili generati

Situazione 3t – Incendio all'interno del deposito

Situazione 3u – Incendio all'esterno del deposito

Situazione 3v – Inondazione

Situazione 3z – Collasso della struttura dell'impianto

Condizioni associate ad incidenti severi o ad eventi speciali

Situazione 4a – Impatto aereo su sulla sezione "altri rifiuti ad alta attività", in particolare

- zona di carico/scarico
- zona di accettazione, controllo e non conformità

- zona di immagazzinamento
- cella calda

Situazione 4.....

Situazione 4c – Onda piana di pressione a seguito di esplosione per:

- incidenti che coinvolgono mezzi di trasporto sostanze esplosive
- sabotaggio

Situazione 4.....

1.7.3.5 Selezione delle Situazioni

Tra tutte le situazioni identificate è necessario individuare quelle che, sulla base delle caratteristiche dell'impianto, dei manufatti, delle probabilità di accadimento e di una valutazione qualitativa ed ingegneristica delle conseguenze associate, devono essere utilizzate per lo sviluppo degli scenari da prendere a riferimento per le fasi di analisi di sicurezza dell'impianto.

In altre parole, l'operazione che si affronta in questa fase è quella di una rassegna/analisi delle singole situazione, finalizzata a comprendere, caso per caso, se:

- la situazione in esame va tenuta in considerazione di per se stessa, cioè se - per così dire - ha la dignità di uno scenario e deve quindi essere ulteriormente analizzata;
- la situazione va tenuta presente come elemento concorrente di uno scenario, insieme ad altre situazioni;
- la situazione non ha rilevanza sotto il profilo della configurazione di scenari.

In via esemplificativa si procede alla esecuzione dello *step* 3 del § 1.7.3.4 – percorso di selezione degli scenari – **Errore. L'origine riferimento non è**

stata trovata. consistente in una prima “scrematura”, confortata da un *rationale* di quello del tipo riportato in tabella 1.1.

Gli eventi ed i processi "residui" saranno quelli utili per definire gli *scenari* (intesi come combinazioni degli eventi e dei processi precedentemente analizzati) da assumere come scenari di riferimento.

<u>Situazione EPs</u>	<u>Descrizione</u>	<u>Esclusione</u>	<u>Razionale</u>
1a	Ricevimento e controllo dei materiali in ingresso al deposito;	Si	Escluso come scenario in se stesso per le caratteristiche progettuali dei sistemi utilizzati ma da tenere in considerazione come EPs per lo sviluppo di scenari più complessi appartenenti ad altre condizioni di impianto
1b	Movimentazione e manipolazione dei materiali all'interno del deposito; manipolazione dei cask, sollevamento e posizionamento in orizzontale degli stessi;	Si	Escluso come scenario in se stesso per le caratteristiche progettuali dei sistemi utilizzati ma da tenere in considerazione come EPs per lo sviluppo di scenari più complessi appartenenti ad altre condizioni di impianto
1.....
1f	Normale esercizio (stoccaggio): rilascio dei prodotti gassosi presenti all'interno dei rifiuti;	No	Analisi delle modalità di rilascio di prodotti gassosi dai contenitori non a tenuta
1.....
2a	Mancanza di alimentazione elettrica durante operazioni in cella sul combustibile irraggiato	Si	Intervento dei sistemi di alimentazione ausiliari senza apprezzabili conseguenze di rilascio
2b	Mancanza di alimentazione elettrica durante operazioni in cella su altri rifiuti di III categoria	Si	Intervento dei sistemi di alimentazione ausiliari senza apprezzabili conseguenze di rilascio
2.....
3a	Quasti rilevanti nei sistemi di movimentazione dei casks	Si	Escluso come scenario in se stesso per le caratteristiche progettuali dei sistemi utilizzati
3.....
3d	Ribaltamento di un cask contenente combustibile irraggiato	No	Il ribaltamento di un cask deve essere preso in considerazione a prescindere dalla probabilità di accadimento
3.....
4a	Impatto aereo sulla sezione combustibile e rifiuti vetrificati	No	Sviluppato come scenario di riferimento per il futuro RPS in combinazione con altri EPs appartenenti ad altre condizioni di impianto; descrizione delle configurazioni di carico associate all'evento
4.....
4c	Onda piana di pressione	Si	Escluso come scenario in se stesso per le caratteristiche progettuali dei sistemi utilizzati (la struttura resiste senza crollare); da tenere in considerazione come EPs per lo sviluppo di scenari più complessi; descrizione delle caratteristiche di carico associate

Tabella 1.1 Tabella tipo per la selezione delle situazioni

1.7.3.6 Sviluppo degli scenari

Di seguito si propone uno schema di valutazione di alcuni scenari considerati come i rappresentativi per lo sviluppo di un RPS di un deposito di stoccaggio temporaneo per Rifiuti ad Alta Attività.

Gli scenari, proposti a titolo esemplificativo per ciascuna delle quattro condizioni di impianto, sono ricavati dalla combinazione delle situazioni (EPs) individuate precedentemente.

Condizioni operative normali

Scenario 1a - Normale esercizio (stoccaggio): rilascio dei prodotti gassosi presenti all'interno dei rifiuti.

Durante il normale stoccaggio dei rifiuti contenuti all'interno degli appositi contenitori di condizionamento deve essere valutato il termine di rilascio dei radionuclidi all'interno del deposito, al fine di verificare che i valori di concentrazione delle singole specie di radionuclidi siano sempre al di sotto dei limiti di concentrazione stabiliti all'interno del deposito.

- Per i rifiuti condizionati all'interno di contenitori a tenuta, se le tenute sono sigillate e/o pressurizzate e monitorate si può assumere che il tasso di rilascio dal manufatto all'ambiente esterno sia trascurabile.
- Per i rifiuti in matrice cementizia la valutazione dei tassi di rilascio dei radionuclidi condizionati all'interno delle matrici cementizie può essere effettuato, conservativamente, facendo riferimento al valore del coefficiente di diffusione del trizio all'interno di matrici cementizie. Il tasso di rilascio dei vari radionuclidi presenti all'interno dei rifiuti si può valutare attraverso il prodotto tra il fattore di rilascio dei radionuclidi F [%/anno] e la percentuale di radionuclidi (D) presenti all'interno dei rifiuti e che possono essere considerati "disponibili" per il rilascio. Il fattore di rilascio dei singoli radionuclidi presenti all'interno dei rifiuti può essere valutato, conservativamente, attraverso la valutazione del fattore di rilascio F relativo al H-3; a sua volta, il fattore di rilascio dell'H-3 è stato valutato facendo riferimento ai valori dei coefficienti di diffusione dell'H-3 all'interno delle matrici cementizie. La percentuale di radionuclidi disponibili per il rilascio si

può valutare attraverso l'estrapolazione dei valori reperiti in bibliografia relativi all'analisi dei tassi di rilascio dei radionuclidi presenti all'interno degli elementi di combustibile irraggiati.

Utilizzando i tassi di rilascio ed i valori delle relative attività, noto il valore di portata del sistema di ventilazione, si giunge al calcolo dei valori di concentrazione dei vari radionuclidi all'interno dell'atmosfera del deposito; tali concentrazioni devono naturalmente risultare minori dei limiti stabiliti per le aree in esame. Per la valutazione dei tassi di rilascio all'esterno dell'edificio si deve tener conto dell'abbattimento dei valori ricavati a seguito della presenza dei banchi di filtrazione.

Altre condizioni operative

Scenario 2a - Guasto nel sistema di ventilazione dell'impianto.

Nel caso di guasti al sistema di ventilazione dell'impianto si può avere l'accumulo dei gas rilasciati da parte dei rifiuti all'interno delle varie zone.

In tali condizioni il termine di rilascio può essere valutato facendo riferimento a quanto detto precedentemente.

Svolgendo un calcolo finalizzato si può arrivare a calcolare per quanti giorni dopo l'interruzione di funzionamento del sistema di ventilazione i limiti di concentrazione derivati dei vari radionuclidi risultino al di sotto dei valori di concentrazione che si vengono a stabilire nel deposito.

Condizioni incidentali

Scenario 3a - Caduta di un cask contenente combustibile irraggiato in fase di movimentazione a causa di errori umani singoli e ribaltamento dello stesso.

Durante le operazioni di movimentazione del combustibile condizionato all'interno dei cask l'evento di caduta del cask per guasti meccanici ai sistemi di movimentazione non deve essere preso in considerazione per le caratteristiche dei sistemi impiegati (a prova di guasto). La caduta del contenitore deve essere considerata come una conseguenza di un errore umano durante le operazioni di movimentazione degli stessi.

Per l'effettuazione del calcolo del tasso di rilascio di radionuclidi si rimanda a quanto riportato precedentemente.

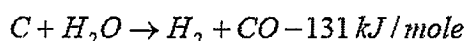
Incidenti severi

Scenario 4a - Altri rifiuti ad alta attività: impatto aereo (in presenza di precipitazione atmosferica).

Al fine della valutazione della quantità di radionuclidi rilasciati nell'ambiente, l'evoluzione dello scenario si può ipotizzare come segue:

- impatto aereo sulla Hall di stoccaggio degli altri rifiuti ad alta attività
- incendio del kerosene contenuto nel velivolo (3000 kg) a seguito dell'impatto;
- danneggiamento di "tot" container⁹;

I calcoli di rilascio seguono sempre lo stesso schema riportato precedentemente; nel caso di presenza, tra i rifiuti, di grafite attiva è comunque necessario tener conto della pericolosità della reazione grafite-acqua che sviluppa idrogeno secondo la reazione:



Nel caso, il rateo di produzione d'idrogeno, espresso in standard litri (STDL) per unità di superficie di grafite reagente e per unità di tempo, si può calcolare per mezzo della seguente equazione, valida per temperature inferiori a 1187 °C:

$$r = 1.6 \cdot 10^{11} \cdot \exp\left(\frac{-35760}{T}\right)$$

nella quale:

r : rateo di produzione di idrogeno (STDL di H₂/m² s)

T : temperatura espressa in °C.

Calcolata la massa di idrogeno prodotta si deve verificare la concentrazione in aria, dipendente dal volume dell'ambiente, risulta inferiore al valore minimo necessario per l'ignizione.

⁹ Il numero di containers coinvolti è definito in relazione alle caratteristiche di resistenza strutturale dei containers, unitamente alle condizioni di carico (massa, velocità e superficie di impatto) connessi all'incidente: si tratta, naturalmente, di una ipotesi che in sede di RPS dovrà essere supportata in modo idoneo.

BIBLIOGRAFIA

- [1] IAEA, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Series No 111-G-1.1, Vienna (1994). 25
- [2] IAEA, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radioactive Waste Management Glossary, IAEA, Vienna (1993). 26
- [3] ENEA-DISP, Guida Tecnica N°26– “Gestione dei rifiuti radioattivi”, 1985
- [4] ENEA Task Force per il sito nazionale di deposito dei materiali radioattivi – “Deposito nazionale per i rifiuti radioattivi- Situazione e stato delle azioni a settembre 1999”
- [5] ENEA Task Force per il sito nazionale di deposito dei materiali radioattivi – “Inventario nazionale dei rifiuti radioattivi” – 2^a edizione, 1999
- [6] IAEA, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, “Radioactive Waste Management Profile – A compilation of data from the waste management database – no. 3”, Aprile 2000
- [7] Gesellschaft für Reaktorsicherheit mbH – “Konrad Transport Study: Safety analysis of the transportation of radioactive waste to the Konrad waste disposal site”, 1992
- [8] 10 CFR PART 72 – “Licensing requirements for independent storage of spent fuel and high-level radioactive waste”
- [9] H. Lutz - “Zwilag – The swiss complex for central interim storage of all categories of radioactive waste and for LLW-treatment” – Radioactive waste management and environmental remediation – ASME 1999
- [10] ENEA RAD “Dry storage casks for Elk River spent fuel – design requirements for casks and storage facility” – Rev 0.
- [11] BLG – “A visit to BLG in Goerleben – Safe waste management for protection of the environment”
- [12] IAEA, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Technical Reports Series No. 390 – “Interim storage of radioactive waste package”, 1998
- [13] IAEA, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Technical Reports Series No. 342 – “Performance of Engineered Barriers in Deep Geological Repositories”, 1992
- [14] IAEA, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Technical Reports Series No. 355 – “Container for Packaging of Solid and Intermediate Level Radioactive Waste”, 1993

- [15] IAEA, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Technical Reports Series No. 339 – “Design and Operation of High Level Waste Vitrification and Storage Facilities”, 1992
- [16] IAEA, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Technical Reports Series No. 350 – “Improved Cement Solidification of Low and Intermediate Level Radioactive Waste”, 1993
- [17] IAEA, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Technical Reports Series No. 349 – “Report on Radioactive Waste Disposal”, 1993
- [18] IAEA, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Technical Reports Series No. 345 – “Concepts for the Conditioning of Spent Nuclear Fuel for Final Waste Disposal”, 1992
- [19] IAEA, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Series No. 116 – “Design of spent fuel storage facility” , 1994
- [20] IAEA, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Series No. 117 – “Operation of spent fuel storage facility” , 1994
- [21] IAEA, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Series No. 118 – “Safety assesment for spent fuel storage facility” , 1994
- [22] IAEA, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, - “Regulations for the safe transport of radioactive material” – 1996 Edition
- [23] IAEA, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Series No. 7 – “Explanatory Material for IAEA regulations for the safe transport of radioactive material” – Second edition 1990
- [24] IAEA, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Series No. 37 – “Advisory Material for IAEA regulations for the safe transport of radioactive material” – Third edition 1990
- [25] ANSI/ANS 57.9-1992 “American National Standard design criteria for an independent spent fuel storage installation (dry type)”
- [26] J. Rubin, C. Taylor et Al.: “Radioactive Waste Dispersed in Stabilized Ash Cements” Internationa Ash Utilization Symposium; October 20-22, 1997, Lexington, KY
- [27] R., Pech: “Fibre concrete overpacks: physicochemical characteristics. Cement and fibre characterization”. Scientific Basis for Nuclear Waste Managment (Proc. Material Research Soc. Confs), Vol.22, Nos 2/3, Pergamon Press, Oxford and New York (1992) 351-358.

- [28] ENEA Task Force per il sito nazionale di deposito dei materiali radioattivi - "Progetto Concettuale del Sistema di Immagazzinamento a Lungo Periodo per Rifiuti ad Alta Attività e per il Combustibile Irraggiato" 2000
- [29] Hayward, D. O., Trapnell B. M. W., 1964: Chemisorption; Butterworth and Co. Ltd., London, England
- [30] Langmuir, I., 1918: The adsorption of gas on plane surfaces of glass, mica and platinum; J. Am. Chem. Soc. 40, 1361-1403.
- [31] Dubinin, M. M. ed Radushkevich, L. V. 1947: Equation of characteristic curve of activated charcoal; Proc. Acad. Sci. Phys. Chem. Soc. URSS, %, 331-333
- [32] Wieland, E., Tits, J., Spieler, P., Dobler, J. P., 1998: Interaction of Eu(III) and Th(IV) with sulphate-resisting Portland cement. Mater. Res. Soc. Symp. Proc. 506, 573-578.
- [33] Allard, B., Hoglund, L. O. & Skagius, K., 1985: Adsorption of radionuclides in concrete systems. SKB/KBS Technical Report SKB/KBS-TR 84-15, SKB, Stockholm, Sweden.
- [34] Atkins, M. & Glasser, F. P., 1992: Application of Portland cement-based materials to radioactive waste immobilization. Waste Management 12, 105-131.
- [35] Bayliss et Al., 1992: Radioelement behaviour in a cementitious environment. Mat. Res. Soc. Symp. Proc. 257, 641-648.
- [36] Cocke, D. L. & Mollan, M. Y. A., 1993: The chemistry and leaching mechanisms of hazardous substances in cementitious solidification-stabilization systems. In: Chemistry and microstructure of solidified waste forms. R. D. Spence (ed.). Lewis Publishers, Boca Raton, pp 187-242.
- [37] Ewart et Al., 1992: The solubility of actinides in a cementitious near field environment. Waste Management 12, 241-252.
- [38] Glasser, P. F., 1993: Chemistry of cement-solidified waste forms. In: Chemistry and microstructure of solidified waste forms. R. D. Spence (ed.). Lewis Publishers, Boca Raton, pp 1-39.
- [39] Gougar et Al., 1996: Ettringite and C-S-H Portland cement phases for waste ion immobilization: A Review. Waste Management 16, 295-303.
- [40] Macphee & Glasser, 1993: Immobilization science of cement systems. Mat. Res. So. Bull. XVIII, 66-71.
- [41] Pilkington & Stone, 1990: The solubility and sorption of Nickel and Niobium under high pH conditions. UK Nirex Ltd Report NSS/R186, Harwel, UK.

- [42] Health, T. G., et Al., 1996: Thermodynamic modelling of the sorption of radioelements onto cementitious materials. *Mat. Res. Soc. Symp. Proc.* 412, 443-449.
- [43] Kersten, M. et Al., 1997: Speciation of trace metals in leachate from a MSWI bottom ash landfill. *Appl. Geochemistry* 12, 675-683.
- [44] Greenfield, B. F. et Al. 1993: Mechanistic studies on the alkaline degradation of cellulose in cement. NSS/R272, AEA-D&R-0219, AEA Technology, Harwell, UK.
- [45] Greenfield, B. F. et Al. 1993: The identification and degradation of isosaccharinic acid, a cellulose degradation product. *Mat. Res. Soc. Symp. Proc.* 353, 1151-1158.
- [46] Van Loon, L. R. and Hummel, W., 1995: The radiolytic and chemical degradation of organic ion exchange resins under alkaline conditions: effect on radionuclide speciation. Nagra Technical Report NTB 95-08, Nagra, Wettingen, Switzerland.
- [47] Van Loon, L. R. and Kopajtic, Z., 1990: Complexation of Cu^{+2} , Ni^{+2} and UO_2^{+2} by radiolytic degradation products of bitumen. Nagra Technical Report NTB 90-18, Nagra, Wettingen, Switzerland.
- [48] Van Loon, L. R. and Kopajtic, Z., 1990: Complexation of Cu^{+2} , Ni^{+2} and UO_2^{+2} by radiolytic degradation products of bitumen. *Radiochim. Acta* 54 193-199
- [49] Bradbury, M. H. and Sarott, F.-A., 1994: Sorption database for the cementitious nearfield of a I/ILW repository for performance assessment. Nagra Technical Report NTB 93-08, Nagra, Wettingen, Switzerland.
- [50] Van Loon, L. R. and Glaus, M. A., 1997: Review of the kinetics of alkaline degradation of cellulose in view of its relevance for safety assessment of radioactive waste repositories. *J. Environ. Polymer Degrad.* 5(2), 97-109.
- [51] Van Loon, L. R. and Glaus, M. A., 1998: Experimental and theoretical studies on alkaline degradation of cellulose and its impact on the sorption of radionuclides. Nagra Technical Report NTB 79-04, Nagra, Wettingen, Switzerland.
- [52] Glaus, M. A., Laube A. and Van Loon, L. R 1997: How to assess the role of cement additives in safety analysis of a radioactive waste repository: plans and first results. PSI Annual Report, Annex IV, 65.
- [53] Hauser, W., Smailos, E., Koster, R.: "Long-term corrosion behaviour of metallic drum for low- and medium-level waste forms", *Conditioning of Radioactive for Storage and Disposal (Proc Conf. Utrecht, 1982)* IAEA, Vienna (1983) 283-292.
- [54] Hauser, W., Koster, R.: "Evaluation of long-term durability of low and intermediate level waste packagings ", *Waste Management ' 89 (Proc Symp. Tucson, 1989)*, Vol. 2 (POST, R.G., Ed.), University of Arizona, Tucson, AZ (1989) 795-799.

- [55] Hauser, W., Koster, R.: "Corrosion behaviour of nodular cast iron casks for low and intermediate level wastes" Scientific Basis for Nuclear Waste Management ' 89 (Proc Symp. Pittsburgh, 1985) Mater. Res. Soc. Symp. Proc., Vol. 50 (1986) 437-444.
- [56] Jaoen, C., "Large waste container made of fibre reinforced concrete", Decommissioning of Nuclear Installations (Proc. Int. Conf. Brussels, 1989), Elsevier Applied Science, Barking, UK (1990) 449-454.
- [57] IAEA, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Performance of High Level Waste Forms and Engineered Barriers Under Repositories Conditions, IAEA-TECDOC-582, Vienna, 1991
- [58] Alexander, W. R., McKinley, I. G.: "The chemical basis of near-field containment in the Swiss high level radioactive waste disposal concept". NAGRA
- [59] Radiochimica acta, Volume 82/1-4 1998 p. 63
- [60] Publicly Administrated Nuclear Waste Management Program - Finland
- [61] SCK Scientific Report 1996
- [62] Edmondo Zamorani: "Water corrosion and release mechanism of cement matrix incorporating simulated medium-level waste. Nuclear Technology Vol. 77 Giugno 1987
- [63] Roy, D., M.: "Leach Characterization of Cement Encapsulated Waste" Nucl. Chem. Waste Management, 5, 35 (1982).
- [64] Barnes, M., W. And Roy, D., M.: "The Buffering Mechanisms in Leaching of Composites of Cement with Radioactive Waste". Math. Res. Soc. Symp. Proc., Vol. 15, Pag. 159 (1983)
- [65] Katayama Y., B.: "Leaching of Irradiated LWR Fuel Pellets in Deionized and Typical Ground Water" BNWL-2057, Battelle Northwest Laboratories (1976)
- [66] O., U., Anders et Al.: "Determination of the Leachability of Solids" Analytical Chemistry, Vol 50, N° 4, Aprile 1978
- [67] A. Bezjak, "An extension of the Dispersed Model for the Hydratation of Portland Cement" Cem. Con. Res., 16, 260 (1986)
- [68] A., Fick., Ann. Phys. Lpz. 170 (1855), 59
- [69] J., Crank.: "The mathematics of diffusion" Oxford University Press, Else House, London W. I.
- [70] M. Stamatelatos "Probabilistic Risk Assessment Procedure Guide for NASA managers and Practitioners" Office of Safety and Mission Assurance NASA Headquarters August, 2002

- [71] J. C. Helton, Uncertainty and Sensitivity analysis Techniques for Use in Performance Assessment for Radioactive Waste Disposal, *Reliability Engineering and System Safety*, 42, 1993
- [72] P. De Gelder, Topical Day on Safety Studies, SCK/CEN (Mol), December 10, 1997
- [73] <https://www.llnl.gov/str/Risk.html>
- [74] <http://www.nrc.gov/about-nrc/regulatory/risk-informed/pra.html>
- [75] IAEA 75-INSAG-3 (1988) "Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants"
- [76] <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/commission/srm/1998/1998-144srm.html>
- [77] http://www.osti.gov/energycitations/product.biblio.jsp?osti_id=6469612
- [78] P. De Gelder, 1997, "Deterministic and Probabilistic Safety Analysis: to which extent are they complementary?"
- [79] Reactor Safety Study - An assessment of accident risks in US commercial nuclear power plant, WASH-1400, NUREG-74/014, USNRC, October 1975
- [80] IAEA Safety Series No. 50-P-4 "Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level 1)"
- [81] IAEA Safety Series No. 50-P-8 "Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level 2)"
- [82] IAEA Safety Series No. 50-P-12 "Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level 3)"
- [83] Eduardo G. Díaz, Seminar "Basic Introduction to Nuclear Safety", Milano 8-10 May 2007

PARTE II

Caratterizzazione dei depositi geologici e
metodologia di selezione

2. ANALISI DEI PRINCIPALI PROCESSI DI RILASCIO E MIGRAZIONE DEI RADIONUCLIDI

2.1 INTRODUZIONE

La normativa nazionale e internazionale in materia di condizionamento dei rifiuti radioattivi (ILW e LLW) richiede una grande accuratezza nella dimostrazione che le matrici ottenute dalla solidificazione di rifiuti radioattivi ed il sistema di deposito definitivo garantiscano l'isolamento dei radionuclidi per tempi nell'ordine di 10^4 - 10^5 anni. Si tratta di tempi di almeno 3 ordini di grandezza superiori a quelli per i quali è estrapolabile dai test di laboratorio l'andamento della degradazione delle matrici di condizionamento. La dimostrazione della affidabilità delle matrici deve essere pertanto necessariamente inserita nella più ampia dimostrazione dell'affidabilità dell'opzione di riferimento per lo smaltimento dei rifiuti radioattivi a lunga vita.

Ciò comporta necessariamente una accurata valutazione sia delle caratteristiche fisiche e chimiche delle matrici, sia dei possibili contesti geo-ambientali in cui potrebbe essere realizzato un deposito definitivo. Per rifiuti contenenti elevate concentrazioni di radionuclidi a lunga vita non esiste altra soluzione che affidare alle formazioni geologiche in cui è inserito il deposito il compito di mantenere isolati dalla biosfera per centinaia di migliaia di anni i radionuclidi e gli altri elementi e sostanze potenzialmente inquinanti. Dunque: lo smaltimento dei rifiuti radioattivi a bassa attività può essere compatibile con l'ipotesi di affidare alle barriere artificiali (matrici di condizionamento e strutture del deposito) il compito di isolare per alcune centinaia di anni la radioattività contenuta; Ciò può essere realizzato con opere di tipo superficiale o interrate a debole profondità;

- per i rifiuti a media e alta attività, invece, occorre prevedere il loro isolamento in profondità all'interno di formazioni geologiche adatte e in siti dove l'evoluzione geodinamica sia favorevole al mantenimento della copertura per centinaia di migliaia di anni. La realizzazione dei depositi definitivi di rifiuti radioattivi richiede certamente un notevole impegno per la complessità e multidisciplinarietà del problema ma, ad oggi, sia i problemi tecnici di progettazione e realizzazione delle opere, che di individuazione dei siti adatti alla loro localizzazione sembrano risolti.

2.2 SMALTIMENTO GEOLOGICO DEI RIFIUTI RADIOATTIVI

2.2.1 Termini di sorgente

I rifiuti radioattivi accumulati da un reattore nucleare costituiscono una minaccia per più di 10.000 anni dopo la loro rimozione dal reattore. Tale materiale deve quindi essere rimosso dalla biosfera in maniera tale da prevenire ogni contatto accidentale. Tale condizione può essere acquisita sistemando il materiale in un deposito sotterraneo appositamente progettato all'interno di determinate specie di rocce che possono sopportare il calore generato dalla radioattività e che siano sufficientemente impermeabili per prevenire la contaminazione delle acque sotterranee da parte dei radionuclidi.

La sistemazione sotterranea dei rifiuti nucleari offre un numero di vantaggi importanti a confronto con altri metodi di eliminazione finora considerati come la deposizione in fosse marine profonde, il seppellimento nelle cappe glaciali e l'iniezione nel sole. I depositi geologici offrono, infatti, i seguenti requisiti:

1. Sono sicuri, perché una roccia ospite appropriatamente scelta può assorbire le radiazioni e dissipare il calore. La migrazione di certi radionuclidi per diffusione o advezione da parte delle acque sotterranee può essere minimizzata dall'uso delle barriere multiple. Qualsiasi futuro movimento dei radionuclidi al di fuori del deposito può essere predetto attraverso le proprietà dei nuclidi, le condizioni idrologiche nella roccia ospite e la composizione chimica e mineralogica e le proprietà di scambio delle rocce.
2. I depositi sotterranei non richiedono manutenzione dopo che siano stati riempiti e sigillati.
3. I depositi geologici offrono flessibilità e convenienza nella selezione sitologica e nella costruzione perché gli stessi possono essere costruiti in differenti tipi di rocce comprendenti rocce granitiche, evaporati (sale), argille, tufi, o basalti. Molte nazioni, orientate alla costruzione di un deposito, possono pertanto realizzarlo all'interno dei loro confini ed i depositi possono essere localizzati in maniera tale da ridurre le distanze di trasporto dai siti dei reattori.
4. La costruzione di depositi sotterranei è fattibile in quanto basata su metodi ben collaudati della ingegneria mineraria. Il costo addizionale di costruzione di tali strutture non eleva significativamente il prezzo dell'elettricità generata dai reattori nucleari di potenza.
5. Il rifiuto radioattivo è recuperabile, almeno per un certo lasso di tempo (qualche centinaio di anni).

Molti paesi hanno fatto progressi sostanziali per la costruzione di depositi sotterranei di rifiuti radioattivi in differenti specie di rocce: La Repubblica Federale Tedesca nel sale; Finlandia, Francia, Svezia e Regno Unito in rocce granitiche; Stati Uniti in tufi, basalti e depositi salini.

La sicurezza di depositi nucleari sotterranei nell'intervallo di tempo futuro nel quale i materiali dei rifiuti rimangono tossici deve essere predetto con opportuni modelli. La validità di tali predizioni dipende da informazioni fattuali sulla composizione dei materiali dei rifiuti e sull'ambiente geologico locale e regionale del sito.

Le proprietà specifiche della roccia ospite da valutare includono:

- a. presenza e movimento di gas, acque e salamoie all'interno della roccia ospite nel sito e nell'area circostante e sopra e sotto il deposito.
- b. La risposta della roccia ospite al calore dei rifiuti radioattivi ed all'effetto dell'incremento della temperatura sulle proprietà meccaniche ed idrologiche della stessa.
- c. Il comportamento dei radionuclidi all'interno della roccia ospite e nei percorsi della loro migrazione.
- d. La degradazione del sistema di condizionamento dei rifiuti radioattivi e delle barriere progettate per contenere i radionuclidi.
- e. Rischio di cedimento del deposito per eventi geologici quali terremoti, movimenti lungo faglie, eruzioni vulcaniche, formazione di cappe glaciali, subsidenza o sollevamento dei mari.

La sicurezza futura di un deposito specifico di rifiuti dipende non solo dall'assetto geologico e dai processi geochimici ma anche dalla sua configurazione e dalla complementarità delle varie componenti progettuali. Vengono qui compresi il condizionamento del materiale dei rifiuti, la profondità del deposito, la disposizione spaziale dei rifiuti, l'uso di materiale di riempimento all'intorno dei singoli rifiuti e l'occlusione delle gallerie dopo la messa in posto dei rifiuti.

Il condizionamento dei rifiuti deve permetterne il trasporto e lo stoccaggio prima della loro collocazione nel deposito finale. In più, la forma del condizionamento deve contribuire al contenimento a lungo termine dei radionuclidi per mezzo del conferimento di un elevato

grado di resistenza meccanica e di stabilità chimica. I canister contenenti gli HLW (rifiuti ad alta attività) vetrificati dovranno probabilmente essere superstrutturati per aumentarne la sicurezza durante il trasporto, assicurare la loro integrità fisica per 1000 anni o più, e ritardare il rilascio dei radionuclidi (una ipotesi è un avvolgimento argilloso, bentonite, dei canister).

Le velocità stimate di rilascio dei radionuclidi dai depositi contenenti parecchie migliaia di canister dopo 10^5 anni sono stimate nella tabella 2.1 La maggior parte della attività residua è dovuta ad isotopi del Pu la cui solubilità in acqua è sufficientemente bassa (circa 2.4 ppm) da consentirne solo la perdita annuale di una piccola frazione (circa 2×10^{-6}). La diluizione dei radionuclidi rilasciati dai depositi nelle acque dell'ambiente sotterraneo dovrebbe ridurre l'impatto ambientale.

Table 24.3 Estimated Rates of Leaching of Radioactive Isotopes of Actinide Elements from Repositories Containing Several Thousand Canisters of High-Level Waste (HLW) and Spent Unreprocessed Fuel (SURF) After 10^5 Years

Nuclide	Solubility, ppm	Leach rate, ^a fraction/yr		Activity released per year	
		HLW	SURF	HLW,	SURF,
				CV3000 canister	CV7000 canister
^{238}U	485	1.4×10^{-4}	3.1×10^{-7}	129	948
$^{242}\text{Pu}^b$	2.4	1.3×10^{-6}	2.3×10^{-6}	3,940	29,500
$^{237}\text{Nb}^c$	0.007	1.2×10^{-9}	1.45×10^{-9}	2.1	16
$^{230}\text{Th}^d$	0.024	1.3×10^{-5}	1.68×10^{-7}	196	1,470
^{239}Pu	2.4	1.3×10^{-6}	2.3×10^{-6}	61,900	464,000

^aFlow of water assumed to be limited by diffusion through a bentonite buffer.

^bTable 7a of Anonymous (1984) lists ^{237}Pu for HLW, which may be a misprint because this isotope has a half-life of only 45.6 days.

^cReducing conditions.

^dDaughter of ^{238}U .

SOURCE: Anonymous (1984).

Tabella 2.1 – Velocità stimate di lisciviazione di isotopi radioattivi e di elementi degli attinidi da depositi contenenti molte migliaia di contenitori di rifiuti ad alta attività (HLW) e di combustibile esaurito (SUEF) dopo 10^5 anni.

2.3 ANALISI DEI PRINCIPALI FENOMENI DI MIGRAZIONE E TRASPORTO DI RADIONUCLIDI NELLA GEOSFERA

2.3.1 Introduzione

I fattori più comunemente esaminati di alterazione delle formazioni geologiche idonee come barriere sono:

- il calore,
- la radiolisi
- le variazioni chimico-fisiche del sistema.

I risultati di numerose ricerche dimostrano che lo spessore della roccia al contorno interessata da tali modificazioni varia dai centimetri a vari decimetri.

A questi va aggiunta l'alterazione geomeccanica della roccia provocata dall'escavazione, il cosiddetto orizzonte plastico, che può estendersi per alcuni metri a partire dalla cavità prodotta.

Nel complesso la parte del sistema interessato da perturbazioni per spessori di ordine di alcuni metri viene definito "campo prossimo". Le centinaia di metri del resto della formazione barriera corrispondono al "campo remoto". E' evidente che il divario dimensionale intercorrente fra i due "campi" rende insignificante la dimensione della parte perturbata della barriera a contatto con il deposito e conviene considerare il primo come strettamente collegato, quasi componente, al deposito.

I numerosi studi hanno dimostrato la capacità di barriera, praticamente assoluta, di alcune formazioni geologiche, in particolare delle argille. Oltre che per la limitata permeabilità, la capacità di assorbimento dei minerali argillosi, il carattere chimico-fisico riducente dell'ambiente delle argille e delle acque delle intercalazioni sabbiose localmente associate, riducono fortemente la mobilità geochimica di elementi, inclusi i radionuclidi, e sostanze nell'ambiente geologico. Perfino i colloidali ed i gas possono veder ridotta la loro mobilità fino a zero. La possibilità di migrazione di radionuclidi e loro composti dal deposito all'ambiente superficiale è, dunque, di fatto nulla.

Le evidenze positive circa le capacità di barriera di alcune formazioni geologiche, o meglio litotipi, hanno messo in luce la geochimica come fattore principale di ritardo o di ostacolo

assoluto delle migrazione di elementi e composti nella geosfera. I giacimenti rappresentano essi stessi una dimostrazione a validità generale dell'importanza del ruolo di controllo svolto dai fattori geochimici nei riguardi della mobilità di elementi e composti. L'analogo dei transuranici rappresentato dall'uranio ne offre una dimostrazione specifica: si potrebbe pensare che advezione e diffusione, eventualmente presenti in rocce poco permeabili come le argille, possano comunque rappresentare processi favorevoli la migrazione di uranio e transuranici. Ma le argille presentano le stesse caratteristiche di sistema chimico-fisico riducente che consentono la costituzione dei giacimenti di uranio come pure di un gran numero di altri metalli. I giacimenti di uranio, in particolare, si formano addirittura in sistemi idraulicamente aperti (fig. 2.1), ma che presentano condizioni chimico-fisiche riducenti uguali a quelle che caratterizzano in massa le argille.

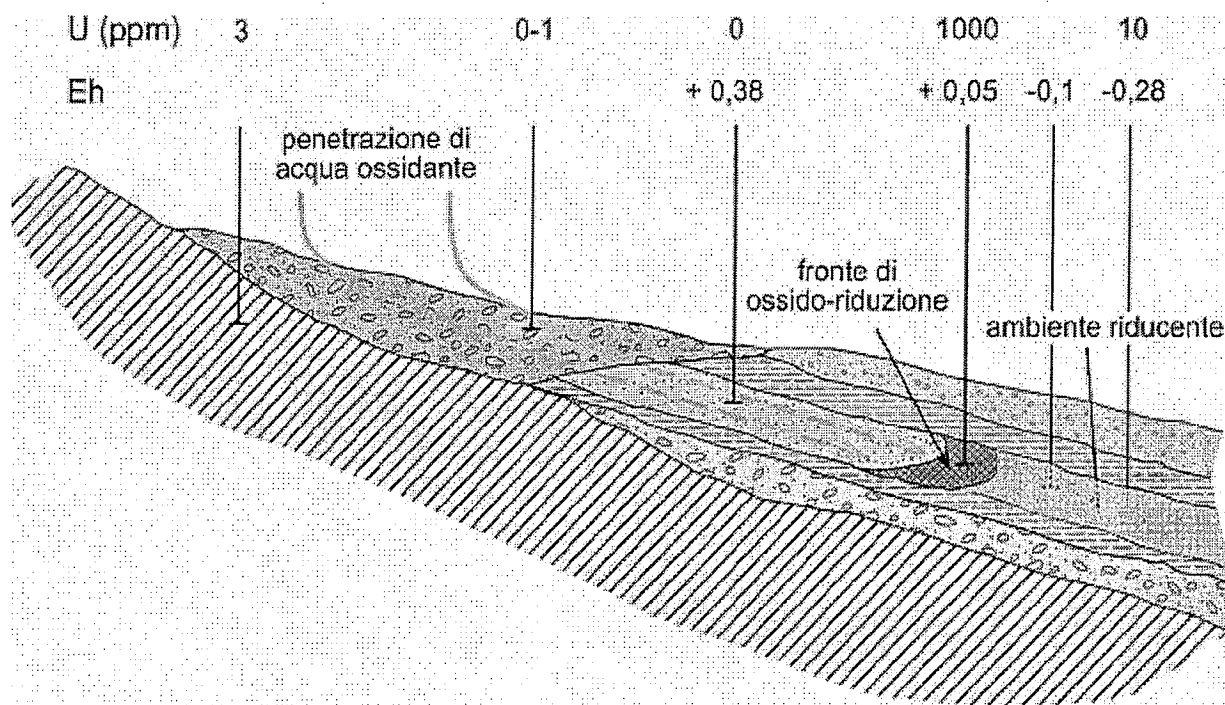


Figura 2.1 – La formazione dei giacimenti uraniferi come dimostrazione dell'efficacia della barriera geochimica esercitata dal carattere riducente di massa delle argille (Brondi A., Brondi F., 1999).

L'uranio perviene a tali sistemi in concentrazione ionica a livello di traccia, ppb o, al massimo ppm, e precipita al fronte redox, passando cioè da ambienti ossidanti come quello delle acque di origine superficiale, a quello riducente dominante a partire da una certa profondità. Nessun ione di uranio sfugge alla precipitazione.

Le argille agiscono da barriera protettiva ed isolante anche nei riguardi di altri litotipi, sale, graniti e tufi, correntemente considerati come genericamente atti ad ospitare rifiuti radioattivi. L'associazione sale-argilla è ottimale in quanto assicura la coesistenza di una formazione con una certa portanza con un'altra dotata di un'autonoma proprietà di barriera idraulica e geochimica. Senza la protezione dell'argilla il sale non resisterebbe alla dissoluzione.

Le argille assicurerebbero anche protezione delle barriere tecniche usate nei depositi favorendone la durata anche oltre quella sperimentata o attesa nelle condizioni superficiali. Dimostrazioni della durata delle barriere tecniche sono ottenute attraverso lo studio di analoghi sia naturali, sia archeologici.

2.3.2 Principi fondamentali dei fenomeni di migrazione

I primi utili riferimenti risalgono agli studi di Jensen B.S., (1982) che tratta dei principi dei fenomeni di migrazione. Scarsi erano stati, fino a quel momento, gli studi dedicati alle reazioni chimiche dei radionuclidi con le componenti dell'ambiente geologico.

Nella prima parte del lavoro di Jensen si trattano lo stato chimico dei radioelementi nelle acque sotterranee, la composizione di queste ultime in rapporto agli equilibri assunti con i minerali delle rocce, gli aspetti quantitativi dei processi di assorbimento ed infine le conseguenze delle interferenze d'insieme dei fattori citati.

Si parte dalle reazioni chimiche dei radionuclidi con le componenti presenti nelle acque sotterranee, particolarmente le reazioni formanti complessi contrastanti, in principio, i processi di assorbimento e di conseguenza favorevoli la velocità di migrazione.

La composizione media della coppia carbonato/bicarbonato nelle acque sotterranee è stata identificata come il solo agente rilevante per la formazione di complessi. Risulta pertanto trascurabile l'effetto di fluoruri, cloruri e solfati, tranne che nel caso in cui questi ultimi assumano livelli anomali. La presenza di concentrazioni minori di acidi organici solubili può attivare la migrazione dei radionuclidi che formano con essi complessi forti.

I diagrammi di stabilità, riportanti le curve di speciazione e di isoconcentrazione degli elementi transuranici nel campo Eh-pH rivelano che la solubilità di questi ultimi è estremamente ridotta nelle condizioni dominanti nelle formazioni geologiche profonde.

Quanto alla possibile formazione di colloidali, si perviene alla conclusione che solo l'assorbimento su colloidali naturali preesistenti, quali minerali argillosi o acidi umici,

dovrebbe costituire un problema. La filtrazione efficace delle formazioni geologiche compresse indica che la migrazione dei colloidali è probabilmente di importanza trascurabile.

La chimica delle acque sotterranee, trattata nella seconda parte del lavoro, è derivata dai dati di formazioni geologiche ampiamente diversificate, andamenti e correlazioni riflettono pertanto situazioni generali e non quelle relative a siti particolari. La composizione delle acque sarebbe principalmente determinata da reazioni coinvolgenti prodotti intermedi e metastabili di alterazione piuttosto che dai minerali di base delle formazioni geologiche. Il grado di assorbimento di radionuclidi sulla superficie dei minerali costituenti le rocce ed i suoli è determinata dalla presenza di altri componenti nelle acque sotterranee. Gli ioni carbonatici presenti in queste ultime formano complessi con molti radionuclidi dei rifiuti impedendone l'assorbimento sulle superfici dei minerali. La componente cationica dei macrocomponenti disciolti nelle acque tende ad essere assorbita sulle superfici caricate negativamente dei minerali, entrando così in competizione con i radionuclidi per i siti attivi di assorbimento disponibili. Fattore decisamente importante per il comportamento dei radionuclidi nell'ambiente geologico sono le condizioni redox. Ad esempio la migrazione degli elementi transuranici è fortemente ritardata in condizioni ambientali riducenti, ma è aumentata in presenza di grandi quantità di anidride carbonica. In generale le condizioni riducenti aumentano con la profondità. Il diagramma pH-Eh riprodotto in figura 2.2 riporta le condizioni chimico-fisiche delle acque associate a diversi ambienti litologici.

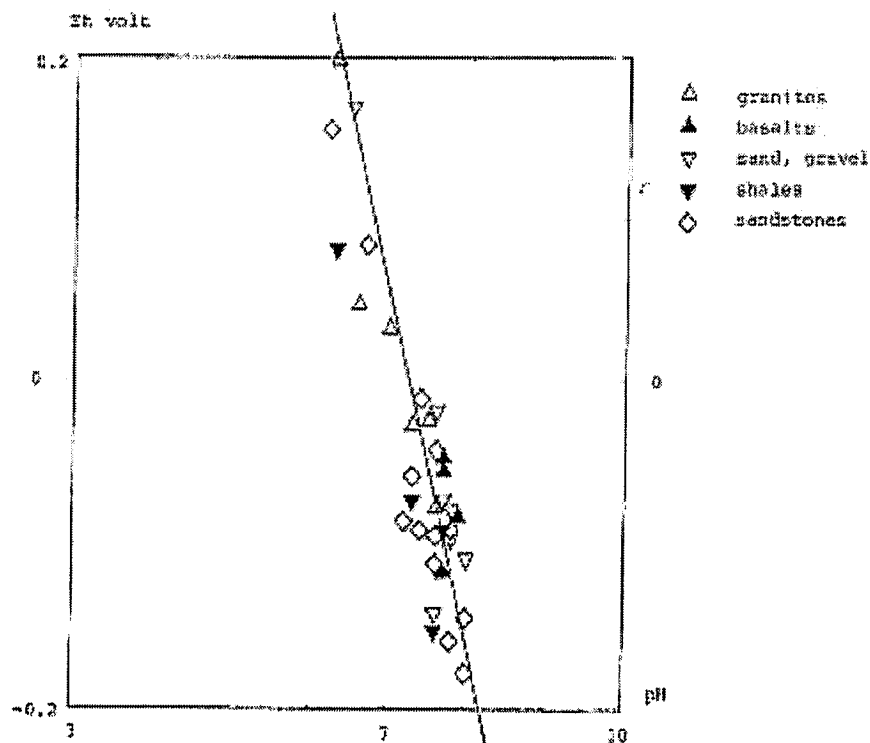


Figura 2.2 – Potenziali redox delle acque associate a vari tipi litologici.

Le acque in equilibrio con le argille e isolate dall'atmosfera presentano valori negativi di Eh e valori di 7.5-8 di pH e sono pertanto riducenti e leggermente alcaline. Tali condizioni favoriscono la precipitazione di uranio e transuranici. Il contrario avviene per condizioni di Eh decisamente positive e di pH di minor valore.

Gli effetti della temperatura sui diagrammi di stabilità dei minerali fondamentali delle formazioni ne rivelano cambiamenti piuttosto pronunciati. La causa è da ascrivere ad un aumento piuttosto rapido della solubilità dei silicati con la temperatura, assieme ad un concomitante cambiamento della composizione delle acque sotterranee.

La terza parte dell'opera di Jensen riguarda la descrizione quantitativa dei processi di assorbimento che svolgono un ruolo importantissimo di ritardo della migrazione dei radionuclidi.

L'assorbimento degli ioni può verificarsi attraverso il loro inglobamento all'interno dei reticoli dei minerali ospiti ed in tal caso diviene irreversibile, ma il processo più generale è l'assorbimento sulle superfici esterne. Al diminuire delle dimensioni dei granuli, passando da sabbie a limi ad argille, l'area superficiale disponibile per l'assorbimento aumenta per ordini di grandezza (fig. 2.3): con riferimento ad 1 grammo, la superficie espressa da un sedimento di granulometria di 100 μm è di 0.1 m^2 , quella espressa da un sedimento di

granulometria di $0.1 \mu\text{m}$ è di 100 m^2 . La maggior parte dei sedimenti fini è costituita da minerali argillosi del tipo dei caolini, dell'illite, della montmorillonite, ecc.; si tratta di complessi allumino- e/o silicati di magnesio che danno usualmente luogo a strutture stratificate. Raramente tali minerali, ricorrenti sotto forma di fiocchi ed aghi, superano la dimensione di $2 \mu\text{m}$, ma la loro sottigliezza è appunto alla base dell'enorme capacità di superficie sopra indicata.

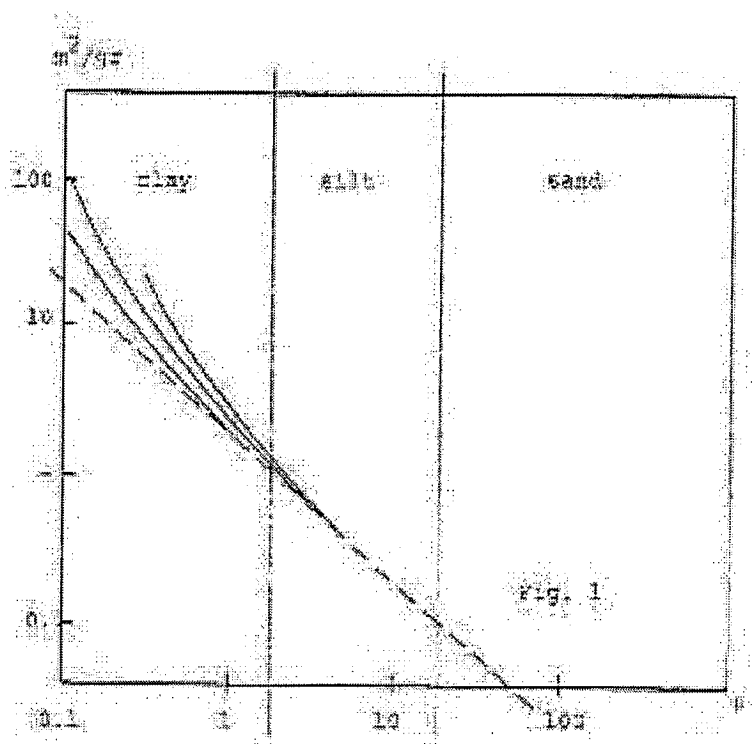


Figura 2.3 – Variabilità dell'area superficiale con la variazione dimensionale delle particelle.

Nella maggior parte dei casi l'assorbimento dei radionuclidi può essere appropriatamente descritto come reazione di scambio ionico, ma non sono escluse variazioni; una spiegazione ovvia è che i materiali naturali, ad esempio argilla e simili, non sono mai pure nel senso chimico. Equazioni descriventi il comportamento anomalo dell'assorbimento da parte di mescolanze di minerali hanno riprova sperimentale. Nella realtà i prodotti di alterazione ricoprenti le superfici dei minerali svolgono un ruolo importante nei processi di assorbimento e la loro natura rientra nel dominio di indagini più propriamente chimiche. L'assorbimento di atomi estranei nel reticolo ospite di un minerale ricorre ampiamente in natura. Tale fissazione dei radionuclide, praticamente irreversibile, è attesa verificarsi con

maggiore facilità a profondità crescenti e può dar luogo a reazioni importanti in condizioni di campo prossimo.

La quarta parte del lavoro riguarda meccanismi quali dispersione, diffusione, convezione e loro interazioni con le reazioni chimiche come la formazione di complessi e l'assorbimento. Vengono dimostrati gli effetti di dispersione delle disomogeneità e quelli delle reazioni lente di assorbimento vengono descritti da curve appositamente calcolate.

Per ulteriori dettagli sulla geochimica dell'uranio e sui principali fattori rilevanti per il comportamento dei radionuclidi si rimanda all'allegato 1.

2.3.3 Fattori rilevanti sul trasporto e ritardo della migrazione dei radionuclidi nei diversi mezzi geologici

Il movimento dei radionuclidi in soluzione attraverso i materiali del sistema delle barriere ingegneristiche del campo prossimo e lungo i percorsi di migrazione nelle rocce del campo remoto è controllato da processi di advezione e diffusione nelle acque interstiziali e nelle acque sotterranee.

Un numero molto piccolo di radionuclidi come il ^3H (trizio), ^{36}Cl e ^{129}I , interagisce così debolmente con i materiali solidi attraversati che possono essere considerati muoversi alla stessa velocità delle molecole individuali delle acque sotterranee e si pensa che migrino conservativamente rispetto all'acqua.

La maggioranza dei radionuclidi rilasciati dai rifiuti, invece, interagisce con i materiali del deposito e delle superfici della roccia sulla quale fluisce l'acqua o è soggetta a cambiamenti nel comportamento in soluzione nelle interazioni acqua-roccia lungo il percorso del flusso. Tali processi possono ritardare il loro movimento relativo rispetto a quello dell'acqua non solo rallentando la loro progressione attraverso il sistema ma anche riducendo la loro concentrazione in soluzione. Questi processi di ritardo sono quindi positivi per la sicurezza del deposito ed un grande sforzo è stato dedicato alla loro caratterizzazione e quantificazione.

I processi di ritardo sono di natura chimica e fisico-chimica. I meccanismi sinora identificati, presentati schematicamente nella fig. 2.4, sono i seguenti:

Meccanismi di ritardo chimico:	Meccanismi di ritardo fisico-chimico:
<ul style="list-style-type: none"> - assorbimento - scambio ionico - precipitazione - mineralizzazione 	<ul style="list-style-type: none"> - diffusione nella porosità secondaria della matrice delle rocce - filtrazione molecolare - esclusione ionica

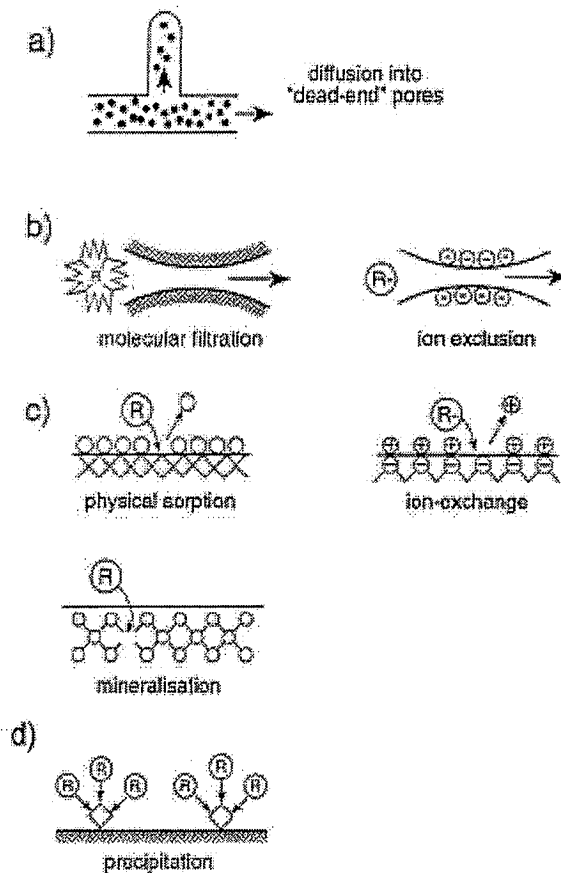


Figure 5.6: The retardation mechanisms that may affect radionuclide transport in groundwaters: (a) and (b) only occur in dynamic systems and retard solute transport, (c) and (d) are sorption processes that may occur in dynamic or static systems. After McKinley and Hadermann (1984).

Figura 2.4 - Meccanismi di ritardo dei radionuclidi nelle acque sotterranee

2.3.3.1 Meccanismi di ritardo chimico: assorbimento e precipitazione

Assorbimento e scambio ionico sono spesso collettivamente definiti col termine di "assorbimento", termine includente le interazioni chimiche con i solidi che ritardano il trasporto.

L'assorbimento è generalmente modellato come un processo reversibile per il quale i radionuclidi assorbiti possono essere rilasciati in soluzione al cambiare della concentrazione o della composizione della soluzione.

Le cinetiche di desorbimento sono generalmente più lente delle cinetiche di assorbimento.. In senso stretto, ed in accordo con la termodinamica, nessun processo chimico, come l'assorbimento dei radionuclidi da parte delle superfici minerali, può essere certamente irreversibile. Tutte le reazioni chimiche sono reversibili, ma la portata dell'irreversibilità dipende dal tempo e dalle condizioni necessarie per la reversibilità della reazione. Nel caso dell'esame della verifica delle prestazioni si accetta generalmente che le cinetiche di desorbimento siano lente a confronto del tempo considerato nelle verifiche, in condizioni però di costanza delle condizioni chimico-fisiche. Possono comunque esistere casi nei quali l'assorbimento può essere considerato irreversibile

La precipitazione non è un processo di assorbimento ma può essere difficile discriminare tra i due meccanismi.

L'assorbimento dovrebbe in generale verificarsi come processo dominante a basse concentrazioni di radionuclidi nelle soluzioni. All'aumentare di tali concentrazioni, la precipitazione di fasi, nelle quali il radionuclide di interesse sia una componente stechiometrica, può verificarsi se viene raggiunta la saturazione nelle acque sotterranee. Nei casi in cui l'ammontare totale dei solidi disciolti nelle acque di fondo sia alto, può costituirsi un ambiente chimico molto complesso nel quale i radionuclidi possono coprecipitare come soluzioni solide in una varietà di fasi mineralogiche, o essere sequestrati da precipitati amorfi, come gli ossiidrossidi di ferro. La stabilità dei minerali coprecipitati e delle fasi amorfe dipende dal mantenimento di alte concentrazioni in soluzione. Se le concentrazioni scendono al di sotto della saturazione, ad esempio in un campo prossimo dilavato da acque di fondo dolci, questi minerali cominciano a disciogliersi ed i minerali in essi contenuti tornano in soluzione.

Le cinetiche dei processi di assorbimento, dissoluzione e precipitazione sono ovviamente importanti nelle predizioni a lungo termine del comportamento dei radionuclidi: è evidente che l'irreversibilità dell'assorbimento (lentissimo desorbimento) e dei processi di precipitazione sono condizioni essenziali per un litotipo potenzialmente sede di un deposito in quanto immobilizzano i radionuclidi in maniera effettiva.

Tali caratteristiche sono tuttavia difficili da dimostrare per cui tutti i modelli di verifica delle prestazioni assumono, per conservatività, che tutti i processi chimici di ritardo siano istantaneamente reversibili.

In un ambiente di flusso effettivamente molto lento delle acque sotterranee, il sistema è spesso modellato come un contenitore chimico miscelante nel quale le superfici assorbenti, come i cementi ed i prodotti della corrosione, rappresentano una componente chiave del modello di concentrazione di soluzioni stazionarie di radionuclidi per il termine sorgente del campo remoto. In tale ambiente le cinetiche dei processi di assorbimento possono divenire importanti se non viene identificato un qualsiasi meccanismo che possa condurre a grandi inomogeneità nel sistema o a percorsi di rapido transito delle acque sotterranee attraverso il sistema. Le cinetiche di assorbimento nel campo remoto non vengono considerate nella verifica delle prestazioni nonostante che cinetiche di precipitazione e mineralizzazione assumano rilievo nel caso in cui tali processi vengano inclusi nella verifica.

Nel caso i flussi delle acque sotterranee siano relativamente rapidi, come ad esempio nelle zone di maggiore fratturazione, i meccanismi di ritardo diverrebbero sempre meno significativi nel controllo delle velocità di rilascio dei radionuclidi e, in alcune verifiche di prestazione, non viene loro assegnato ruolo alcuno.

Il ritardo durante il trasporto rappresenta, tipicamente, uno dei principali meccanismi da investigare con lo studio degli analoghi; un ulteriore obiettivo degli studi di analoghi potrebbe essere quello di verificare le capacità di assorbimento delle diverse superfici rocciose e delle cinetiche dei meccanismi di assorbimento.

Gli argomenti di maggior rilevanza per trasporto e ritardo dei radionuclidi che sono indirizzati verso lo studio degli analoghi, sono:

- trasporto e ritardo all'interno di rocce cristalline fratturate
- trasporto e ritardo all'interno di rocce argillose

- trasporto e ritardo all'interno di depositi di ceneri vulcaniche
- trasporto e ritardo all'interno di evaporiti
- trasporto e ritardo all'interfaccia geosfera-biosfera
- misura in situ di coefficienti di distribuzione

Il meccanismo principale di trasporto e ritardo nelle rocce cristalline fratturate è l'advezione lungo canali idraulicamente attivi all'interno di una rete di fratture (fig. 2.5).

Tali fratture sono usualmente rivestite da mineralizzazioni secondarie risultanti dall'alterazione idrica o idrotermale della roccia. I minerali che rivestono la frattura dipendono dalla mineralogia della massa rocciosa e dalla chimica delle acque sotterranee e, pertanto, sono specifici del sito. Tali minerali sono estremamente importanti per comprendere il trasporto dei radionuclidi della roccia perché sono proprio i minerali di rivestimento che causano il ritardo e l'assorbimento nelle fessure. Nelle strutture fortemente alterate tali minerali possono includere gran parte della zona di più alta porosità nella quale può trovarsi realizzata la matrice di diffusione.

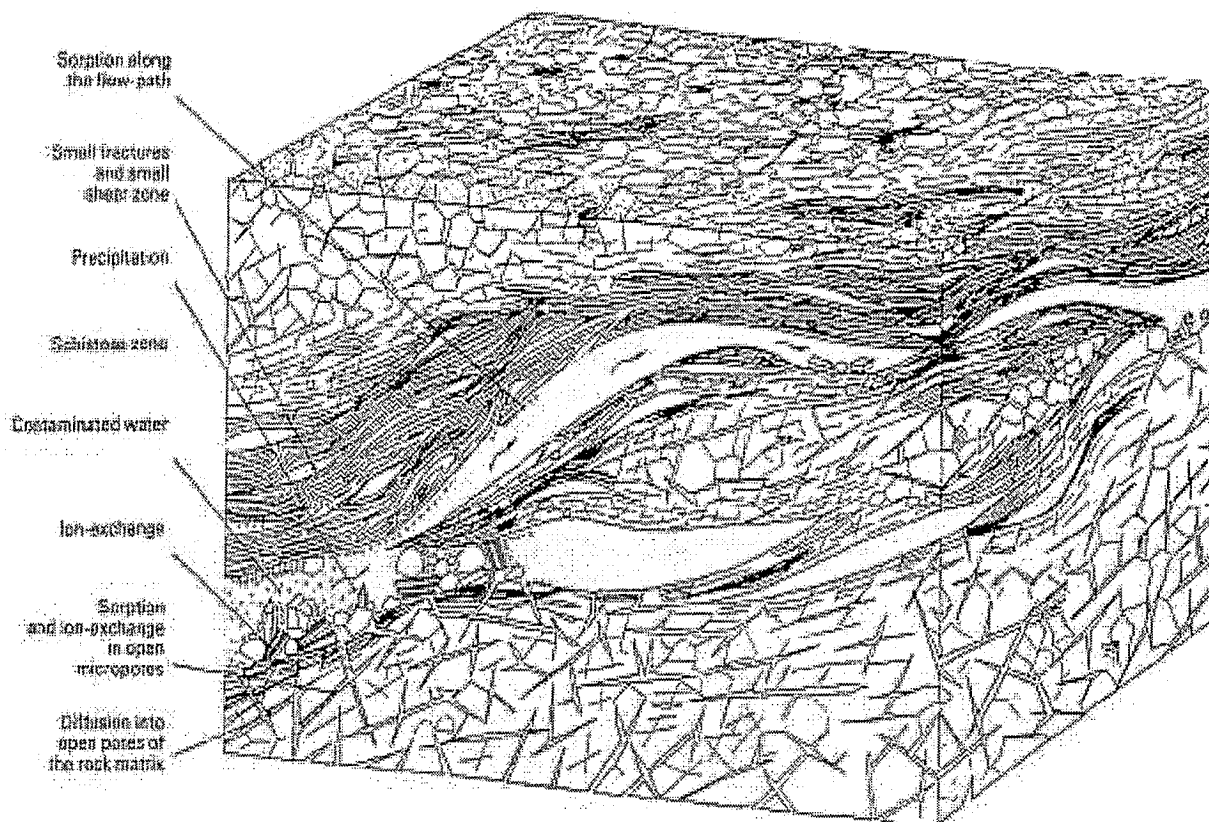


Figure 5.7: Some transport and retardation processes which may occur in fractured rocks. In characterising such systems, care must be taken to distinguish between low-temperature processes relevant to migration away from a waste repository and earlier higher-temperature events, the effects of which may dominate the present-day distribution of elements in the bulk rock and fracture minerals. Illustration courtesy of Nagra.

Figura 2.5.-.Processi di trasporto e ritardo nelle rocce fratturate.

Analisi elementari, incluse quelle per terre rare, uranio e torio, sono state effettuate su campioni di minerali riempienti le fratture, sulla roccia ospite e sulle acque sotterranee associate. I dati acquisiti attestano che la ridistribuzione di certi elementi si è verificata in risposta all'alterazione (formazione argillosa) della roccia ospite da parte delle acque sotterranee. L'uranio risulta, ad esempio, essere stato molto mobile ed è associato con la maggior parte dei materiali delle fratture, preferibilmente delle fasi ricche di ferro. Ugualmente il torio, ancora più fortemente legato alle stesse fasi¹⁰. Il comportamento delle

¹⁰ Confermata l'associazione degli elementi rimobilizzati alle fasi ricche di ferro (principalmente ossiidrossidi secondari di ferro), il torio presenta tuttavia problemi collegati al tentativo di separare gli effetti dei processi di bassa temperatura recente dai primi eventi di alta temperatura. Il torio è generalmente immobile in condizioni di bassa temperatura ma può migrare in associazione con i colloidii. La mobilità del torio sembrerebbe quindi più un artefatto sia del trasporto dei colloidii o di precedenti eventi di alta temperatura piuttosto che di

terre rare risulta variare: le terre rare leggere sono preferenzialmente associate alle fasi ricche in ferro, mentre per quelle pesanti risulta una certa selettività per i materiali carbonatici. La capacità di assorbimento della fase di rivestimento delle fratture del granito di Aespo (Sw), per esempio, è collegata alla mineralogia della fase stessa, costituita da argilla di salbanda, calcite e ossiidrossidi di ferro. Molti degli elementi (terre rare, scandio, torio, uranio, radio e bario) erano associati con precipitati misti di ossiidrossidi di ferro e di calcite, sebbene non fosse chiaro se i meccanismi dominanti di fissazione fossero l'assorbimento o la coprecipitazione¹¹.

Nello stesso sito risultò significativa la mediazione biogenica; la presenza di batteri solfato-riduttori (SRB) aveva causato la produzione di HCO₃ e la susseguente formazione locale di calcite. Il meccanismo responsabile dell'incorporazione elementare nella calcite biogenica non è risultato chiaro, ma i dati geochimici indicano una azione positiva di immobilizzo di terre rare leggere nella calcite.

La rilevanza del ritardo radionuclidico nel campo remoto è risultata però non chiara in questo studio a causa delle incertezze riguardanti la popolazione ed il significato dei processi microbici nelle rocce profonde indisturbate.

Il confronto dei risultati di studi di vari elementi su analoghi in un certo numero di siti mostrano similarità di comportamento di assorbimento di vari elementi ma molto frequenti sono state anche le evidenze di anomalie. Molti dei dati di assorbimento degli analoghi possono pertanto essere presi per non più che qualitativi e, per essere conservativi, non dovrebbero essere usati in verifiche formali delle prestazioni.

Inoltre, sebbene gli studi di analoghi naturali abbiano dimostrato gli effetti di processi di assorbimento e precipitazione sulle superfici di frattura, nessuna è stata utile a fornire distinzione chiara tra questi processi od a fornire dati quantitativi sul ritardo rispetto al trasporto degli elementi naturali nelle acque naturali. Questi studi forniscono essenzialmente utili osservazioni di effetti netti delle interazioni tra soluti e superficie della roccia e chiariscono quali fasi siano più attive, ma non forniscono il tipo di dati di assorbimento richiesti nella verifica delle prestazioni. Per questo argomento gli studi mineralogici sono progressivamente legati ad esperimenti di laboratorio per quantificare i processi di interesse.

trasporto recente a bassa temperatura. Similmente l'associazione degli elementi pesanti delle terre rare alla calcite potrebbe essere un prodotto di una sovrimpronta idrotermale.

2.3.3.2 Meccanismi di ritardo chimico-fisico: diffusione matriciale

Il termine diffusione matriciale è applicato ai processi attraverso i quali i soluti, trasportati nelle acque sotterranee fluenti nelle fratture, penetrano nelle masse rocciose circostanti per fenomeni di diffusione. La diffusione nella roccia si verifica nei sistemi di pori e di microfratture connessi, mentre la diffusione nella fase solida è, al confronto, ritenuta insignificante. L'importanza della diffusione nella matrice nel contesto del trasporto dei contaminanti risiede nell'aumento dell'area della superficie della roccia in contatto con i soluti e nel ritardo dei rilasci dei contaminanti.

La teoria della diffusione matriciale propone che i radionuclidi disciolti si diffondano da una frattura riempita d'acqua attraverso uno strato poroso ricoprente la frattura nell'interno della matrice rocciosa. Se i radionuclidi sono reattivi, vengono assorbiti sulle superfici interne di questi pori o altrimenti rimangono disciolti all'interno dell'acqua immobile dei pori (fig. 2.6). Questo processo può essere modellato come un caso di un mezzo a duplice porosità nel quale le fratture sono assimilate a "porosità primarie" e le porosità reali a "porosità secondarie"; in tale modello il flusso advettivo si limita alle "porosità primarie", e la diffusione interessa le "porosità secondarie".

Nelle rocce dure, la porosità secondaria della matrice può essere molto piccola (generalmente 0.1-1 %) e, se le acque sotterranee fluiscono rapidamente, il peso della diffusione matriciale sul trasporto dei contaminanti viene limitato perché la velocità di advezione nella frattura è molto maggiore di quella della diffusione nella massa rocciosa. Tuttavia, per il più lento percorso dei flussi presumibile in una roccia ospite, anche la diffusione matriciale può risolversi in un significativo ritardo nel rilascio e nella riduzione della concentrazione massima dei radionuclidi nelle acque sotterranee diffondentesi nella biosfera. Questo processo è particolarmente significativo se il tempo di trasporto risultante alla biosfera è maggiore della emivita del radionuclide, in quanto il rilascio totale può essere ridotto di parecchi ordini di grandezza.

Per i radionuclidi non assorbiti questo processo rappresenta un importante meccanismo di ritardo, perché queste specie sarebbero altrimenti trasportate alla velocità di advezione delle acque sotterranee.

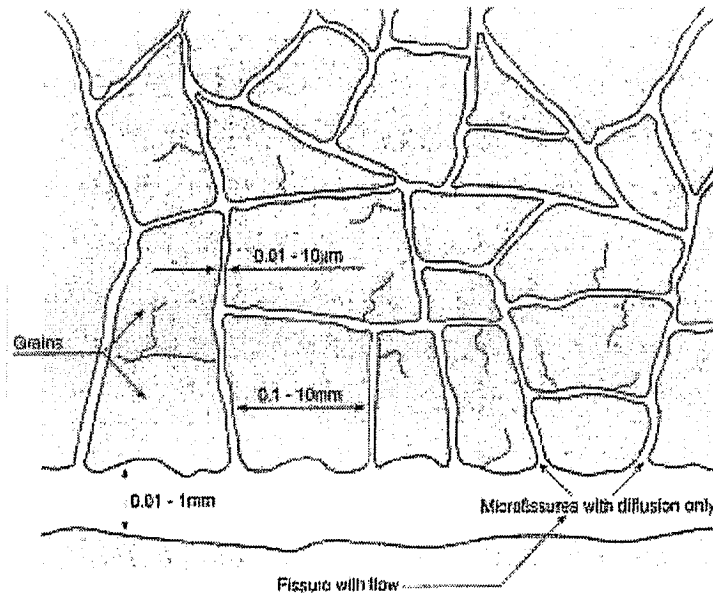


Figure 5.12: Representation of matrix diffusion theory in fractured crystalline rock. Advective transport of radionuclides occurs in water conducting fractures. Some radionuclides will enter the rock matrix via the microfractures that run between and through the grains and where transport occurs by diffusion only. The depth of rock which is available to the diffusing radionuclides will vary from rock to rock but is often between 10 and 40 mm for granites. From Birgersson and Neretnieks (1983).

Figura 2.6 – Teoria della diffusione matriciale in una roccia cristallina

La base teorica della diffusione matriciale è ben definita. Esistono tuttavia diverse opinioni circa il volume di roccia che dovrebbe essere disponibile per la diffusione matriciale, in altri termini l'estensione della microporosità connessa. Considerevoli lavori in laboratorio ed in campo sono stati concentrati nella determinazione della profondità della porosità interconnessa adiacente alle fratture. Un problema significativo degli esperimenti in laboratorio è che sono sottoposti ad esame campioni di carote probabilmente disturbati da perforazioni e da subcampionamenti. L'alterazione della roccia può verificarsi solo a scala microscopica, ma poiché è proprio questa la scala di interesse per la diffusione matriciale è evidente la necessità che i dati di laboratorio debbano essere trattati con cautela. In generale tutti i cambiamenti indotti dal campionamento tendono a causare una sovrastima della diffusione matriciale. Questa è a sua volta non conservativa nel senso della verifica delle prestazioni perché conduce ad un grado apparentemente maggiore dell'immobilizzazione dei radionuclidi nel campo remoto. E' da notare che una descrizione petrografica della porosità della matrice di massa non indica la porosità reale disponibile alla diffusione matriciale poiché non tutte le parti porose della roccia sono interconnesse.

In più non tutta la porosità osservabile in un campione può esistere nella roccia in situ a causa della compressione e della occlusione dei pori in profondità.

Un approccio analogo per la verifica della diffusione matriciale è la condizione di studi su traccianti naturali nelle rocce. Le perturbazioni rispetto alla composizione chimica media della massa rocciosa sono utilizzate per indicare la presenza di precedenti interazioni roccia-acqua. La distribuzione di una serie di elementi indicatori è esaminata lungo un profilo lontano da fratture, note o sospette, conduttrici di acqua nella massa rocciosa. In un caso ideale, la diffusione matriciale dovrebbe risultare in un profilo di concentrazione attenuata separato dalla frattura ma l'eterogeneità nella roccia e gli effetti di vari eventi geologici sul sistema complicano il quadro. Normalmente, le serie del decadimento naturale, gli elementi delle terre rare ed altri elementi sensibili al redox sono studiati nell'intento di coprire una serie di comportamenti geochimici, con l'aumento di possibilità di ottenere evidenze dell'interazione acqua-roccia. Nel caso della serie di decadimento naturale, ad esempio, l'uranio è più solubile del torio e dello ^{234}U è più mobile dello ^{238}U . L'uranio è anche redox sensibile, mentre il radio è più verosimilmente interessato nelle reazioni di scambio o in solido-soluzione con una varietà di fasi carbonatiche. Questa serie di comportamenti geochimici è in più aumentata da una larga serie di emivite dei vari membri della serie ((Es: l'emivita dello ^{234}U è 2.5×10^5 anni e del ^{226}Ra è 1.6×10^3 anni). La combinazione dei due fattori permette di identificare una varietà di tipi di interazione acqua-roccia con anche qualche idea della durata di un certo evento.

La maggioranza degli studi degli analoghi hanno riguardato le rocce cristalline, qualcuno gli ambienti sedimentari. Molte rocce sedimentarie sono fragili e possono fratturarsi e possono pertanto manifestare una duplice porosità permettente alla diffusione matriciale di essere un importante processo di ritardo.

Gli argomenti di maggiore rilevanza per la diffusione matriciale indirizzati agli studi di analoghi naturali sono:

- profondità e volume della porosità interconnessa
- capacità di tampone chimico della massa rocciosa
- estensione della diffusione matriciale nelle formazioni sedimentarie
- stima dei coefficienti di diffusione.

Tra i molteplici studi miranti a definire la profondità e volume della porosità interconnessa, lo studio di Coehlo Pinto sulla distribuzione di elementi di una vena mineralizzata lisciviata (1987) ha permesso di misurare la profondità di percolazione delle acque nella roccia. Fra gli elementi studiati figurano uranio, torio, lantanio, neodimio, bromo, stronzio e bario; la profondità raggiunta fra i 32 ed i 65 mm fu interpretata come misura di diffusione matriciale. La maggiore ridistribuzione elementare corrispondeva alla fascia più prossima alla vena e la profondità variava per ogni elemento; il bario fino a 32 mm, uranio e zirconio fino a 65 mm. Tutti gli elementi maggiori, misurati come ossidi, eccetto Fe_2O_3 , erano disturbati fino alla profondità di 50 mm. Tali dati devono essere trattati con cautela perché le fondamentali condizioni al contorno del sistema non furono sufficientemente investigate. Non esistono, in particolare, informazioni sulle temperature massime dei fluidi o sulla durata del flusso dei fluidi nella frattura. Le temperature dei fluidi, così elevate da aver potuto rendere possibile la precipitazione del quarzo nelle vene, devono essere state significativamente più elevate di quelle che potranno essere mai raggiunte in deposito; è probabile che le alte temperature abbiano aumentato la profondità di penetrazione della diffusione e che pertanto queste profondità potrebbero corrispondere a stime massime ma, senza conoscere la durata dell'evento, tutto questo è speculativo. Non si può escludere, inoltre, l'ipotesi che non aveva avuto luogo sola la diffusione matriciale ma una combinazione complessa di diffusione matriciale e di interazione chimica tra roccia e fasi mobili. I risultati di questo studio devono pertanto essere considerati come non conservativi ma i tempi in gioco sono comunque dell'ordine di migliaia o di decine di migliaia di anni.

Pur non potendo essere certi che il profilo delle concentrazioni in una roccia adiacente ad una frattura rappresenti solo fenomeni di diffusione matriciale, sembra acclarato che, una volta che sia migrato nella matrice rocciosa da una frattura, un radionuclide venga irreversibilmente immobilizzato indipendentemente dal processo coinvolto. Valkiainen (1992) ha riscontrato che valori di diffusione matriciale, inclusi valori per porosità in funzione della distanza da una frattura attiva in carote di varie rocce cristalline, evidenziano che la roccia nelle prime decine di mm presenta 2-3 volte i valori di porosità rispetto al resto della massa rocciosa. Appare in generale che le rocce cristalline più alterate presentano il più grande potenziale per la diffusione matriciale rispetto alle rocce fresche e che i maggiori valori sono confinati solo ad un piccolo volume di roccia ad immediato contatto con la frattura e che non si estendono attraverso l'intero volume. Da

notare inoltre che anche un piccolo volume può comportare una differenza significativa per il ritardo dei contaminanti.

2.3.3.3 Capacità di tampone chimico della massa rocciosa: fronte redox

La solubilità di molti radionuclidi chiave è sostanzialmente più bassa in condizioni riducenti che in condizioni ossidanti. E' pertanto chiaramente importante che l'ambiente geochimico del campo prossimo di un deposito debba essere capace di tamponare il potenziale redox per mantenere le condizioni riducenti nel caso di produzione radiolitica ossidante.

Per depositi senza grandi volumi di ferro nel sistema di barriere ingegneristiche, ad esempio deposito di combustibile esaurito usante canister di rame, è il ferro ferroso della roccia ospite che deve agire come il più grande tampone delle condizioni redox. Un po' di ferro ferroso è presente nei minerali di rivestimento delle fratture o dove le rocce adiacenti siano idrotermicamente alterate e siano direttamente accessibili alle acque di falda per advezione. Tuttavia nel caso di rocce cristalline fratturate una assai più grande quantità di ferro ferroso è presente in minerali come biotite ed anfiboli all'interno della matrice rocciosa.

Al fine di realizzare la capacità tampone redox di questo ferro ferroso, questi minerali devono essere accessibili alle acque sotterranee per diffusione matriciale. Se ne conclude che maggiore è la profondità connessa con la microporosità, maggiore è la capacità tampone redox della roccia. La forma della porosità costituisce peraltro un fattore importante nel senso che, in caso di presenza di pochi grandi pori, sarà disponibile una proporzione più piccola del ferro totale presente rispetto a quella che si avrebbe nel caso di esistenza di un denso reticolo di micropori e microfratture.

Le acque sotterranee ossidanti sono effettivamente tamponate nella roccia ospite in 30-40 mm dalla frattura conduttrice. La capacità tampone della roccia è importante non solo per ridurre la solubilità e la mobilità dei radionuclidi, ma anche perché il "fronte redox" così creato, se confinato nei micropori rende la formazione dei colloidii meno problematica che se essi si formassero in fratture aperte sede di trasporto advettivo.

2.3.3.4 Solubilità e speciazione elementare

La conoscenza della composizione chimica principale delle acque del campo prossimo permette la predizione della solubilità e della speciazione idrica degli elementi in tracce, inclusi i radionuclidi, utile base nel riconoscimento delle proprietà di trasporto.

Con estensione al campo remoto può essere definita previsionalmente la chimica delle acque in equilibrio con la roccia ospite e con ogni minerale rivestente le fratture.

Con l'evoluzione di un deposito, la migrazione nella roccia ospite di contaminanti, tipo lisciviati ad elevato pH del cemento, può determinare la costituzione di una zona chimicamente disturbata al contorno del deposito. Questa zona può estendersi nel campo remoto determinandone un'estesa alterazione. Modelli geochimici possono essere utilizzati per predire il movimento dei fronti geochimici che vengono a determinarsi e con essi le conseguenze a carico delle prestazioni del deposito. Numerosi sono gli approcci per la modellazione dei sistemi geochimici. I più comunemente usati assumono un rapido raggiungimento di equilibrio fra roccia ed acqua sotterranea. Di conseguenza la distribuzione delle specie acquose e degli indici di saturazione dei solidi possono essere calcolati dalle libere energie di formazione (o costanti di equilibrio) attraverso la soluzione di un insieme di distribuzione di equilibrio e di bilancio di massa. Le coppie redox possono tuttavia comportare trasferimenti multipli di elettroni (es.: solfato/solfuro, nitrato/ammoniaca, carbonato/metano) e trovarsi quindi in una condizione lontana dall'equilibrio.

La maggior parte degli studi delle prestazioni per depositi HLW e di molti L/ILW hanno identificato la bassa solubilità di alcuni elementi come fattori chiave contribuenti alla sicurezza. In tali analisi la solubilità è rappresentata piuttosto semplicisticamente come un limite di solubilità indipendente dal tempo. La solubilità può essere definita come la concentrazione dell'equilibrio massimo ottenibile, in una soluzione di chimica definita, che può essere raggiunta da un elemento specifico. La definizione si riferisce a concentrazioni in soluzione reale e non considera l'assunzione di colloidali. La verifica delle prestazioni segue procedure soggettive che implicano l'integrazione di informazioni di campo, di laboratorio e teoriche di selezione dei valori che possono essere definiti realistici o conservativi.

La validazione dei codici geochimici usati per predire solubilità e speciazione dei radionuclidi è ancora in itinere per la grande difficoltà di trattare soluzioni nelle quali siano inclusi molti radionuclidi; anche in questo settore l'apporto degli studi sugli analoghi appare fondamentale.

2.3.3.5 Sintesi

Si fornisce, di seguito, come sintesi di quanto sopra trattato, un brevissimo schema dei processi di mobilizzazione/trasporto e ritardo dei radionuclidi.

<u>Mobilizzazione/trasporto</u>	
Advezione	Movimento di massa del fluido, e del soluto contenuto, indotto da un gradiente di pressione
Diffusione	Movimento del soluto indotto da un gradiente di concentrazione
Azione capillare	Movimento dell'acqua indotto da pressione interstiziale negativa all'interno di una matrice rocciosa o nelle microfrazture
Dissoluzione	Trasferimento da solido a liquido indotto dalla sottosaturazione chimica nelle acque sotterranee/acque interstiziali
Contraccollo	Espulsione di un radionuclide figlio da una fase solida nelle acque sotterranee adiacenti a causa del decadimento alfa di un radionuclide genitore
Assunzione da colloid	Assorbimento o inclusione dei radionuclidi nelle piccole particelle organiche od inorganiche sospese nelle acque sotterranee/acque interstiziali
Deassorbimento	Rimozione di radionuclidi dalle superfici dei minerali per interazione con la soluzione, alla scala molecolare, con incremento delle concentrazioni nella fase liquida

Ritardo	
Assorbimento	Rimozione di radionuclidi dalla soluzione ad opera dell'interazione, a scala molecolare, con le superfici dei minerali con decremento delle concentrazioni nelle fasi liquide
Precipitazione	Trasferimento dal liquido alla fase solida indotto dalla sovrasaturazione chimica
Diffusione matriciale	Trasferimento di radionuclidi, da parte di movimento advettivo, ad esempio in un assetto delle acque sotterranee controllata da fratture, a più lento movimento controllato da diffusione all'interno di pori a fondo chiuso nella matrice rocciosa
Filtrazione delle particelle	Riduzione meccanica dell'advezione nell'acqua interstiziale a causa di restringimento delle connessioni interstiziali

2.4 ANALISI DELLE BARRIERE ARTIFICIALI E NATURALI E PROBLEMATICHE DI MODELLAZIONE

2.4.1 L'uso di analoghi come supporto dei modelli di trasporto dei radionuclidi nei mezzi geologici

Il meccanismo naturale principale che può trasferire i radionuclidi da un deposito profondo all'ambiente superficiale è il trasporto nelle acque sotterranee. La verifica del trasporto deve mettere in conto lunghi periodi di tempo, ampie scale spaziali e condizioni complesse di evoluzione. Esperienze di laboratorio sono per contro condotte per tempi eccessivamente ridotti e per volumi di roccia troppo modesti per poter validare modelli, codici e Data Base che pretendano di rappresentare l'evoluzione del sistema idrogeologico di un deposito profondo. Risposte possono essere offerte dagli "analoghi naturali" letti come esperimenti naturali a lungo termine i cui "risultati" possono essere verificati ma che, per definizione, non sono controllati dall'uomo.

Gli studi degli analoghi possono riguardare sia i processi del campo prossimo, sia la migrazione dei radionuclidi nel campo remoto e nella biosfera. In entrambi i casi, oggetto di interesse sono i processi di trasporto e ritenzione, come deducibili dagli analoghi naturali e dalla modellazione dei dati prodotti ricavabili da tali studi ai fini della verifica di sicurezza.

Uno studio di analogo esamina la presenza di materiali e lo svolgimento di processi simili a quelli ricorrenti in un deposito o causati dalla presenza dello stesso. La condizione di significatività comporta un grado appropriato di similarità chimica, fisica o morfologica tra il deposito radioattivo o parte delle sue componenti, ed il sistema od oggetti naturali confacenti all'indagine. Le informazioni derivate per un sito possono essere trasferite a siti con caratteristiche simili.

Gli analoghi naturali possono fornire informazioni sia qualitative, sia quantitative, di pari importanza e l'informazione derivata da tali studi si è dimostrata essenziale per tre aspetti della verifica di sicurezza:

- sviluppo concettuale del modello;
- input dati;
- verifica del modello.

La figura 2.7 riporta lo schema corrente di uso dell'informazione degli analoghi naturali per la verifica della sicurezza

Un analogo non può essere usato, salvo particolari casi, in senso quantitativo nello studio di sistemi complessi per la validazione diretta di un codice matematico come quello del trasporto dei radionuclidi.

Una valutazione degli analoghi naturali e delle loro limitazioni nella verifica delle prestazioni ha evidenziato la necessità di studi paralleli in laboratorio ed in situ in qualsiasi sito di analogo sotto esame. Ciò al fine di approfondire le condizioni al contorno necessarie per i processi geochimici ed aumentare per tal via l'applicabilità quantitativa degli analoghi nella verifica delle prestazioni.

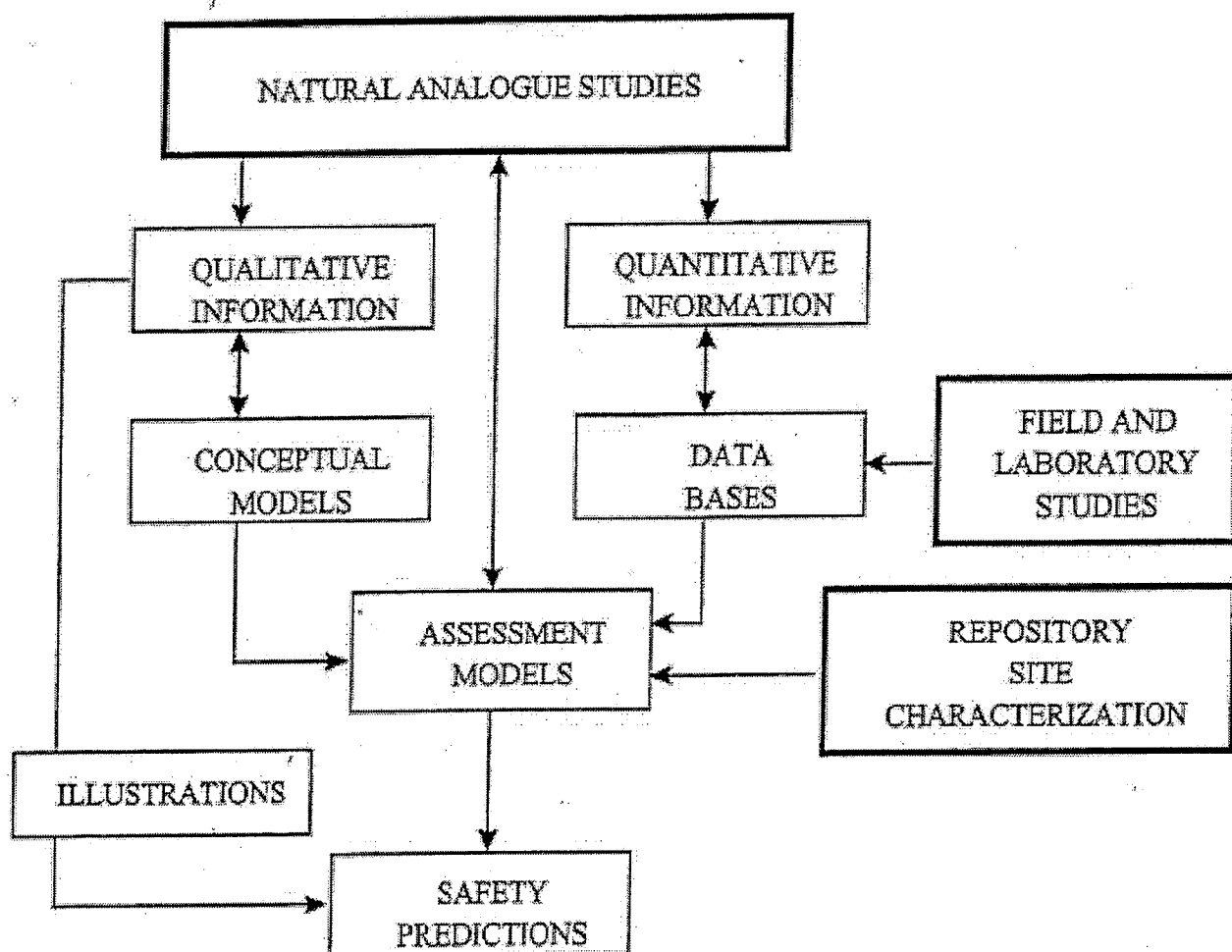


FIG. 1. Schematic diagram illustrating the relationships between natural analogue studies and the various components in the safety assessment of a disposal concept for nuclear fuel wastes.

Figura 2.7 – Relazioni tra analoghi naturali e varie componenti nella verifica di sicurezza del concetto di smaltimento.

Lo sviluppo di molti modelli concettuali dei processi connessi ad un deposito può procedere solo sulla base di una buona comprensione del funzionamento dell'ambiente naturale. Solo dopo approfondita osservazione dei sistemi naturali è possibile assumere decisioni riguardo a:

- quali processi prendere in considerazione;
- quali processi risultano dominanti e quali di importanza secondaria;
- le scale spaziali e temporali associate al modello;
- l'appropriatezza delle premesse di base di un modello.

Il completamento di un modello di qualche parte di un sistema di deposito può così costituire l'anticipazione finale per un esame qualitativo di un analogo naturale.

2.4.2 I concetti di fondo per lo smaltimento geologico dei rifiuti a vita lunga.

Lo smaltimento geologico dei rifiuti a lunga vita consiste di un sistema di isolamento formato da barriere naturali ed artificiali la cui funzione è di separare i rifiuti dalle popolazioni e dall'ambiente superficiale per migliaia o centinaia di migliaia di anni. A questo fine sono state scelte diverse strategie di eliminazione basate su quantità e natura dei rifiuti, sulle rocce ospiti disponibili e sui concetti di smaltimento specifici legati a particolari esigenze quali, ad esempio, il caso di rifiuti che emettano una quantità sensibile di calore, come si verifica per rifiuti ad alta attività o per un combustibile esaurito.

In molti concetti di smaltimento, la mobilizzazione ed il trasporto nelle acque sotterranee rappresentano il probabile meccanismo naturale di veicolazione dei radionuclidi, dal rifiuto alla biosfera.

Con l'eccezione del progetto di Yucca Mountain (USA), i concetti di smaltimento geologico collocano il rifiuto nella zona satura, all'interno di rocce, quindi, nelle quali tutte le fratture ed i pori sono riempiti con acqua sotto pressione idrostatica e/o litostatica, grossolanamente equivalente alla profondità alla quale viene effettuata la misura. La zona insatura è la regione soprastante a quella satura e nella quale almeno alcuni spazi interstiziali contengono aria o vapor d'acqua, piuttosto che acqua liquida, con l'eccezione di "acqua intrappolata". La superficie freatica (water table) separa le due zone.

Le principali formazioni interessate risultano essere:

Depositi nella zona satura	Depositi nella zona insatura
-Formazioni rocciose dure (cristalline), fratturate	- Formazioni tufacee
- Formazioni argillose	
- Formazioni evaporitiche	

Poiché l'Italia ha escluso fin dall'inizio la realizzazione di depositi in formazioni cristalline e tufacee, vengono di seguito riportate solo le considerazioni riferite alle argille ed al sale.

Rocce argillose

Le formazioni argillose considerate si sono formate in bacini sedimentari estesi. Le serie sedimentarie deposte consistono normalmente di successioni di rocce fortemente contrastanti in permeabilità, quali argille ed arenarie. Le singole formazioni argillose possono essere lateralmente estese e relativamente omogenee, fatto che assicura una certa affidabilità nella predizione delle caratteristiche della formazione esaminata a partire da un solo o da pochi punti di misura.

Con lo sviluppo di un bacino, la formazione è soggetta a seppellimento a grandi profondità. Col seppellimento, porosità e contenuto di acqua subiscono usualmente una riduzione. Le formazioni perdono conseguentemente gran parte della plasticità originaria, derivante dal contenuto di minerali saturi in acqua. Concettualmente le argille plastiche possono essere considerate come mezzi porosi essenzialmente continui, fatto che semplifica la modellazione idrogeologica. Altre argille, fratturate, debbono essere trattate come mezzi a doppia porosità.

Per quanto riguarda le argille presenti nel suolo italiano, si rileva che sono tutte sovraconsolidate e fratturate; numerose osservazioni a varia profondità hanno permesso di escluderne la permeabilità per fratturazione. Le fratture delle argille sono beanti, per una profondità di circa 10 metri, solo nella condizione di decompressione ricorrente in prossimità della superficie topografica, là dove le argille sono prive del carico di una copertura litica.

Evaporiti

Le rocce evaporitiche sono comunemente prodotte da una prolungata evaporazione in situ di bacini idrici frequentemente ricaricati da acque saline. Sono costituite da depositi di

halite ed anidrite, essendo il primo minerale il più comunemente scelto come roccia ospite del deposito. Le successioni evaporitiche presentano frequentemente uno spessore adeguato per ospitare un deposito.

Le evaporiti stratificate possono essere intercalate con altre formazioni sedimentarie di vario spessore e composizione mineralogica, come argille ed arenarie: possono mantenere l'originario assetto suborizzontale o deformarsi a forma di campana o colonna (domi e diapiri) e risalire attraverso i sedimenti soprastanti.

Le formazioni saline sono potenzialmente utilizzabili come rocce ospiti in quanto caratterizzate da conduttività idrauliche molto basse, dall'assenza di acque liberamente mobili, da una conduttività termica relativamente alta e da una porosità bassa. La loro deformabilità plastica tende a sigillare qualsiasi apertura. Tali proprietà limitano in maniera eccezionale il trasporto dei radionuclidi da un deposito ed assicurano una dissipazione efficiente del calore generato dal decadimento radioattivo

Le evaporiti, in particolare il sale, non costituiscono di per se una barriera geologica e geochemica autosufficiente e con prospettive di durata nel tempo. Esposte all'acqua mobile vanno sottoposte a rapida dissoluzione, carsismo e scomparsa. La loro persistenza temporale dipende dalla protezione loro assicurata dalla vera barriera geologica, idrologica e geochemica costituita dalle argille. L'accoppiata sale-argilla offre le condizioni ottimali per la costituzione di un deposito di rifiuti profondo. La maggiore portanza del sale offre migliori possibilità di escavazione, di riduzione del sistema delle armature e minori esigenze di manutenzione per la garanzia del mantenimento dell'agibilità del deposito prima della sigillazione definitiva. Il sale ha una maggiore capacità di dissipazione termica rispetto alle argille. Entrambe le formazioni sono plastiche e quindi tendono ad obliterare le fratture, naturalmente o artificialmente create. I fenomeni di convergenza che le accomunano, maggiori per le argille, tendono ad obliterare i vuoti residui nel deposito riempito con riduzione della porosità e quindi della conducibilità idraulica.

2.4.3 La modellazione dei processi di trasporto

Questa sezione discute gli approcci alla modellazione dei processi di trasporto dei radionuclidi, gli approcci allo sviluppo del modello concettuale, i dati di ingresso e la verifica dei modelli concettuali e come i modelli potrebbero utilizzare le informazioni prodotte dallo studio degli analoghi.

La maggior parte degli studi degli analoghi sono stati incentrati sulle formazioni cristalline ed argillose e, in minor grado sulle rocce vulcaniche. A causa dell'assenza di acque fluenti, le evaporiti non sono state estesamente studiate per gli analoghi e pertanto non sono più oggetto di discussione in questa sede.

Il trasporto dei soluti nelle acque sotterranee può verificarsi nelle forme dell'advezione e della diffusione. Il primo è considerato il processo dominante nelle strutture altamente permeabili come nelle fratture delle formazioni cristalline e argillose e negli orizzonti sabbiosi intercalati alle argille. La permeabilità per circolazione idrica nelle fratture si pone solo per le rocce rigide. Per le argille la possibilità di circolazione idrica è limitata alla parte della formazione, spesso pochi metri, soggetta a decompressione nelle condizioni di affioramento in superficie.

La diffusione si realizza al contorno della parte scavata per la realizzazione del deposito. Si tratta di una perturbazione dell'integrità delle argille che subiscono uno stress meccanico con produzione di microfratture. La dimensione della parte perturbata, circa la metà del diametro della galleria, diminuisce con la profondità. La persistenza di tali fratture è transitoria. La plasticità delle argille al contorno del deposito tende infatti, col tempo, ad obliterare le fratture artificialmente generate. Tale processo si realizza anche nel caso delle argille sovraconsolidate e fratturate.

I processi influenzanti o controllanti il trasporto dei radionuclidi dalla matrice dei rifiuti attraverso la barriera geologica verso la biosfera possono essere molto complessi. E' perciò necessario, per i codici di trasporto, semplificare il sistema reale e considerare solo i processi più importanti, tenendo ovviamente conto delle incertezze comportate da tale semplificazione.

I codici di calcolo attualmente utilizzati sono stati elaborati con l'obiettivo di mettere in conto diverse combinazioni dei processi seguenti:

- Trasporto advettivo dei radionuclidi disciolti dal flusso delle acque sotterranee;
- Trasporto per diffusione nelle formazioni rocciose a bassa permeabilità;
- Ritardo dovuto a diffusione e dispersione attraverso pori interconnessi;
- Ritardo dovuto a diffusione ed assorbimento in matrice a bassa permeabilità;
- Ritardo dovuto ad assorbimento di soluti in solidi;
- Ritardo dovuto a precipitazione/co-precipitazione:

- Decadimento radioattivo;
- Effetto di contraccolpo;
- Complessazione;
- Trasporto di colloid.

I codici di simulazione possono essere convenientemente suddivisi in quelli che descrivono:

- Flusso idrico sotterraneo (es: VTOUGH, MOTIF);
- Processi geochimici che avvengono in un sistema statico, inclusi quelli influenzanti solubilità e speciazione (es: MINEQL, EQ3/6, PHREEQE, SPECIATE);
- Trasporto dei soluti, accoppianti flusso con chimica (es: CTOUGH, STEELE, TRANSIN).

Gli ultimi codici sono ancora allo stadio di sviluppo e presentano diversi gradi di sofisticazione.

A) Modelli di flusso

La forza traente primaria del flusso advettivo in un mezzo saturo è costituita dal gradiente idraulico (controllo topografico) e/o dal gradiente termico. L'azione capillare, o il potenziale di matrice (una pressione interstiziale negativa), agiscono come una forza traente addizionale per il flusso advettivo dell'acqua e del vapor d'acqua attraverso formazioni rocciose insature. I modelli di flusso sono generalmente configurati in due o tre dimensioni. In alcune circostanze può essere necessario utilizzare modelli multifase (gas ed acqua) . In aggiunta ad una descrizione della geometria del sistema, i dati di ingresso generalmente richiesti dai modelli di flusso includono: altezza piezometrica, conduttività idraulica, conduttività o permeabilità, coefficienti di diffusione, densità e viscosità dei fluidi, porosità della roccia, grado di saturazione, temperatura e stato dell'acqua.

B) Modelli geochimici

La stabilità della matrice rocciosa e la costituzione delle forme idrosolubili e mobili dei radionuclidi dipendono dalle caratteristiche idrochimiche delle acque (composizione chimica, stato redox , pH, ecc.). La valutazione dei sistemi chimici eterogenei all'interno di un deposito e delle formazioni rocciose al contorno è complessa e gli effetti combinati di questi parametri sono normalmente verificati a mezzo di strumenti di modellazione geochimica.

La modellazione geochimica può essere basata sia sull'assunto dell'equilibrio termodinamico o può includere limitazioni cinetiche di interazioni lente acqua-roccia. Al momento, per la mancanza di dati cinetici chiave, nelle verifiche delle prestazioni dei depositi sono stati preferiti i modelli di equilibrio. I codici termodinamici calcolano la composizione di equilibrio delle soluzioni risolvendo contemporaneamente il bilancio di massa e le relazioni stechiometriche (es: PHREEQE, EQ3, Solgaswater). Alcuni codici calcolano anche i cambiamenti di trasferimento di massa tra fasi differenti con l'evoluzione del sistema verso l'equilibrio (PHREEQE). I risultati di questi calcoli possono includere:

- la composizione all'equilibrio della fase acquosa e la distribuzione delle specie solubili all'equilibrio;
- il grado di saturazione per fasi solide e gas dati rispetto ad una soluzione equilibrata;
- il trasferimento di massa risultante attraverso limiti di fase (dissoluzione/precipitazione) con l'evoluzione del sistema verso l'equilibrio.

Una limitazione fondamentale dei codici termodinamici geochimici è la nozione di equilibrio fra differenti componenti e fasi del sistema. Non è certamente questo il caso per processi lenti come alcune reazioni redox e le interazioni acqua-roccia che non raggiungono l'equilibrio neppure nei tempi lunghi considerati nello smaltimento geologico; è pertanto necessario incorporare le cinetiche di questi processi lenti nel caso si dimostrino rilevanti.. Questo si è verificato per codici come EQ3/6 e STEADYQL che calcolano, in aggiunta, l'evoluzione dipendente dal tempo dei sistemi chimici considerati col loro approssimarsi all'equilibrio.

C) Modelli accoppiati

Codici accoppiati, flusso idrico sotterraneo più trasporto di soluti, modellano comunemente l'elemento di flusso idrico attraverso l'uso dell'approccio del mezzo poroso continuo. Sono necessari i dati sulla conduttività idraulica e la distribuzione dell'altezza piezometrica all'interno del blocco modellato. Nella modellazione continua vengono risolte un insieme di equazioni rappresentanti la conservazione della massa dell'acqua e del soluto. Soluzioni numeriche sono basate su elementi finiti o su algoritmi differenziali finiti. Oltre all'advezione del soluto, l'equazione del trasporto può includere:

- Un ordine di reazione zero (es: decadimento radioattivo, dissipazione del calore);
- Diffusione e dispersione idrodinamica;

- Alcuni parametri di assorbimento, spesso semplificati;
- Trasporto dei colloidali.

Il ritardo dei radionuclidi lungo il percorso di flusso è considerato in maniera molto semplificata nella generazione attuale dei codici di trasporto dei radionuclidi usati nella verifica di prestazioni o di sicurezza. Il termine "ritardo" include un numero di meccanismi teorici (diffusione nella matrice, filtrazione molecolare, assorbimento fisico, scambio ionico, mineralizzazione e precipitazione, ecc.) ma, in pratica, tali meccanismi tendono a non essere ben differenziati e l'effetto netto dei meccanismi individuali è spesso rappresentato da un coefficiente di distribuzione medio K_d .

Esiste un'intera letteratura sull'interpretazione di tale informazione, ma è sufficiente notare che questo coefficiente si riferisce soltanto, in senso stretto, ad una rappresentazione empirica dei processi di assorbimento/desorbimento cineticamente reversibili in maniera veloce. Tuttavia l'assorbimento è spesso riconosciuto essere una funzione di vari parametri e non completamente reversibile. Nei calcoli conservativi questa irreversibilità è comunemente trascurata. Quando l'assorbimento è rappresentato da un K_d , la velocità di migrazione dei soluti reattivi è ridotta da un fattore costante relativo alla velocità dell'acqua e può essere denominato fattore di ritardo R_d . Codici di trasporto più sofisticati che mettono in conto meccanismi individuali di ritardo sono ancora in corso di sviluppo.

2.4.4 La modellazione dei processi di trasporto per le argille

Le rocce argillose possono essere impiegate nelle tre funzioni di barriera geologica, di barriera tecnica e come materiale di riempimento e sigillatura.

I processi di trasporto geochimico nelle rocce argillose non sono altrettanto bene compresi di quelli riconosciuti nelle rocce cristalline fratturate a causa della complessità dei processi accoppiati multipli delle interazioni soluto-argilla che non influenzano semplicemente il trasporto dei radionuclidi, ma controllano anche il movimento dell'acqua e lo sviluppo delle proprietà delle formazioni argillose.

Nelle argille omogenee, sia rocce ospiti, sia barriere tecniche, il trasporto avviene in maniera dominante per diffusione. Gli studi degli analoghi per il trasporto diffusivo nelle argille possono pertanto assumere rilevanza nelle verifiche delle prestazioni sia nelle

componenti del campo prossimo che del campo remoto. I radionuclidi trasportati nelle acque sotterranee attraverso le argille sature di acqua possono essere sorbiti o adsorbiti sulle superfici dei minerali argillosi. Possono in più verificarsi reazioni di precipitazione e dissoluzione a seconda del grado di saturazione chimica delle acque sotterranee. Movimenti di grandi particelle (colloidi e complessi) possono essere inibiti a causa dei ridotti spazi dei pori tra i minerali argillosi.

Alcune formazioni argillose (rocce argillose, argilloscisti) possono essere fratturate e/o contenere alte proporzioni di materiale granulare più grossolano. In tali casi il trasporto advettivo può prevalere sulla diffusione.

Nel caso in cui esistano discontinuità geochimiche come risultato di una eterogeneità di una sequenza sedimentaria ricca di argilla, o per intrusione di materiale nella formazione argillosa, esse offrono l'opportunità di studiare la migrazione ed altri processi a piccola scala. Studi tipici riguardano:

- Ruolo relativo di diffusione ed advezione e significato delle eterogeneità fisiche di piccola scala;
- Stima dei coefficienti di diffusione elementare;
- Valutazione dei processi di mobilizzazione e ritardo (es: sorptione, dissoluzione e filtrazione).

Molti studi di analoghi naturali hanno fornito informazioni a sostegno dello sviluppo di modelli concettuali comportanti questi processi.

- Un gruppo di studi riguarda la capacità delle argille sature di limitare i flussi attorno ai materiali sepolti¹².
- Una seconda importante caratteristica delle formazioni argillose è la capacità di agire come filtro di colloidi e macromolecole. La dimostrazione è offerta dal deposito di uranio di Cigar Lake, in Canada, nel quale il corpo mineralizzato è circondato da un alone argilloso illitico/caolinitico, spesso da 10 a 50 metri, isolante lo stesso dalle rocce ospiti arenacee soprastanti. Studi delle distribuzioni di uranio

¹² Di particolare interesse è lo studio degli alberi fossili di Duna Robba in Italia (Benvegnù F. et al., 1988; Valentini G. et al, 1997). Gli alberi fossili mantengono la loro originaria posizione verticale e, dissimilmente dalla maggior parte di altri esempi di foreste sepolte, sono ancora composti di legno. In circostanze normali il legno si trasforma in lignite e viene successivamente litificato una volta sepolto. A Duna Robba i resti di alberi vecchi di 1.5 milioni di anni sono contenuti in un'argilla lacustre sottostante a depositi sabbiosi con acqua liberamente circolante e provvista di caratteri ossidanti. L'involucro di argilla a bassa permeabilità ha protetto il legno dai processi di degradazione col prevenire la penetrazione dell'acqua superficiale e freatica e/o dell'aria verso il legno.

e torio nei colloidi presi dalla zona della mineralizzazione presentano maggiori concentrazioni in campioni della mineralizzazione e dell'argilla, dimostrando che quest'ultima ha effettivamente filtrato i colloidi ed impedito loro di migrare nelle acque sotterranee contenute nelle arenarie al contorno.

- Per quanto riguarda la diffusione matriciale in rocce argillose fratturate, già nel 1996 lo studio sulle Opalinus Clay (Mazurek et al.), roccia ospite potenziale per un deposito di HLW in Svizzera, ha permesso di evidenziare la presenza di diffusione matriciale a profondità di almeno 8 cm nelle rocce finemente granulari.

Anche nel lavoro sul deposito potenziale di L/ILLW a Wellenberg in Svizzera Centrale, i risultati sembrano indicare evidenza di diffusione matriciale nelle marne finemente granulari della Palfris Formation fino alla profondità di 5-8 cm nella matrice rocciosa (Alexander et al., 1996). Nonostante il fatto della sigillazione della matrice rocciosa con argilla e/o calcite, la diffusione matriciale risulta evidente dai dati isotopici della serie dell'U nei profili rilevati.

Gli studi a Loch Lomond e nel Madeira abyssal Plain hanno fornito informazioni quantitative utili sulla diffusione per l'argilla ed hanno dimostrato che modelli appropriati possono ben simulare i profili di diffusione di concentrazione osservati anzi, in alcuni casi, la diffusività calcolata è risultata più affidabile di quella misurata probabilmente per la perturbazione dei campioni utilizzati in laboratorio¹³. Valori parametrici quantitativi derivati negli studi di analoghi naturali come quelli qui descritti, potrebbero essere usati direttamente nei modelli matematici usati nella verifica della sicurezza.

2.4.5 Verifica di sicurezza (modellazioni) ed analoghi naturali

¹³ Nello studio Loch Lomond una serie di profili di concentrazione sono stati costruiti per vari elementi, a partire dall'analisi di campioni di carote di sedimenti particolarmente ricchi, fino allo 80%, in argilla. Tramite analisi col ¹⁴C e attraverso dati paleomagnetici e palinologici è stata definita in 6900-5400 l'età di un livello marino all'interno della serie. La fissazione di iodio, bromo uranio e ²²⁶Ra è stata chiaramente riconosciuta all'interno del sedimento marino e potrebbe essere correlata con la presenza di carbonio organico. Le concentrazioni interstiziali di bromo e, in minor grado, di iodio decrescono con la distanza dai sedimenti marini. Il profilo della concentrazione del bromo è stato modellato secondo semplice diffusione con assorbimento reversibile, che ignora il trasporto advettivo. Con l'assunzione di una concentrazione iniziale di bromo di 60 ppm, il modello ha prodotto una diffusività apparente di $8 \times 10^{-11} \text{ m}^2\text{s}^{-1}$. Esperimenti di assorbimento in batch per iodio e bromo condotti su materiale di carota hanno permesso di appurare che, in entrambi i casi, la diffusività apparente calcolata era di un ordine di grandezza inferiore rispetto a quella determinata, probabilmente per la perturbazione dei campioni in laboratorio. Tale fatto suggerisce che, sebbene gli studi di laboratorio siano conservativi, le diffusività calcolate sono probabilmente più realistiche.

Gli impatti a lungo termine dei depositi di rifiuti radioattivi sulla biosfera devono essere quantificati per la sicurezza che essi rimangano entro i limiti accettabili definiti dall'autorità. Gli impatti sono valutati usando ben precise metodologie di verifica della sicurezza che valutano le prestazioni di ogni parte del sistema di smaltimento ed il comportamento integrato dello stesso.

La metodologia adottata deve essere capace di identificare e valutare scenari evolutivi alternativi per i sistemi naturali e deve essere capace di correggere le incertezze proprie dei processi di verifica. I modelli di verifica costituiscono la parte centrale di ogni metodologia, indipendentemente da concetti specifici di smaltimento e dal progetto del sistema.

Gli approcci modellistici usati nelle verifiche di sicurezza e negli studi degli analoghi possono differire. Nelle verifiche di sicurezza semplificate vengono generalmente usate assunzioni conservative, mentre negli studi di analoghi l'obiettivo è normalmente una più dettagliata e realistica modellazione dei processi.

I codici matematici usati nella verifica di sicurezza con modellazione del trasporto richiedono informazioni che descrivano il sito stesso ed i processi che influiranno sul deposito e che possono portare al rilascio ed al trasporto dei radionuclidi. Le informazioni specifiche di sito richieste dai codici di trasporto descrivono in termini ampi:

- Movimenti delle acque sotterranee;
- Chimica delle acque sotterranee
- Mineralogia della massa rocciosa e delle fratture

Ulteriori informazioni richieste dai codici di trasporto descrivono in maggior dettaglio i processi di mobilizzazione e ritardo fra cui:

- Degradazione del sistema di contenimento
- Mobilizzazione dei radionuclidi dal rifiuto verso le acque sotterranee
- Meccanismi di ritardo nel caso in cui i radionuclidi si muovano attraverso le barriere ingegneristiche e le formazioni al contorno verso la biosfera.

Per limitare l'impegno, in molti casi le modellazioni di verifica di sicurezza assumono un rilascio istantaneo o stazionario dai rifiuti condizionati senza considerare la degradazione progressiva del sistema di contenimento. Molte verifiche assumono, inoltre, che tutti i radionuclidi siano disponibili per la mobilizzazione dal rifiuto verso le acque sotterranee

sulla base della solubilità elementare piuttosto che da una dissoluzione stazionaria della waste form.

Il comportamento dei radionuclidi nel campo prossimo vicino al deposito sarà governato dalle interazioni tra i fluidi interstiziali locali, le acque sotterranee pervadenti, la waste form e da altre componenti del deposito.

A maggior distanza dal deposito, i radionuclidi finiscono col rappresentare componenti minori, a causa di diluizione e ritardo, di un sistema geochimico naturale grande e imperturbato. E' importante, però, tener conto che, nel caso di un deposito nel quale dovessero essere usati, come strutture geotecniche e/o barriere ingegneristiche, grandi quantità di materiali a base cementizia, a causa dell'interazione delle acque di fondo con i minerali alcalini dei cementi, potrebbe generarsi un fronte ad alto pH che potrebbe progressivamente estendersi a grande distanza influenzando fortemente la roccia anche nel campo remoto.

La tabella 2.2 riporta i riferimenti di sette importanti studi che hanno fatto ricorso alle informazioni degli analoghi naturali. Da notare che sei depositi di interesse appartengono a contesti di rocce cristalline dure e fratturate ed il settimo riguarda il sito tufaceo di Yucca Mountain. Gli studi delle rocce cristalline si applicano a depositi di riferimento o generici e sono progettati per dimostrare la sicurezza del concetto generale di smaltimento geologico profondo, piuttosto che la sicurezza dello specifico sito.

La tabella riassume le modalità di uso dell'informazione acquisita in studi di analoghi naturali usate nelle verifiche intraprese e classifica i contributi in relazione alla loro rilevanza per lo sviluppo dei modelli concettuali, dei dati di ingresso e della verifica dei modelli. Informazioni qualitative derivate dagli analoghi naturali rientrano in tre aree principali:

- sviluppo di giustificazioni di base del concetto sotteso e della scelta dell'ambiente di smaltimento e dei materiali delle barriere ingegneristiche;
- derivazione e discussione degli scenari di evoluzione naturale da includere nelle verifiche di sicurezza;
- giustificazione del contenuto e della struttura dei modelli concettuali.

Dati quantitativi desunti da analoghi naturali sono stati utilizzati negli studi di verifica come:

- Valori limite per alcuni parametri chiave, come velocità di corrosione, valori di assorbimento e dissoluzione, usati per dimostrare il conservativismo di assunzioni usate nelle verifiche;
- Dati specifici attualmente usati nei modelli di calcolo, nella forma di valori di parametri o velocità, ad esempio concentrazioni di colloidali, associazioni mineralogiche rilevanti, o come contributi a basi di dati, ad esempio termodinamica, usati nei sottomodelli delle verifiche. Questo ultimo contributo può essere fornito unicamente dagli analoghi naturali ed è normalmente ottenuto attraverso basi di dati e verifica dei modelli.

Altre aree che hanno considerevolmente beneficiato degli studi di analoghi sono:

- Identificazione degli scenari rilevanti dell'evoluzione geologica e climatica da includere nelle verifiche di sicurezza, dei processi che essi comportano e degli impatti che possono avere;
- Definizione dell'evoluzione a lungo termine dei materiali delle barriere ingegneristiche sotto condizioni "stabili" o, viceversa, termicamente e geochimicamente perturbate, incluse la corrosione e la degradazione delle waste forms, vetro borosilicato, ossidi di uranio, cementi, calcestruzzi, bitumi ed argille bentonitiche;
- Sviluppo dei modelli del fronte redox, particolarmente appropriato per i depositi di combustibile esaurito, inclusi i modelli per la formazione e lo spostamento dei fronti redox e per il comportamento dei radionuclidi in loro prossimità;
- Identificazione in campo della diffusione matriciale, che ha supportato un modello largamente teorico ma che ora può essere direttamente osservato e quantificato in termini di effetti in una grande varietà di tipi di rocce;
- L'estensione del trasporto colloidale in molti ambienti geologici, di difficile determinazione sulla sola base teorica;
- Contributo allo sviluppo di una più chiara comprensione dei controlli mineralogici e idrochimici sulla chimica delle soluzioni dei radionuclidi e del comportamento assorbimento/migrazione, basato sulla caratterizzazione di dettaglio dei sistemi di migrazione naturale e sulla verifica reale delle basi dei dati termodinamici.

Negli studi di verifica è pertanto importante considerare l'uso dell'informazione dagli analoghi naturali dovendo, però, preventivamente procedere alla definizione dei criteri su

come le verifiche debbano essere strutturate e da quali sorgenti i dati debbono essere derivati.

TABLE II. SUMMARY SHOWING THE ACTUAL USE OF NATURAL ANALOGUE INFORMATION IN PUBLISHED SAFETY ASSESSMENTS ON DIFFERENT CONCEPTS FOR THE DISPOSAL OF NUCLEAR WASTE

<i>Safety</i>	<i>Development</i>	<i>Data</i>	<i>Model</i>
<i>KBS-3 (Sweden, 1983)</i>	* Radiolytic oxidation of spent fuel against observations from Oklo	* Max. pitting corrosion factor for Cu + Bentonite stability at T<100°C	
<i>Projekt Gewähr (Switzerland, 1983)</i>	* Stability of borosilicate glasses * Stability and instability of concretes and mortars * Stability of bitumen * Radionuclide release concepts against Oklo observations	* Long term steel corrosion rates * Constrain utilization of bentonite	
<i>SKB-91 (Sweden, 1991)</i>	* Support of bentonite stability from observations at Gotland * Redox front model supported by Polos de Callas observations * Inclusion of matrix diffusion	* Limit relevance of colloid transport by using data from Polos de Callas * Demonstrate conservatism in estimating radiolytic oxidation by using information from Cigar Lake	* Radionuclide solubility model testing and comparison with observed solubilities at Polos de Callas and Cigar Lake
<i>TVO (Finland, 1992)</i>	* Use of palaeohydro-geological data in development of Ice age scenarios * Observations from Cu deposits and Kronan cannon to support corrosion estimates * Use of colloid and microbial information from Polos de Callas and Palmottu to develop models	* Matrix diffusion profiles surveyed from various natural analogues	* Testing of UO ₂ spent fuel dissolution models using Cigar Lake information
<i>AECL EIS (Canada, 1994)</i>	* Support development of conceptual models for: - Fuel dissolution; - Cu corrosion; - Clay buffer; and - Radionuclide retardation, particularly the role of colloids and organics	* Geochemical processes and parameter values for: - Redox control on UO ₂ stability (incl. radiolysis bounding values); - Cu corrosion; - Bentonite-to-illite conversion; and - Radionuclide retardation (incl. matrix diffusion bounding values)	* Testing of models and databases for: - Radionuclide solubility; - Colloid formation and organic complexation; and - Cu-corrosion, using observations from Cigar Lake, the Canadian Shield and the Kronan cannon
<i>Kristallin-I (Switzerland, 1995)</i>	* Back-up in scenario development	* Bounding calculations on redox front development using information from Polos de Callas * Depths of matrix diffusion penetration	* Radionuclide solubility model testing and comparison with observed solubilities at Polos de Callas, Orman and Maqarin * Testing models for redox front development
<i>NRC EPA (USA, 1993)</i>	* Disruptive scenario development (volcanism) * Back-up source term conceptual model from Peña Blanca * Relative importance of meso-micro-fracture and matrix transport at Peña Blanca * Back-up for vapour phase transport from Valle Caldera * Back-up conceptual model for transport in fractures	* Identification of secondary phases for long term release at Peña Blanca	* Model testing for elemental transport in unsaturated media at Akrotiri

Tabella 2.2 – Uso delle informazioni degli analoghi

3. CRITERI DI SELEZIONE DI UN DEPOSITO GEOLOGICO

3.1 CRITERI GENERALI DI SICUREZZA PER DEPOSITI GEOLOGICI

Con riferimento alle normative nazionali, alle normative vigenti nei paesi industriali dotati della normativa più avanzata in campo nucleare nonché alle Raccomandazioni emesse dalle più autorevoli organizzazioni internazionali del settore, si riportano di seguito i principali criteri di progettazione da seguire nelle diverse fasi operative che caratterizzano la fase di sviluppo del progetto.

3.1.1 Principi generali di sicurezza e radioprotezione relativi al deposito

Con l'ipotesi che un deposito geologico per scorie di II e/o III categoria sia definitivo, devono essere rigorosamente rispettati i principi generali che seguono:

1. Le dosi aggiuntive, sia individuali che collettive, causate dal deposito definitivo alla popolazione esistente e alle future generazioni, dovranno essere mantenute al livello più basso ragionevolmente ottenibile, tenuto conto dei fattori economici e sociali (Principio ALARA, As Low As Reasonably Achievable).

Poiché in Italia la dose annualmente assorbita da ogni individuo della popolazione per effetto della radioattività naturale è mediamente di 2,4 milli-Sievert all'anno (mSv/anno), la dose causata dal deposito definitivo deve rimanere confinata a una piccola frazione della stessa (tipicamente $0,01 \div 0,1$ mSv/anno, ossia tra lo 0,4% e il 4% della dose dovuta al fondo naturale).

2. Il deposito definitivo dei rifiuti radioattivi deve garantire la protezione dell'ambiente.
3. Il grado di isolamento dei rifiuti radioattivi deve essere tale che non possano essere previsti, in futuro rischi per la salute dell'uomo, o conseguenze per l'ambiente, che oggi non sarebbero ritenuti accettabili.
4. La generazione che ha usufruito dei benefici delle attività che hanno prodotto i rifiuti radioattivi deve risolvere la problematica del deposito definitivo di tali rifiuti con i più elevati standard di sicurezza disponibili, in modo che nessun carico indebito debba essere trasferito alle future generazioni.

5. Le informazioni essenziali relative al deposito definitivo devono essere conservate anche successivamente alla fase di controllo istituzionale, al fine di evitare il rischio di indebite intrusioni o di improprie riutilizzazioni del sito.

Per l'applicazione dei suddetti principi generali, è necessario che siano rispettati i seguenti criteri operativi di sicurezza e radioprotezione:

- Nelle fasi di esercizio, chiusura e controllo istituzionale del deposito definitivo, la dose per i lavoratori e per la popolazione deve essere mantenuta entro i vincoli previsti dalla normativa vigente, nel rispetto dei seguenti obiettivi di progetto:
 - Gruppo critico della popolazione¹⁴:
 - In condizioni normali: 10 μ Sv/anno
 - In condizioni incidentali: 1 mSv/anno
 - Lavoratori:
 - In condizioni normali: 5 mSv/anno
 - In condizioni incidentali: 20 mSv/anno
- Nel periodo successivo alla fase di controllo istituzionale, per qualsiasi arco temporale considerato, la dose efficace ricevuta dall'individuo appartenente al gruppo critico della popolazione non deve eccedere i limiti della normativa vigente che attualmente, in Italia, prevede:
 - per condizioni di normale evoluzione: 10 μ Sv/anno
- La sicurezza a lungo termine del deposito definitivo deve essere garantita da un sistema di barriere multiple del quale fanno parte la matrice e il contenitore del rifiuto radioattivo, le varie barriere ingegneristiche e le barriere assicurate dalle caratteristiche naturali del sito.
- Il deposito per rifiuti radioattivi deve essere progettato in modo tale che i rifiuti contenenti materie fissili siano sistemati in modo tale da garantire una configurazione intrinsecamente sottocritica.

¹⁴ Il "gruppo critico" è quello che include gli individui della popolazione che, sulla base degli scenari di potenziale rilascio dei radionuclidi dal deposito, sono più direttamente soggetti a ricevere dosi aggiuntive in quantità più significativa.

- La rispondenza dell'intero sistema di deposito con gli obiettivi di sicurezza e radioprotezione deve essere dimostrata per mezzo di analisi di sicurezza specialistiche ("safety assessment") basate su modelli il più possibile validati.
- Il deposito definitivo deve garantire la conformità con i requisiti di tipo non radiologico per i rifiuti che presentano anche un rischio di natura chimico-biologica e che rientrano, quindi nella categoria dei rifiuti tossico-nocivi.
- Si deve prevedere un periodo di controllo istituzionale sul deposito, successivo alla sua chiusura, per controllare eventuali carenze del sistema di confinamento e per assicurare la protezione contro le intrusioni.

3.1.2 Recuperabilità dei rifiuti radioattivi

Nella maggior parte dei progetti di depositi definitivi è ormai criterio comune che i rifiuti debbano poter essere recuperati almeno per un periodo di un centinaio di anni, ovvero almeno per il periodo di esercizio del deposito (la cui durata può arrivare a diverse decine di anni), potendosi, per esempio, manifestare la necessità di eseguire operazioni di manutenzione straordinaria che implicino la momentanea rimozione dei rifiuti.

Ad esempio, in Spagna e in Svizzera la "ricuperabilità" per un periodo di almeno 100 anni è un requisito essenziale ai fini del procedimento di autorizzazione del deposito.

L'applicazione del criterio di recuperabilità dai depositi geologici destinati ad ospitare di rifiuti ad alta attività e/o a lunga vita media (III categoria) presenta aspetti di notevole complessità.

Tali depositi, infatti, devono essere realizzati a grande profondità all'interno di formazioni geologiche alcune delle quali (ad esempio le formazioni di salgemma) presentano spiccate, e peraltro auspiccate, caratteristiche autosigillanti.

Inoltre, la manipolazione dei colli dei rifiuti in essi depositati è assai delicata sia in termini radioprotezionistici (rischi di dosi non trascurabili), sia in termini operativi (necessità di movimentare grossi ingombri e masse dei colli a causa della necessità di protezione dalle radiazioni).

L'opportunità di assicurare la recuperabilità dei rifiuti, anche quelli di terza categoria, è stata oggetto di particolare attenzione in ambito internazionale. In tutti i casi, le conclusioni degli studi effettuati portano a confermare:

- che la fattibilità tecnica della recuperabilità, sia pure entro un arco temporale necessariamente limitato, è ottenibile comunque anche se a prezzo di non trascurabili complicazioni di progetto e di esercizio, e a costi notevolmente maggiorati;
- la recuperabilità può essere garantita solo per alcune centinaia di anni (non oltre i 200 anni); in genere, si tende ad assumere come criterio di progetto un periodo di 100 anni.

E' evidente che il concetto di recuperabilità deve essere incorporato nei progetti realizzativi del deposito in modo tale da non compromettere minimamente il rispetto dei requisiti minimi di sicurezza e radioprotezione assunti a riferimento per il deposito; In altre parole, un eventuale recupero dei rifiuti deve garantire ai lavoratori e all'attuale e futura popolazione le medesime condizioni di radioprotezione imposte per la fase di messa a dimora.

Premesse necessarie ad un eventuale intervento di recupero, indipendentemente dall'orizzonte temporale, sono:

- la tracciabilità e la mappatura dei rifiuti radioattivi nelle unità di smaltimento in modo da conoscere con esattezza la posizione e il contenuto radioattivo di ogni manufatto;
- il controllo del sistema di isolamento del deposito mediante un sistema di monitoraggio, diretto o indiretto, in grado di rilevare tempestivamente l'insorgenza di qualunque situazione anomala nel comportamento strutturale e di tenuta dell'opera e della formazione geologica circostante;
- la disponibilità di adeguate strutture di deposito di riserva.

E' necessario evidenziare che la fattibilità della recuperabilità è obbligatoriamente legata a stringenti criteri di progetto dei contenitori primari dei rifiuti, criteri che garantiscano ai contenitori adeguate caratteristiche di resistenza meccanica, chimica e radiologica; la definizione di tali criteri esula, comunque, dal lavoro in oggetto.

3.2 Line guida IAEA per lo smaltimento dei rifiuti radioattivi ad alta attività in formazioni geologiche profonde

Al di là dei criteri di sicurezza sopra riportati, la progettazione di un deposito di rifiuti di III categoria dovrà essere realizzata nel rispetto delle linee guida dell'IAEA Safety Series n.99, 1989, relative ai "principi di sicurezza per lo smaltimento dei rifiuti ad alta attività in formazioni geologiche profonde" i cui principi sono brevemente riportati di seguito.

Principi di sicurezza

Principio N. 1: Carico alle generazioni future

Deve essere minimizzato il carico lasciato alle future generazioni, sistemando i rifiuti radioattivi ad alta attività in modo sicuro e in tempi appropriati, tenendo conto dei fattori tecnici, sociali ed economici (Principio ALARA)

Principio N. 2: Indipendenza della sicurezza dai controlli istituzionali

La sicurezza di un deposito per rifiuti radioattivi ad alta attività nel periodo posteriore alla chiusura non deve basarsi su monitoraggio e sorveglianza attiva, o su altri controlli istituzionali, o azioni equivalenti, dopo l'abbandono del controllo diretto del deposito stesso.

Principio N. 3: Effetti nel futuro

Il grado di isolamento dei rifiuti radioattivi ad alta attività deve essere tale che non possano essere previsti in futuro rischi per la salute dell'uomo, o conseguenze per l'ambiente, che oggi non sarebbero ritenuti accettabili.

Principio N. 4: Considerazioni transfrontaliere

Come principio di base, le strategie e i criteri di radioprotezione delle popolazioni al di fuori dei confini nazionali per il rilascio di sostanze radioattive non devono essere meno restrittivi di quelli adottati per le popolazioni all'interno dei confini nazionali.

Principio N. 5: Limiti di dose – condizioni di normale evoluzione

Per gli eventuali rilasci dal deposito dovuti a processi evolutivi naturali, la dose annua prevista agli individui del gruppo critico deve essere inferiore al limite di dose stabilito dall'Autorità Nazionale.

Principio N. 6: Limiti di dose - scenari anomali, associati al verificarsi di eventi e processi improbabili

Il livello di sicurezza di un deposito per rifiuti ad alta attività deve essere tale che un eventuale rischio di effetto sulla salute in un anno su un individuo del gruppo critico per effetto di eventi normali non inclusi nel Principio N. 5 sia inferiore ai limiti di rischio stabiliti dall'Autorità Nazionale.

Principio N. 7: Ulteriore principio di radioprotezione

Tutte le esposizioni alle radiazioni che potrebbero derivare dal deposito dei rifiuti radioattivi ad alta attività devono essere mantenute al più basso livello ragionevolmente possibile, tenuto conto dei fattori sociali ed economici (Principio ALARA).

Criteri di tipo tecnico

Criterio N. 1: Approccio globale del sistema

La sicurezza a lungo termine dello smaltimento dei rifiuti radioattivi ad alta attività deve essere basata sul concetto multibarriera, e deve essere validata sulla base delle prestazioni dell'intero sistema nel suo complesso.

Criterio N. 2: Inventario radiologico

I criteri di accettazione del sito devono essere commisurati all'inventario radiologico di riferimento.

Criterio N. 3: Forma del rifiuto

I rifiuti radioattivi ad alta attività destinati al deposito devono essere in forma solida, con proprietà fisiche e chimiche tali da favorire la ritenzione dei radionuclidi, e compatibili con il sistema di deposito.

Criterio N. 4: Periodo iniziale di isolamento

Il sistema di smaltimento dei rifiuti radioattivi ad alta attività deve essere progettato in modo tale che sia garantito il completo isolamento dei radionuclidi per un periodo iniziale.

Criterio N. 5: Progetto e costruzione del deposito

Il deposito per rifiuti radioattivi ad alta attività deve essere progettato, realizzato, operato e chiuso in modo tale che siano preservate le giunzioni di sicurezza post-chiusura della formazione spite e dei suoi dintorni.

Criterio N. 6: Criticità nucleare

Il deposito per rifiuti radioattivi ad alta attività deve essere progettato, e i rifiuti sistemati, in modo tale che tutte le materie fissili rimangano in una configurazione intrinsecamente sottocritica.

Criterio N. 7: Geologia del sito

Il deposito deve essere situato a profondità sufficiente per proteggere in modo adeguato i rifiuti dagli eventi e dai processi esterni, in una formazione ospite avente proprietà tali da minimizzare adeguatamente il deterioramento delle barriere fisiche e il trasporto dei radionuclidi dal deposito all'ambiente.

Criterio N. 8: Considerazione delle risorse naturali

Il sito del deposito deve essere scelto, per quanto possibile, in modo da evitare contiguità con risorse naturali di valore, o di materiali che non sono facilmente ricavabili altrove.

Criterio N. 9: Dimostrazione della sicurezza

La rispondenza dell'intero sistema di deposito con gli obiettivi di sicurezza e radioprotezione deve essere dimostrata per mezzo di analisi di sicurezza basate su modelli il più possibile validati.

Criterio N. 10: Assicurazione della qualità

Deve essere stabilito e attuato un programma di assicurazione della qualità per i componenti del sistema di deposito, e per tutte le attività dalla validazione del sito alla costruzione e operazione e alla chiusura del deposito, allo scopo di assicurare la congruenza con i relativi standard e criteri di sicurezza.

3.3 INDIVIDUAZIONE DELLE FORMAZIONI GEOLOGICHE DI INTERESSE

3.3.1 Caratterizzazione delle formazioni

La scelta di un sito che comporti la massima sicurezza per lo smaltimento dei rifiuti di III categoria deve necessariamente prevedere un deposito profondo che, da un lato, assicuri il contenimento dei materiali radioattivi grazie alle capacità di barriera delle specifiche formazioni geologiche, e dall'altro ne garantisca la continuità delle prestazioni per tempi dell'ordine di grandezza dei centomila anni.

Dimostrazioni della capacità di isolamento e della persistenza di tale capacità delle formazioni geologiche non possono essere ottenute con l'estrapolazione a tempi lunghissimi dei risultati conseguiti in ricerche condotte in tempi limitati su campioni, superfici e volumi ridotti rispetto a quelli in gioco nell'isolamento geologico. Il problema è stato superato, già dagli anni '80, con il ricorso allo studio degli Analoghi Naturali. Per Analoghi Naturali si intendono gli elementi presenti nell'ambiente naturale per i quali si possono pensare comportamenti simili a quelli dei radionuclidi contenuti nei rifiuti radioattivi, ad esempio l'uranio per il plutonio; tale comportamento può essere studiato nell'ambiente naturale in condizioni di normalità o sotto condizioni di perturbazione (verificatesi in passato analoghe a quelle che possono essere immaginate in futuro a carico di un deposito).

Dal punto di vista della adeguatezza funzionale ad ospitare depositi di rifiuti di III categoria, decennali studi internazionali sugli Analoghi hanno selezionato i sedimenti argillosi, i massicci granitici e i depositi salini quali formazioni privilegiate.

I sedimenti argillosi e i massicci granitici, pur in linea di principio adeguati e oggetto di studi e sperimentazioni in diversi paesi, richiedono comunque lunghe e complesse indagini per la caratterizzazione preliminare nella fase di individuazione dei siti idonei per il fatto che:

- le formazioni argillose presentano generalmente intercalazioni, più o meno estese e consistenti, di sabbie e limi che comportano anisotropie, anche rilevanti, della permeabilità e della circolazione dei fluidi;
- i massicci granitici sono interessati da fratture, dovute sia al processo di raffreddamento che all'azione tettonica. La distribuzione nel massiccio roccioso di tali fratture e la loro influenza sui processi della circolazione idrica sotterranea sono difficilmente caratterizzabili.

I giacimenti salini, invece, sono relativamente più semplici da valutare in quanto in essi sono assai più raramente riscontrabili gli aspetti negativi evidenziabili per le formazioni granitiche e argillose. In particolare:

- un giacimento salino è un "indicatore naturale" perdurante da milioni di anni dell'effettivo isolamento dalle acque superficiali e sotterranee esercitato dalle formazioni argillose incassanti nei confronti del giacimento salino;
- ha una permeabilità talmente bassa da presentare problemi di misurabilità (e comunque di qualche ordine di grandezza addirittura inferiore a quella dell'argilla); in tal modo ha la capacità di impedire la migrazione dei radionuclidi;
- ha una propensione alla deformazione plastica (creeping) che, per le bassissime velocità di deformazione proprie delle strutture geologiche, porterebbe all'autosigillatura di qualunque frattura si dovesse eventualmente formare;
- ha un buon coefficiente di scambio termico, tale da permettere lo smaltimento del calore residuo di decadimento dei rifiuti.

A fronte di queste ottime caratteristiche, le formazioni di salgemma utili per ospitare un deposito devono essere localizzate in un'area a caratteristiche geodinamiche favorevoli, tali cioè da garantire l'isolamento del deposito nel lunghissimo periodo, essere isolate dall'azione orogenetica e avere spessore ed estensione adeguati ad ospitare le gallerie di deposito dei rifiuti radioattivi.

A proposito dell'isolamento, ricerche sugli Analoghi, condotte sin dagli anni '80 in Italia, hanno dimostrato l'elevatissima capacità di isolamento delle formazioni argillose nei riguardi di un possibile deposito di rifiuti a lunga vita costituito in parti profonde delle stesse.

Con tali presupposti, la scelta di una formazione di salgemma come deposito definitivo per i rifiuti radioattivi sembra ottimale, tanto è vero che gli unici esempi operativi su scala mondiale di depositi in formazioni geologiche profonde sono tutti stati realizzati in formazioni saline. Appartengono, infatti, a tale tipologia :

- Il deposito salino di Asse (Germania), operativo per lo smaltimento di rifiuti radioattivi di bassa e media attività fino al 1978 (smaltiti circa 30.000 metri cubi di rifiuti in totale), e successivamente utilizzato per indagini e studi approfonditi, coordinati dalla Commissione Europea, finalizzati allo smaltimento dei rifiuti ad alta attività e a lunghissima vita media;
- Il deposito salino "ERAM" di Morsleben (Germania), operativo dal 1971 al 1998, in cui sono stati smaltiti circa 40.000 metri cubi di rifiuti e circa 7.000 sorgenti radioattive in disuso;
- Il deposito salino "WIPP" (Waste Isolation Pilot Plant)⁵ di Carlsbad (Nuovo Messico, USA), operativo dal 1999, attualmente unico deposito definitivo in funzione per i rifiuti a lunga vita (transuranici, in particolare plutonio), della capacità totale di 170.000 metri cubi, in cui sono stati finora smaltiti più di 20.000 metri cubi di rifiuti a lunga vita risultanti dal programma militare USA.

Il caso italiano, in particolare, è particolarmente felice in quanto i depositi salini di interesse (salgemma del periodo Messiniano - circa 6 milioni di anni) sono generalmente inglobati all'interno di formazioni argillose impermeabili che, nei casi di modesta attività orogenetica (nei tempi geologici), hanno assicurato la loro esistenza isolandoli dall'azione delle acque e dell'erosione. Un deposito in tali condizioni assocerebbe alle caratteristiche favorevoli del salgemma quelle di ottima capacità d'isolamento proprie delle formazioni argillose, facendo intravedere una soluzione teoricamente ottimale per lo stoccaggio definitivo di rifiuti di III categoria: formazioni geologiche caratterizzate da una copertura dello spessore di almeno 500 m di argilla e da uno strato di almeno 200 m di sale sembrano in grado di assicurare l'isolamento dei radionuclidi dalla biosfera anche a lungo termine, con garanzia, in ogni caso, del rispetto dei limiti più stringenti di dose alle popolazioni (non più di 10 μ Sv/anno contro i 2.500 del fondo naturale).

E' evidente che La persistenza della capacità di isolamento nei riguardi dei rifiuti radioattivi è naturalmente condizionata dall'evoluzione geologica generale del sito di ubicazione del deposito; a tal fine, si può affermare con sicurezza che il rischio di destabilizzazione giocato dai fattori di evoluzione geologica è praticamente inesistente per i depositi profondi, mentre per depositi a bassa profondità, eventualmente concepiti per rifiuti di II categoria, lo studio dell'evoluzione morfologica in condizioni di normalità o di alterazione a seguito di possibili variazioni climatiche deve essere il primo e fondamentale elemento cardine su cui impostare la selezione del sito

In ragione della sua importanza, sembra opportuno riportare di seguito alcune considerazioni riguardanti le caratteristiche di isolamento tipiche delle formazioni argillose italiane.

3.3.2 Proprietà di isolamento delle formazioni geologiche argillose italiane

Di seguito vengono descritti alcuni risultati di studi condotti sulle capacità di barriera delle argille, in particolare quelle italiane, in relazione ad alcuni aspetti importanti relativamente alla capacità di barriera idraulica e di barriera geochimica.

Capacità di barriera idraulica

La verifica della capacità di barriera idraulica delle argille è stata condotta con osservazioni dirette su argille in affioramento e in sottterraneo (in gallerie minerarie e stradali). Numerosi studi sono stati effettuati anche su condizioni di sollecitazioni estreme delle argille ad opera dei vapori geotermici e di un'intrusione vulcanica all'interno di un banco di argilla. Quest'ultimo caso ha anche offerto l'opportunità di riscontrare direttamente l'effetto del riscaldamento termico a carico delle argille inglobanti. È stato per questa via verificato che la capacità di isolamento di una massa argillosa non viene sostanzialmente diminuita per la variazione dei caratteri originari della stessa al contorno dei corpi riscaldanti. Il comportamento del gas di provenienza profonda, l'elio, il gas inerte e più mobile in assoluto, dimostra l'impermeabilità di massa delle serie argillose.

Per quanto riguarda l'effetto della tettonica sulle argille, a partire dagli strati superficiali, valgono le seguenti considerazioni:

- la tettonica regionale determina la formazione di fratture e faglie nelle masse delle argille di superficie; il sollevamento orogenico trasporta le masse argillose in zona di erosione;
- private per grande estensione della copertura originaria, le argille vanno soggette a decompressione con l'effetto della formazione di nuove fratture, normali alla superficie topografica, che si incrociano con le fratture preesistenti;
- l'acqua di superficie penetra nelle fratture che si aprono fino alla profondità di 10-15 metri;
- al di sotto di tale profondità le argille mantengono, nonostante la continuità delle fratture, la permeabilità originaria.
- Le fratture delle argille sotto carico litostatico non si aprono e non sono quindi sede di permeazione idrica.
- I piani di faglia non sono sede di permeazione idrica. Tale condizione si verifica sia per le faglie dirette, sia per quelle indirette.
- L'elevata plasticità delle argille previene la costituzione di una condizione di permeabilità lungo i piani di faglia.

Quanto sopra è confortato da osservazioni in sottterraneo ricavate da società che hanno realizzato gallerie per infrastrutture stradali e ferroviarie in banchi di argilla: tranne che in casi molto specifici, non è stata mai riscontrata alcuna infiltrazione d'acqua prima del contatto con formazioni permeabili, sede anche di elevatissime pressioni idrauliche, o prima dell'avvicinamento alla superficie topografica. L'esistenza di fratture di decompressione alla superficie di complessi argillosi privati del precedente carico litostatico dall'erosione crea infatti una permeabilità secondaria. L'estensione di tali fratture verso il basso non supera, ordinariamente, i dieci metri. La galleria di Pasquasia, ad esempio, attraversa argille intensamente fratturate, ma le fratture sono completamente asciutte. Osservazioni dirette hanno potuto accertare, anche in questo caso, che le faglie in argilla non sono sede di veicolazione d'acqua.

Anche per quanto riguarda intrusioni magmatiche e di acque termali ad alta temperatura risulta che uno spessore di cinquanta metri di argilla costituisce una barriera assoluta contro la migrazione verso l'alto di fluidi ad alta temperatura (150-250° C) e ad alta pressione (40-60 ata).

Le zone centrali dei bacini argillosi, e comunque le parti dei bacini non perturbate risultano essere impermeabili persino all'elio di origine profonda che, caratteristicamente, riesce invece ad attraversare qualunque strato litografico.

Capacità di barriera geochimica

Dal punto di vista della barriera geochimica, due sono i meccanismi operanti da parte delle formazioni argillose:

- la capacità di cattura e ritenzione;
- il potenziale di ossido-riduzione.

Per quanto riguarda la prima, studi di geochimica hanno ampiamente dimostrato l'elevatissima capacità, praticamente illimitata, di cattura di ioni, composti e sostanze organiche che, idricamente veicolati, vengano in contatto con minerali argillosi.

Per quanto riguarda il secondo punto, va tenuto conto che le argille hanno acquisito valori di potenziale da bassi a negativi al momento del loro accumulo nei bacini sedimentari. Tale carattere chimico, mantenuto anche dopo il sollevamento dei complessi argillosi sul continente, assicura la formazione e la persistenza di un elemento stabile in fase ridotta come l'uranio, analogo naturale dell'omologo artificiale del plutonio. Studi di geochimica hanno verificato la pratica immobilità di tale elemento all'interno delle formazioni argillose. Ove mobilizzato per la variazione verso le condizioni ossidanti che si realizzano per la penetrazione delle acque atmosferiche nelle parti delle argille interessate dalla fratturazione da decompressione superficiale, l'uranio viene comunque bloccato dalla capacità di ritenzione e cattura esercitata dai minerali argillosi. La bassa permeabilità previene la possibilità di ossidazione perfino di piccoli livelli di argille inglobati in depositi sabbiosi anche in condizioni di esposizione estrema al potere di ossidazione delle acque di falda in circolazione.

Occorre precisare che la capacità di controllo geochimico espletate dalle argille nei riguardi dei radionuclidi, così come nei riguardi della maggior parte degli elementi e composti inorganici e organici, viene efficacemente esercitata anche in sistemi idraulicamente aperti. Ad esempio, molti giacimenti di uranio si costituiscono in sedimenti permeabili nei quali i valori del potenziale di ossidoriduzione è simile a quello posseduto in

massa dalle formazioni argillose e dai livelli sabbiosi, isolati dalle acque superficiali e di falda, in esse intercalati.

3.4 METODOLOGIA DI SELEZIONE DI UN SITO GEOLOGICO

3.4.1 Principali requisiti del sito

Fermi restando i principi e i criteri di sicurezza precedentemente illustrati, vengono definiti di seguito i requisiti fondamentali per un sito di smaltimento di rifiuti radioattivi in formazioni geologiche profonde.

Come riferimento sono stati adottati i requisiti indicati dalla Commissione Europea nel capitolo III.1 "Depositi profondi" del Rapporto EUR 14598 (1992) dal titolo "Evacuazione dei residui radioattivi: criteri raccomandati per un sito di deposito", che qui di seguito si riportano integralmente.

Stabilità

E' necessario analizzare i rischi di catastrofi naturali che possono modificare notevolmente le condizioni del sito in un futuro prevedibile, dimostrando che la loro probabilità è scarsa.

Il sito deve presentare un elevato livello di stabilità: non devono essere previsti movimenti tettonici (che possono produrre effetti significativi) entro un termine, per esempio, di 10000 anni, in base a valutazioni svolte a livello regionale e a previsioni elaborate a partire dall'analisi di fenomeni verificatisi in passato e dalle tendenze attuali. In generale, il sito deve essere considerato stabile per tutto il tempo indicato dalla valutazione della sicurezza.

La sismicità deve essere debole; la sua soglia limite dipende dalla destinazione e dal sito, ma è necessario che non si prevedano movimenti tettonici d'intensità uguale o superiore al grado 7 della scala Richter (o al grado IX-X della scala Mercalli modificata).

Il sito deve trovarsi abbastanza lontano (ad es. alcune decine di km) da anomalie geotermiche o da fenomeni vulcanici.

Idrogeologia

Siccome l'acqua è il veicolo naturale principale per quanto riguarda il trasporto di radioattività fuori dal deposito, tra le condizioni essenziali figurano un flusso lento delle

acque sotterranee e adeguate possibilità di diluizione insieme con determinate proprietà di tali acque.

Le caratteristiche idrogeologiche della formazione e le proprietà idrologiche del sito devono essere tali da garantire che, tanto in caso di evoluzione normale quanto in caso di evoluzione anomala, le eventuali conseguenze radiologiche sul sito e sulla regione siano trascurabili .

Devono essere considerate di preferenza le formazioni che presentano un elevato grado di omogeneità e di continuità e, più in generale, quelle caratterizzate da strutture semplici.

Proprietà chimiche e geochimiche

Le proprietà chimiche e geochimiche della roccia ospitante devono essere tali da favorire il contenimento dei radioelementi, qualora vengano rilasciati dal deposito.

Proprietà meccaniche e termiche

Le proprietà fisiche della roccia e l'assetto geologico dovrebbero garantire che il calore emesso dai residui sia dissipato in modo adeguato senza alterare le proprietà di sconfinamento della formazione e senza riscaldare eccessivamente le acque e i sedimenti soprastanti. Ciò implica che vengano imposti determinati limiti per il carico termico, in funzione di ciascuna opzione.

Le proprietà meccaniche della roccia devono essere tali da garantire la sicurezza del deposito e da assicurare che le camere e i pozzi del deposito possano essere sigillati in modo adeguato.

Profondità e dimensioni della formazione ospitante

Le dimensioni della roccia ospitante dipendono dall'opzione, dai residui da smaltire, dalla capacità del deposito e dall'assetto geologico.

La formazione deve essere abbastanza profonda e ampia da permettere che il deposito sia sufficientemente isolato dalla biosfera. Il deposito deve essere abbastanza profondo da trovarsi al riparo da fenomeni quali l'erosione degli strati superficiali, in particolare nel caso di formazioni sedimentarie.

Il sito e il suo assetto geologico devono essere scelti in modo che lo scavo del deposito non ne comprometta le prestazioni.

Presenza di risorse naturali

La formazione deve trovarsi sufficientemente lontana da depositi di minerali abbastanza rari da essere considerati oggetto di sfruttamento in futuro. In generale, devono essere scelti di preferenza una formazione e un sito per i quali il rischio di intrusione umana è basso.

Va notato che non è necessario che siano soddisfatti tutti questi criteri, in quanto alcuni di essi bastano a garantire un'adeguata protezione. In definitiva, è da una valutazione globale della sicurezza dell'intero sistema che deve risultare la conformità o meno alle norme di radioprotezione”.

3.4.2 Procedura di selezione del sito

Prendendo come riferimento un deposito profondo in giacimento salino, che allo stato attuale appare la soluzione più adeguata, si riporta di seguito uno schema di procedura per la selezione del sito.

1) Definizione dell'inventario delle formazioni saline presenti sul territorio sulla base di informazioni e studi effettuati con l'obiettivo di identificare possibili localizzazioni di depositi per rifiuti ad alta attività e/o lunga vita.

2) Selezione del sito per successivi livelli di esclusione

In questa fase deve essere valutata, per i siti individuati dall'inventario di cui sopra, la rispondenza ai requisiti fondamentali mediante l'applicazione dei seguenti livelli di esclusione:

- Primo livello d'esclusione: valutazione dei siti dell'inventario rispetto alle caratteristiche morfologiche del giacimento, anche in relazione alle dimensioni del deposito;
- Secondo livello d'esclusione: valutazione dei requisiti di isolamento dei giacimenti.
- Terzo livello d'esclusione: definizione del quadro evolutivo ai fini del mantenimento nel tempo dei requisiti di sicurezza (stabilità geomorfologica, sismotettonica e geodinamica).
- Quarto livello di esclusione: valutazione comparativa dei siti selezionati rispetto ai requisiti fondamentali di sicurezza; scelta del sito .

3) Caratterizzazione del sito e progetto concettuale del deposito

In questa fase si devono effettuare:

- o le operazioni di caratterizzazione geologica e sismotettonica del sito per la validazione della scelta del sito selezionato;
- o il progetto concettuale di riferimento che identifichi le soluzioni tecniche per la realizzazione del deposito e che permetta di valutare i costi ed i tempi per la realizzazione dell'opera. In questa fase, in particolare, dovranno essere affrontate le scelte fondamentali del progetto quali la recuperabilità dei rifiuti, le tecnologie per la realizzazione, le tecniche di sigillatura dei pozzi di ingresso (shaft), etc.

3.4.3 Dettaglio delle fasi di validazione del sito

La qualificazione definitiva del sito individuato per il deposito richiederà uno studio dettagliato e multidisciplinare in ragione della complessità dell'opera. Le attività sono raggruppabili nelle principali fasi di seguito sinteticamente descritte.

I FASE - Acquisizione dati riferiti a:

- dati geologici esistenti (studi, cartografia, profili sismici, etc.), potendo utilmente fruire di dati già elaborati da eventuali compagnie petrolifere operanti in zona;
- dati socio-antropici, piani territoriali e ambientali comunali provinciali e regionali;
- variazioni del livello del mare (maremoti, subsidenza, ecc.);
- dati idrologici e idrogeologici dell'area;
- dati sismici.

II FASE – Attività di caratterizzazione, progettazione e analisi di sicurezza preliminari

Attività di caratterizzazione

– Caratterizzazione fisico-geologica:

- elaborazione dei dati geologici;
- elaborazione dei dati geognostici per la caratterizzazione geotecnica
- campagna di indagini dirette tramite perforazioni e prespezioni geofisiche;
- indagini di sismica a riflessione ad alta risoluzione in 3D per la definizione di dettaglio della geometria delle strutture geologiche nel sottosuolo;

- caratterizzazione delle formazioni saline e argillose.

– Caratterizzazione sismologica

- esecuzione di indagini geofisiche ed in particolare di sismica a riflessione profonda sull'area vasta a completamento di quelle petrolifere e minerarie eventualmente esistenti;

- studio sismotettonico con definizione del terremoto e dello spettro di risposta sismica specifico di sito, sia in free-field che in profondità, da assumere quale input di progetto.

– Caratterizzazione idro-meteorologica e idrogeologica

- analisi dei dati idrologici e idrogeologici;

- campagne di indagine idrologica e idrogeologica su scala locale e regionale;

- analisi dei dati meteo-climatici e studio degli eventi idro-meteorologici e meteo-marini estremi;

- flussi e regimi delle circolazioni idriche superficiali e sotterranee;

- effetti delle variazioni eustatiche sulle condizioni fisico-ambientali dell'area.

– Caratterizzazione geochimica delle formazioni costituenti la litostratigrafia dell'area, dei fluidi in esse presenti e dei relativi processi evolutivi;

– Caratterizzazione socio-antropica e ambientale

- studio delle caratteristiche delle componenti ambientali e antropiche ai fini della valutazione dello stato *ante operam* (della popolazione e del comparto floro-faunistico).

Attività di progettazione:

– Studio e progettazione concettuale e di sistema per il deposito definitivo (specifico per rifiuti di II o III Categoria):

- architettura complessiva del deposito;

- struttura del deposito;

- impianti meccanici, elettro-strumentali e componenti;

- adeguamento dei sistemi logistici a livello locale e regionale;

- individuazione delle tecniche per la realizzazione, smaltimento dei materiali di risulta e individuazione degli accorgimenti per la minimizzazione dell'impatto delle opere sull'ambiente e per la mitigazione dell'impatto residuo;
 - materiali e tecniche per la recuperabilità dei rifiuti;
- Studio e progettazione concettuale e di sistema per la sigillatura del deposito e relativa progettazione concettuale.
- Valutazione dei tempi e dei costi.

Analisi di sicurezza:

- definizione degli scenari evolutivi del sistema deposito-sito;
- valutazione mediante simulazioni della rispondenza del progetto (inteso come complesso deposito/strutture geologiche) in merito al confinamento e alla durata dello stesso dei materiali radioattivi per assicurare la protezione della popolazione e dell'ambiente nel medio e lungo termine.

2.4 BIBLIOGRAFIA

- [1]- Decreto Legislativo 17 marzo 1995, n. 230 – attuazione delle direttive EURATOM 80/836, 84/467, 84/466, 89/618, 90/641 e 92/3 in materia di radiazioni ionizzanti – Gazzetta Ufficiale della Repubblica Italiana – Roma, 13 giugno 1995.
- [2]- Decreto Legislativo 26 maggio 2000, n. 241 – attuazione della direttiva 96/29/EURATOM in materia di protezione sanitaria della popolazione e dei lavoratori contro i rischi derivanti dalle radiazioni ionizzanti – Gazzetta Ufficiale della Repubblica Italiana – Roma – 31 agosto 2000.
- [3]- ENEA DISP - Guida Tecnica 26 – Gestione dei rifiuti radioattivi – ENEA DISP – Roma, 1987.
- [4]- 10 CFR Ch. I PART 61 – Licensing requirements for land disposal of radioactive waste – U.S. Nuclear Regulatory Commission – 1-1-98 Edition
- [5]- REGLE N. I-2 - Conception Générale et Principes Généraux – Objectives de sureté et bases de conception pour les centres de surface destinés au stockage à long terme des déchets radioactifs solides de période courte ou moyenne et de faible ou moyenne activité massique – 19 juin 1984
- [6]- RFS-III.2.f – Definition of goals to be set in the engineering and works phases for final disposal of radioactive waste in deep geologic formations, in order to ensure safety after the operational life of the repository - June 1991
- [7]- GUIDELINE HSK-R-21 – Protection objectives for the disposal of radioactive waste – Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate
- [8]- Environment Agency – Radioactive Substances Act 1993 – Disposal facilities on land for low and intermediate level radioactive wastes: Guidance on requirements for authorisation
- [9]- AECB - Regulatory Document R-104 - Regulatory objectives, requirements and guidelines for the disposal of radioactive wastes – long term aspects – June 1987
- [10]- IAEA – Safety Standard Series - Siting of Near Surface Disposal Facilities, IAEA safety Series No. 111-G-3.1 -IAEA, Vienna, 1994.
- [11]- IAEA - Safety Standard Series – Near Surface Disposal of Radioactive Waste – REQUIREMENTS – No. WS-R-1 – IAEA, Vienna, 1999.

- [12]- IAEA - Safety Standard Series – Safety Assessment for Near Surface Disposal of Radioactive Waste – SAFETY GUIDE – No. WS-G-1.1 – IAEA, Vienna, 1999.
- [13]- IAEA – Safety Standard Series - The Principles of Radioactive Waste Management, Safety Series No. 111-F, IAEA, Vienna, 1995.
- [14]- IAEA – Technical Report Series no. 412 – Scientific and Technical Basis for the Near Surface Disposal of Low and Intermediate Level Waste – IAEA, Vienna, December 2002.
- [15]- IAEA – Safety Series N° 99 – Safety Principles and Technical Criteria for the Underground Disposal of High Level Radioactive Waste – IAEA, Vienna, 1989
- [16]- IAEA – Safety Series N° 111-G-4.1 – Siting of Geological Disposal Facilities – IAEA, Vienna, 1994
- [17]- IAEA – TECDOC 1187 – Retrievability of high level waste and spent nuclear fuels – IAEA, Vienna, 2000
- [18]- IAEA – TECDOC 1282 – Issues relating to safety standards on the geological disposal of radioactive waste – IAEA, Vienna, 2002
- [19]- IAEA – DS 154 – Geological disposal of radioactive waste – Draft Safety Requirements, IAEA, Vienna, 2003
- [20]- ICRP 46 – Radiation Protection Principles for the Disposal of Solid Radioactive Waste – Annals of the ICRP – Volume 15/4 – Pergamon Press, 1985.
- [21]- ICRP 60 – Recommendations of the International Commission on Radiological Protection – Annals of the ICRP – Volume 21 N. 1-3, Pergamon Press, 1991.
- [22]- ICRP 77 – Radiological Protection Policy for the Disposal of Radioactive Waste – Annals of the ICRP – Volume 27 – Pergamon Press, 1997.
- [23]- ICRP 81 – Radiation Protection Recommendations as applied to the Disposal of Long-lived Solid Radioactive waste - Annals of the ICRP – Volume 28/4 – Pergamon Press, 1998.
- [24]- NEA/OECD - Reversibility and Retrievability in Disposal of Radioactive Waste: Reflections at the International Level – Paris, 2001.
- [25]- EUR 14598 IT – Evacuazione dei rifiuti radioattivi: criteri raccomandati per un sito di deposito – Serie Euradwaste n.6 – CEE, Bruxelles, 1992.
- [26]- 1999/829 EURATOM – Raccomandazione della Commissione del 6 Dicembre 1999 sull'applicazione dell'articolo 37 del Trattato EURATOM per lo smaltimento dei rifiuti radioattivi.
- [27]- Proceedings of the International Symposium on Radioactive Waste Disposal : “Health and Environmental Criteria and Standards” – Stockholm, 1998.

- [28]- Proceedings of the International Conference on “Record Management and Long Term Preservation and Retrieval of Information regarding Radioactive Waste” – Roma, Gennaio 2003.
- [29]- IAEA – TECDOC 1187 – Retrievability of high level waste and spent nuclear fuels – IAEA, Vienna, 2000
- [30]- Commission Project Report EUR 19145 EN “Concerted Action on the Retrievability of Long Lived Radioactive Waste in Deep Underground Repositories”, 2000
- [31]- NEA/OECD - Reversibility and Retrievability in Disposal of Radioactive Waste: Reflections at the International Level – Paris, 2001.
- [32]- TNO-NITG Information (December 2001) : Retrievable disposal of radioactive waste in the Netherlands;
- [33]- Benvegnù F., Brondi A., Polizzano C., 1988. “Natural analogues and evidence of long-term isolation capacity of clays occurring in Italy”. Contribution to the demonstration of geological disposal reliability of long-lived wastes in clay. Directorate-General Science, Research and Development; Commission of the European Communities. EUR 11896 EN. Office for Official Publications of the European Communities, L-2985, Luxembourg).

ALLEGATO 1

GEOCHIMICA DELL'URANIO

L'uranio immobile

Nel corso dei processi del ciclo endogeno, l'uranio è prevalentemente presente sotto la forma ionica U^{4+} , caratterizzata da un potenziale ionico importante che impedisce qualsiasi sostituzione con le specie Ca^{2+} e Na^{+} al momento della cristallizzazione dei magmi meno differenziati ("basici"). Nel corso dei processi di differenziazione magmatica¹⁵ (cristallizzazione frazionata o fusione parziale), si nota un arricchimento preferenziale dell'uranio nei liquidi silicatici più evoluti ("acidi").

Lo ione U^{4+} si realizza per lo più nella forma delle specie mineralogiche uraninite e coffinite $[USiO_4]$. L'uraninite ha una formula chimica complessa $[UO_2-UO_{2.25}] \cdot U_3O_8$, generalmente semplificata in UO_2 , estremamente insolubile nelle condizioni di pH normali (fig. 7). Tale debole solubilità è suscettibile di essere notevolmente aumentata in presenza specialmente di fosfati (fino a 100 volte, stabilità del complesso $[(UO_2)(HPO_4)_2]^{2-}$, di carbonato (fino a 10.000 volte, stabilità dei carbonati di uranili) o, quando l'uraninite si trova sotto una forma amorfa, non ancora cristallizzata (10^6 - 10^9 volte). Un innalzamento di temperatura da $25^\circ C$ a $100^\circ C$ aumenta parimenti la solubilità dell'uraninite di un fattore 8.

¹⁵ L'uranio è un elemento magmatofilo e condivide questa caratteristica con il torio. Alla fine del ciclo magmatico sono le rocce più evolute (graniti, tonaliti, rioliti) ad essere le più ricche in uranio, a livello di qualche ppm in media.

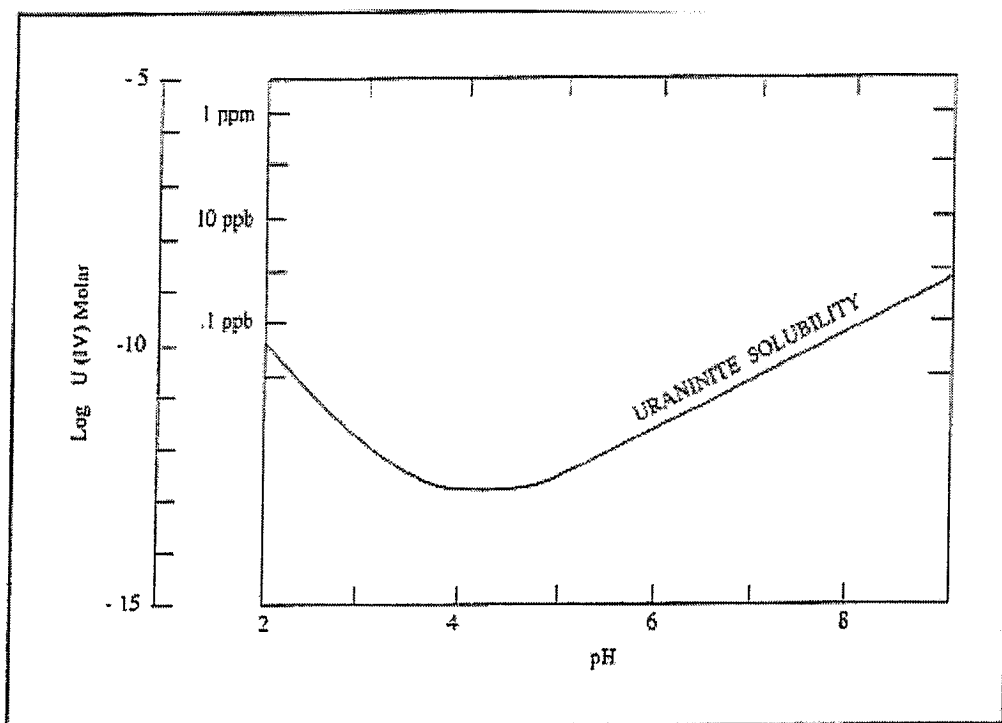


Fig. 7 : Courbe de solubilité de l'uraninite (UO_2) en fonction du pH (d'après Langmuir, 1978)

Figura A.1 – Curva di solubilità dell'uraninite (UO_2) in funzione del pH.

La coffinite, di formula $[U(SiO_4)_{1-x}]$ abbreviata in $USiO_4$, aumenta la propria stabilità in rapporto a quella dell'uraninite nelle condizioni di saturazione intermedia di silice, cioè superiore a quella normale ma inferiore alla saturazione in silice amorfa.

Esiste anche un gran numero di minerali stabili di uranio esavalente (U^{6+}) che derivano in generale dall'ossidazione e dalla lisciviazione di mineralizzazioni primarie in uraninite e/o coffinite. Si tratta dei vanadati carnotite $[[K_2(UO_2)_2(VO_4)_2 \cdot 3H_2O]$ e tyuyamunite $[Ca(UO_2)_2(VO_4)_2 \cdot 8-1/2H_2O]$, fosfati del gruppo dell'autunite $[(Ca(UO_2)_2(PO_4)_2 \cdot 10-12 H_2O)]$ e silicati del gruppo dell'uranofane $[(Ca(UO_2)_2Si_2O_7 \cdot 6H_2O)]$.

L'uranio mobile

Col ciclo esogeno compare la specie ossidata U^{6+} ; lo ione uranile (UO_2^{2+}) è molto stabile ed al contempo molto mobile in contrasto con lo ione tetravalente U^{4+} , relativamente immobile.

L'ione uranile assume importanza nelle condizioni tipiche dell'ambiente supergenico, tanto che il comportamento dell'uranio è quasi interamente determinato da questo ione.

La grande mobilità dell'uranile è dovuta alla tendenza naturale a formare ioni complessi, solubili nell'acqua e molto stabili in dato intervallo di pH (fig.A.2).

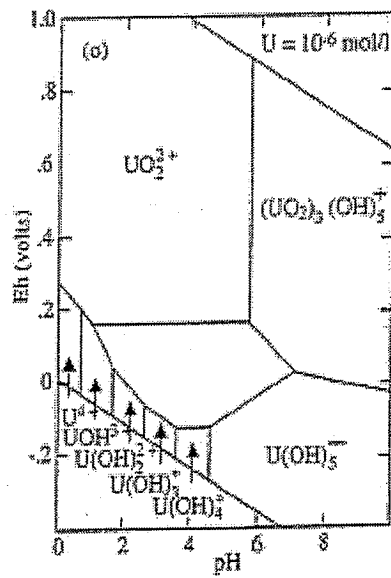


Fig. 5 : Diagramme Eh-pH illustrant l'importance relative des valences +4, +5 (UO_2^{2+}) et +6 de l'uranium à 25°C. ($\Sigma U = 10^{-6} M$) (d'après Longmuir, 1978)

Figura A.2 – Gli ioni U nel campo Eh-pH.

Per la gamma di pH inferiore a 4 i principali complessi stabili sono i seguenti: $(UO_2)F^+$, $(UO_2)SO_4$, $(UO_2)_2F_2$, $(UO_2)HPO_4$ ai quali si aggiunge la stessa specie $(UO_2)_2^{2+}$. Tra pH 4 e pH 8 domina largamente il complesso $[(UO_2)(HPO_4)_2]^{2-}$, mentre a pH più elevato sono più stabili i complessi carbonatici $[(UO_2)(CO_3)_2]^{2-}$ e $[(UO_2)(CO_3)_3]^{4-}$ (fig.A.3).

Fig. 6 : Distribution des complexes d'uranyle en fonction du pH pour quelques concentrations typiques de ligands dans l'aquifère d'une formation de référence (Wind River Fm, U.S.A.), à 25°C; $P_{CO_2} = 10^{-2.5}$ atm; $\Sigma F = 0.3$ ppm; $\Sigma Cl = 10$ ppm; $\Sigma SO_4 = 100$ ppm; $\Sigma PO_4 = 0.1$ ppm; $\Sigma SiO_2 = 30$ ppm (d'après Langmuir, 1978)

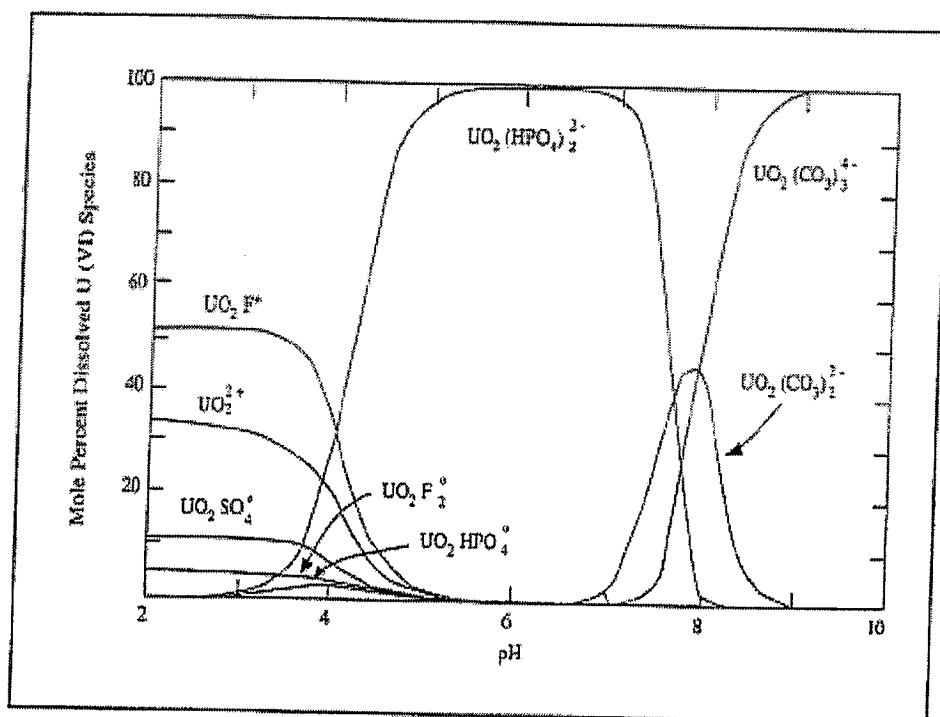


Figura A.3 – Distribuzione dei complessi di uranile in funzione del pH

Per la formazione dei complessi menzionati le specie fluoruro, idrogenofosfato e carbonato sono i responsabili principali della mobilità dell'uranio negli ambienti naturali.

La maggior parte delle concentrazioni primarie di uraninite (UO_2) risultano dalla riduzione di complessi di uranile assorbiti su una fase organica.

Nell'ambiente naturale i complessi di uranile sono allo stesso tempo i vettori dell'uranio mobile esavalente (U^{6+}) ed i precursori delle concentrazioni primarie in minerali uraniferi insolubili (U^{4+}) e, in proporzione minore, (U^{6+}).

Fattori di immobilizzazione dell'uranio mobile

L'estrema insolubilità dell'uraninite e della coffinite nella gamma di pH tipico dei fluidi freatici permette di considerare l'uranio un metallo intrinsecamente immobile negli ambienti riducenti. Non è così negli ambienti ossidanti nei quali la specie uranile, eminentemente mobile, predomina o dove si formano complessi al contempo solubili e molto stabili.

Si è qui ricordato che la maggior parte delle concentrazioni primarie di uraninite e coffinite derivano probabilmente dalla riduzione di complessi di uranile assorbiti sulla materia organica. Quest'ultima appare quindi come uno degli agenti responsabili

dell'immobilizzazione dell'uranio esavalente mobile. Altri agenti sono suscettibili di contribuire all'immobilizzazione delle specie solubili con efficienza variabile.

L'efficacia di queste trappole per l'uranio può essere quantificata sotto la forma di un fattore di arricchimento (F.E.) della trappola in rapporto al fluido freatico definito come segue:

$$\text{F.E.} = (\text{peso di U assorbito/peso di U in soluzione})$$

Lo F.E. di diverse sostanze naturali si attesta sui valori seguenti:

Sostanze	F.E. (pH 5 -8.5)
Ossidrossidi di Fe (III) amorfi	$1.1 \times 10^6 - 2.7 \times 10^6$
Ti (OH) ₄ amorfo	$8 \times 10^4 - 1 \times 10^6$
Torba	$1 \times 10^4 - 1 \times 10^6$
Goethite naturale finemente granulosa	4×10^3
Fosforiti	15
Montmorillonite	6
Caolinite	2

Le diverse argille presentano una capacità di assorbimento dell'uranio nettamente differenziata (fig.A.4).

Fig. 8 : Isothermes d'adsorption de l'espace ionique UO_2^{2+} sur les argiles ($T^{\circ} = 20^{\circ}C$, $pH = 6$); l'ordonnée représente la quantité d'uranium adsorbée (en mg d' UO_2^{2+} / g d'argile); l'abscisse la quantité d'uranium restant en solution (en g/l d' UO_2^{2+}) après que l'équilibre d'adsorption ait été atteint (d'après Borovec, 1981)

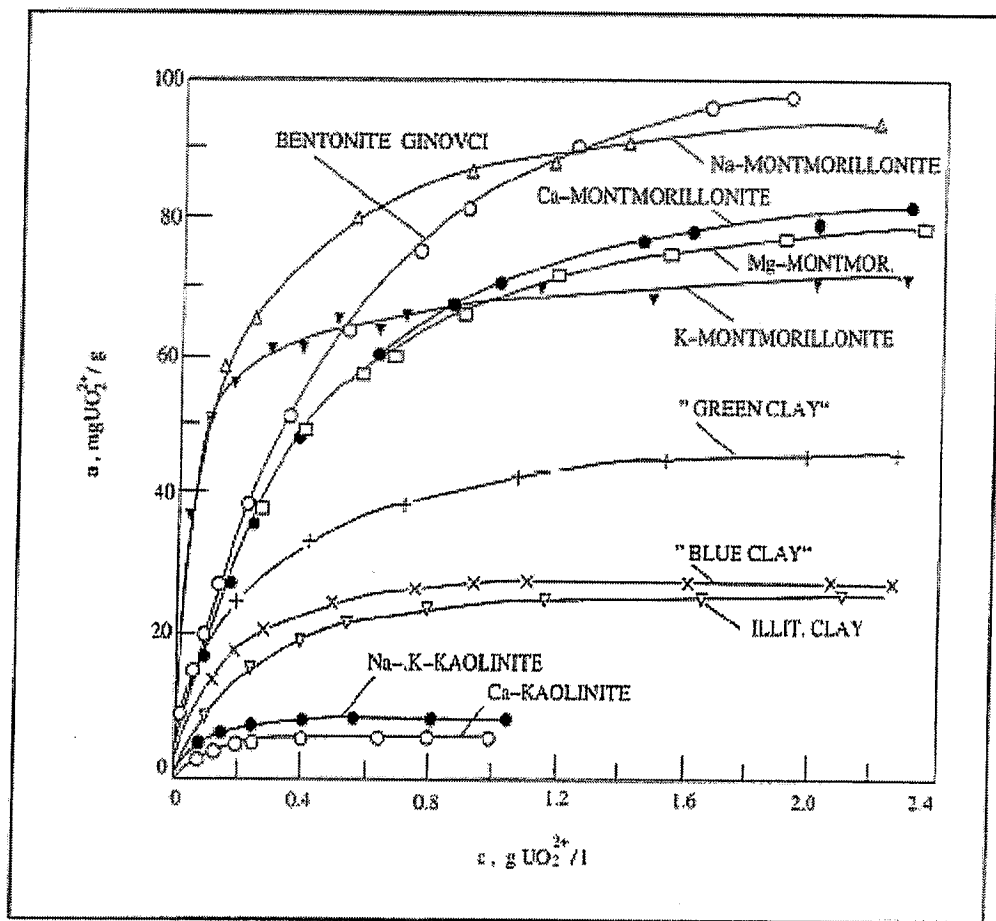


Figura A.4 – Isotherme di assorbimento della specie ionica UO_2^{2+} sulle argille ($T^{\circ} = 20^{\circ}C$, $pH = 6$)

La similarità energetica (raggio ionico, carica, elettronegatività, ecc.) esistente tra l'uranio e diversi altri elementi della tavola periodica (Y, Zr, Th, Ca, Ba in particolare) determina una possibilità di sostituzione tra questi elementi e l'uranio all'interno del reticolo cristallino di numerosi minerali. Tali sostituzioni contribuiscono ugualmente a immobilizzare efficacemente l'uranio. Così lo xenotimo (YPO_4) può immobilizzare lo U al posto dello Y; l'uranio può ancora sostituirsi allo Zr nello zirconio ($ZrSiO_4$), al Th nella torianite (ThO_2), al Ce nella monazite [$(Ce, La, Y, Th)PO_4$], al Ca nell'apatite [$Ca_5(PO_4)_3(F,Cl,OH)$], al Ba nella baritina ($BaSO_4$), ecc.

Ogni anomalia naturale di uranio può essere l'occasione per lo studio sia dei meccanismi che hanno presieduto alla sua formazione, sia della dispersione del metallo attorno al sito di concentrazione iniziale, sia ancora dei fattori che hanno limitato la dispersione. Quest'ultimo aspetto è di particolare rilevanza per lo studio degli analoghi.