



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



Ministero dello Sviluppo Economico

RICERCA DI SISTEMA ELETTRICO

Stato dell'arte sulle problematiche del monitoraggio ambientale dei
depositi radioattivi in accordo alle normative internazionali e
implementazione delle stesse in linee guida

M. De Salve

Report RdS/2011/115

STATO DELL'ARTE SULLE PROBLEMATICHE DEL MONITORAGGIO AMBIENTALE DEI DEPOSITI
RADIOATTIVI IN ACCORDO ALLE NORMATIVE INTERNAZIONALI E IMPLEMENTAZIONE DELLE
STESSE IN LINEE GUIDA

M. De Salve - POLITO

Settembre 2011

Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico – ENEA

Area: Governo, Gestione e sviluppo del sistema elettrico nazionale

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

Responsabile Progetto: Paride Meloni, ENEA



CIRTEN

Consorzio Interuniversitario per la Ricerca Tecnologica Nucleare

POLITECNICO DI TORINO

Dipartimento di Energetica



Stoccaggio e smaltimento dei rifiuti radioattivi

***Stato dell'arte sulle problematiche del monitoraggio ambientale dei depositi radioattivi in
accordo alle normative internazionali e implementazione delle stesse in linee guida***

Autore

M. De Salve

CERSE POLITO RL 1270/2011

TORINO, LUGLIO 2011

Lavoro svolto in esecuzione della linea progettuale LP4 punto A2

AdP MSE - ENEA "Ricerca di Sistema Elettrico" - PAR2008-09

Progetto 1.3 – "Nuovo Nucleare da Fissione".

PREMESSA

Nel corso di svolgimento di questo studio si sono verificati due eventi importanti: il grave incidente nucleare presso la centrale di Fukushima in Giappone l'11 marzo del 2011 e il referendum del 12 Giugno 2011 in cui il popolo Italiano si è pronunciato contro l'impiego in Italia della fonte nucleare per la produzione di energia.

L'evoluzione degli scenari incidentali avuta in Giappone in conseguenza del terremoto e successivo maremoto ha messo in evidenza le rilevanti e complesse conseguenze che derivano dal fallimento del "criterio della difesa in profondità" con la perdita delle barriere che isolano i radionuclidi dalla biosfera e geosfera. Inoltre hanno messo in evidenza l'importanza della rimozione della generazione volumetrica di calore con metodologie intrinseche; infatti in presenza di eventi estremi (sisma, maremoto) i sistemi di protezione possono fallire e quindi la rimozione della potenza termica generata è complessa e si manifesta ad alta temperatura con processi di fusione.

Il monitoraggio ambientale in campo vicino alla regione di rilascio ed in campo lontano è uno degli strumenti che ha consentito e consente la radioprotezione della popolazione con adeguate indicazioni di comportamento.

La capacità tecnologica di operare in ambienti ostili per ripristinare le barriere di confinamento per i radionuclidi insieme alla schermatura delle radiazioni permette di minimizzare i danni di origine radiologica ed anche di tipo chimico. Anche questa capacità tecnologica è uno strumento la cui assenza pregiudica la capacità di un paese a svolgere in modo efficace azioni di protezione civile.

Ciò per sottolineare l'importanza della ricerca e sviluppo oltre che del mantenimento delle competenze per questi due strumenti.

Il referendum svolto con l'implicazione politica che esso contiene mette in evidenza che in Italia le problematiche tecnologiche nucleari ineludibili sono la *sistemazione dei rifiuti nucleari presenti*, il "*decommissioning*" *dei vecchi impianti nucleari*, la realizzazione di un deposito definitivo per lo smaltimento dei rifiuti radioattivi non riciclabili, gli eventuali depositi provvisori presso i siti nucleari per consentire la dismissione e talvolta la messa in sicurezza ed infine l'attenzione a ridurre i notevoli oneri economici che abbiamo per i materiali nucleari e rifiuti allocati all'estero.

L'incapacità ad affrontare e risolvere quest'ultimo problema insieme all'assenza di adeguate normative, organi di governo (Autorità di Sicurezza, Commissioni Tecniche, Agenzie ecc.) e chiare responsabilità giuridiche e tecniche comporta un continuo aumento del rischio per le popolazioni e l'ambiente oltre che il raggiungimento di situazioni socialmente ingestibili.

INDICE

1. Introduzione
 - 1.1 Standard di sicurezza IAEA, normative ICRP e linee guida
 - 1.2 Norme tecniche Nazionali (Norme UNI)

2. Il monitoraggio ambientale nello smaltimento dei rifiuti radioattivi
 - 2.1 Radionuclidi di interesse
 - 2.2 Vie di esposizione dell'uomo alle radiazioni ionizzanti
 - 2.2.1 Definizioni, quantità ed unità di misura nei modelli radioecologici

 - 2.3 Criteri per la radioprotezione della popolazione e dell'ambiente
 - 2.4 Tecniche di monitoraggio
 - 2.5 Monitoraggio ambientale dell'aria
 - 2.6 Monitoraggio ambientale dell'acqua
 - 2.6.1 Acqua sotterranea
 - 2.6.2 Acqua superficiale
 - 2.7 Vegetazione, derrate alimentari, pesce
 - 2.8 Suolo e sedimenti

3. Il campionamento ambientale
 - 3.1 Tecniche di campionamento ambientale
 - 3.2 Sistemi di misura
 - 3.3 Osservazioni sui monitoraggi ambientali
 - 3.4 Schema generale di un programma di monitoraggio ambientale
 - 3.5 Responsabilità delle attività monitoraggio

4. I radionuclidi nei rifiuti radioattivi
5. I depositi di rifiuti radioattivi e il loro monitoraggio
 - 5.1 Caratterizzazione dei rifiuti
 - 5.2 Il monitoraggio durante la caratterizzazione del rifiuto

6. I manufatti e la loro classificazione
7. Il deposito e le sue infrastrutture
8. Sicurezza e linee guida per i depositi
9. Il sito
10. Sorveglianza e monitoraggio
 - 10.1 Oggetto delle azioni di sorveglianza e monitoraggio
11. Conclusioni

Indice delle figure

- Fig.1 Possibili vie di esposizione della popolazione ai rilasci di radioattività nell'ambiente.
- Fig. 2 Campionamento casuale semplice
- Fig. 3 Campionamento casuale stratificato
- Fig. 4 Campionamento sistematico su griglia
- Fig. 5 Search Sampling e Transect Sampling
- Fig. 6 Schema generale per i diversi tipi di monitoraggio
- Fig. 7a Manufatti condizionati
- Fig. 7b Modulo di isolamento
- Fig. 7c Cella di isolamento
- Fig. 7d Deposito superficiale
- Fig. 8 Sezione e pianta di una generica cella

Indice delle tabelle

- Tabella 1. Principi generali alla base della progettazione ed esercizio dei depositi per i rifiuti radioattivi.
- Tabella 2: Prodotti di fissione rilevanti per l'esposizione della popolazione
- Tabella 3 : Prodotti di attivazione rilevanti per l'esposizione della popolazione
- Tabella 4: Campioni ambientali e radionuclidi di interesse specifico
- Tabella 5. Rato di dose di riferimento per la caratterizzazione dell'impatto radiologico
- Tabella 6 Fattori di conversione tra concentrazioni, attività specifica e rateo di dose (IAEA-TechDoc-1363)
- Tabella 7 Criteri e metodi per la scelta del campionamento ambientale
- Tabella 8 Monitoraggi ambientali secondo UNI 11279-3
- Tabella 9 Radionuclidi di interesse e loro potenziale origine
- Tab. 10a Radionuclidi cosmogenici a vita lunga presenti in meteoriti ed acqua piovana
- Tab. 10b Radionuclidi cosmogenici a vita corta riscontrati nell'acqua piovana
- Tab.11 Radionuclidi primordiali leggeri ($Z < 82$)
- Tabella 12 Tipi di monitoraggio e correlazioni con il tipo di sorgente
- Tabella 13 Responsabilità nei monitoraggi
- Tabella 14 Classificazione dei rifiuti radioattivi secondo l'IAEA
- Tabella 15 Monitoraggi alla sorgente e condizioni di riferimento
- Tabella 16 Classificazione delle correnti di rifiuto in relazione alle problematiche di misurabilità e campionabilità
- Tabella 17 Dimensioni caratteristiche del modulo
- Tabella 18 Dimensioni caratteristiche cella
- Tabella 19 Dati caratteristici di un modulo

Allegati:

- Allegato A-1 : Principi fondamentali di sicurezza definiti dall'IAEA per la gestione dei rifiuti radioattivi
- Allegato A-2: Requisiti di sicurezza dell'IAEA nella Safety Guide SSR-5-2011
- Allegato A-3: Guide di sicurezza e Norme di riferimento
- Allegato A-4: Radionuclidi e loro trasmutazioni secondo NUDAT-2

Acronimi

ALARA	As Low As Reasonably Achievable
ASME	American Society Mechanical Engineers
ASTM	American Standard Test Materials
CSS	Commission on Safety Standards
EMP	Environmental Monitoring Program
Euratom	European atomic Energy Community
FAO	Food and Agriculture Organization of United Nations
GSG	General Safety Guide
GSR	General Safety Requirements
IAEA	International Atomic Energy Agency
IBSS	International Basic Safety Standards
ICRP	International Commission on Radiological Protection
ICRU	International Commission on Radiation Units
ILO	International Labour Organisation
IUR	International Union of Radioecology
ISO	International Standard Organisation
NEA	Nuclear Energy Agency
NUSSC	NUclear Safety Standards Committee
OECD	Organisation for Economic Cooperation and Development
PAHO	Pan American Health Organization
QA	Quality Assurance
RASSC	RAdiation Safety Standards Committee
SSR	Specific Safety Requirements
TRANSSC	TRANsport Safety Standards Committee
UNEP	United Nations Environment Programme
UNSCEAR	United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation
WASSC	Waste Safety Standards Committee
WHO	World Health Organization

1. Introduzione

Il lavoro descritto in questo documento è da inquadrare nella terza annualità dell'accordo di programma tra ENEA e Ministero dello Sviluppo Economico –ricerca Sistema Elettrico –Nuovo Nucleare da Fissione- Linea Progettuale 4: Rifiuti Radioattivi linea A- Strumenti di analisi sitologiche e fenomeni di trasporto dei radionuclidi associati ad un deposito di tipo superficiale definitivo di rifiuti ed in particolare la linea A2: Acquisizione, sviluppo e studio di strumenti e procedure di analisi di sicurezza, “performance assessment” e caratterizzazione di siti candidati per un deposito di rifiuti radioattivi e per analisi di scenario.

L'individuazione di un sito e la realizzazione di un deposito per lo smaltimento di rifiuti radioattivi deriva da numerosi obblighi legislativi^{1,2} ed anche accordi intergovernativi³.

Si tratta di allocare definitivamente i rifiuti radioattivi di seconda categoria e temporaneamente quelli di terza oltre i materiali derivanti dall'uso medico ed industriale.

Occorre affrontare con urgenza tutte le tematiche che portano alla individuazione di un sito e alla realizzazione del deposito nazionale in considerazione sia dei rischi attualmente presenti sul territorio nazionale e sia degli elevati costi sociali dovuti al permanere dei rifiuti prodotti dal riprocessamento del combustibile nucleare irraggiato all'estero.

I risultati del gruppo di lavoro ex DM 25 Febbraio 2008 del Ministero dello Sviluppo Economico⁴ insieme all'attività svolta dall'ENEA nel periodo 1996 -2000 con task Force “SITO”⁵ si ritengono importanti in quanto delineano una procedura e metodologia per la scelta di un sito nazionale per la localizzazione del deposito dei materiali radioattivi e di strutture di ricerca tecnologica di alto livello. Interessante è anche lo studio effettuato dalla SOGIN⁶ nel 2003 su richiesta del Commissario Delegato per la sicurezza dei materiali e delle installazioni nucleari.

L'obiettivo tecnico è l'individuazione di un sito idoneo per la realizzazione:

- di un deposito definitivo dei rifiuti radioattivi a bassa e media attività e vita media breve (II categoria ai sensi della guida tecnica ENEA-DISP n. 26);
- stoccaggio temporaneo dei rifiuti radioattivi ad alta attività e lunga vita (III categoria GT. n. 26).

E' evidente, da questi lavori e dall'attività ENEA, che gli aspetti sitologici dell'insediamento, ed in particolare le caratteristiche fisiche ed antropiche che dovrà avere il sito, devono essere **in ogni caso funzionali alle esigenze di sicurezza nucleare e radioprotezione che deve soddisfare il**

¹ Legge 24 dicembre 2003 n. 368, “Conversione in legge, con modificazioni, del decreto legge 14 novembre 2003, n. 314, recante disposizioni urgenti per la raccolta, lo smaltimento, e lo stoccaggio, in condizioni di massima sicurezza, dei rifiuti radioattivi”

² Legge 23 agosto 2004 n. 239 , “Riordino del settore energetico nonchè delega al Governo per il risetto delle disposizioni vigenti in materia di energia “, recante ai commi da 99 a 1006 dell'articolo I, integrazioni delle disposizioni di cui al decreto legge 14 novembre 2003 n.314, convertito ,con modificazioni, dalla legge 24 dicembre 2003, n. 368”

³ Accordo intergovernativo del 24 novembre 2006 tra il Governo della Repubblica Italiana e il Governo della Repubblica Francese e perfezionato in data 2 Maggio 2007 per il riprocessamento del combustibile nucleare irraggiato depositato negli impianti nucleari italiani che prevede tra l'altro il rientro in Italia dei relativi rifiuti entro il 2015

⁴ Rapporto finale del Gruppo di Lavoro ex DM 25 Febbraio 2008 del Ministro dello Sviluppo Economico, Individuazione di procedura e metodologia per la scelta di un sito nazionale per la localizzazione del deposito dei materiali radioattivi e di strutture di ricerca tecnologica di alto livello”

⁵ G Ventura, Sistema Informativo Geografico per il sito del Deposito Nazionale dei Materiali Radioattivi, ENEA, GSP3-Sito, Gennaio 2003

⁶ Sogin, Studio per la localizzazione di un sito per il deposito nazionale centralizzato di rifiuti radioattivi, PDN RT 002, Novembre 2003

Deposito Nazionale; ciò deve essere assicurato in particolare per il sistema di deposito definitivo dei rifiuti a bassa attività.

Il *monitoraggio ambientale* inteso come strumento finalizzato a garantire la migliore scelta del sito per la localizzazione del deposito e anche ad assicurare le esigenze di sicurezza nucleare e di radioprotezione della popolazione e dell'ambiente è una delle tematiche da sviluppare a partire dagli studi per l'insediamento, alle fasi pre-operazionali, di esercizio, di controllo istituzionale e di post-chiusura del deposito.

Le problematiche Ambiente/Salute – Deposito – Strutture di ricerca tecnologica di elevato livello, insieme alle considerazioni sui tempi caratteristici di interazione deposito-ambiente, portano ad osservare che il *monitoraggio ambientale* connesso agli impatti ambientali di natura radiologica (mappa delle concentrazioni dei radionuclidi nei diversi comparti ambientali, dose e ratei di dose alla popolazione e ai potenziali gruppi critici) è importante da sviluppare, anche a prescindere dal deposito stesso, per le competenze tecnico-scientifiche che è necessario sviluppare ed assicurare al paese. Esso richiede, come proposto dal gruppo di lavoro ex DM 25 Febbraio 2008 del Ministero dello Sviluppo Economico, la realizzazione di un *laboratorio nazionale per lo studio della radioattività negli ambienti naturali* da coordinare con gli studi sui cambiamenti climatici.

Si tratta di una attività da svolgere nell'ambito di una *autorità di sicurezza che sia responsabile degli effetti delle radiazioni ionizzanti sulla popolazione e sull'ambiente*.

Più in generale si osserva che lo studio e la realizzazione di un deposito dei rifiuti radioattivi è correlato ad una *strategia globale di gestione dei rifiuti radioattivi*.

Numerose attività di ricerca e sviluppo sono state svolte nell'ambito dell'accordo di programma Ministero dello Sviluppo Economico – ENEA. Esse si estendono dalla revisione critica dell'inventario nazionale dei rifiuti radioattivi⁷, al progetto preliminare di un laboratorio di caratterizzazione radiologica⁸, alla valutazione delle prestazioni di funzionamento di un deposito superficiale⁹, alla caratterizzazione geologico-ambientale di un sito¹⁰, alle considerazioni geologico-territoriali e ambientali nella scelta di un sito¹¹. E' stata effettuata una analisi critica sulle norme UNI inerenti la caratterizzazione radiologica dei rifiuti radioattivi¹².

Da queste ricerche emerge chiaramente l'importanza della *analisi delle normative internazionali* con riferimento ai problemi di radioprotezione della popolazione e dell'ambiente. Si osserva anche, con riferimento all'Italia, l'assenza di studi mirati in questa direzione.

In questa fase della ricerca si ritiene che l'obiettivo principale dello studio debba essere l'analisi della letteratura per lo *sviluppo di linee guida finalizzate alla localizzazione e monitoraggio*

⁷ R. Bove et. al. "Revisione critica dell'inventario nazionale dei rifiuti radioattivi ai fini dello smaltimento, Report RSE/2009/146

⁸ N. Cherubini et. al, "Progetto preliminare del laboratorio di caratterizzazione radiologica mediante tecniche di analisi non distruttive", Report RSE/2010/117

⁹ E. Zio et. al. "Performance Assessment: modellazione dei fenomeni di dispersione di contaminanti attraverso le barriere protettive di un deposito di rifiuti radioattivi e metodologia di analisi probabilistica del rischio associato alla costruzione ed operazione del deposito stesso.", Report RSE/2009/124.

¹⁰ R. Levizzari, Un approccio metodologico strutturato nella caratterizzazione geologico-ambientale di un sito per l'ubicazione di un deposito superficiale di rifiuti radioattivi di seconda categoria, Report RDS/2010/123

¹¹ F. Zarlenga, R. Levizzari, Considerazioni geologico-territoriali ed ambientali nella scelta di un'area per l'ubicazione di un deposito di rifiuti radioattivi a bassa attività, Report RDS/2010/124

¹² M. Mariani et. al. "Analisi critica delle norme UNI inerenti la caratterizzazione radiologica dei rifiuti radioattivi ai fini della valutazione dei contenuti sulla base degli attuali standards internazionali e di una proposta di modifiche orientate al miglioramento e ad una maggiore fruibilità delle norme stesse, Report RDS/2010/121.

ambientale dei depositi di rifiuti radioattivi alla luce delle normative internazionali e nazionali.

In questo contesto è importante tener presente i principi che sono alla base della “Convenzione congiunta sulla sicurezza della gestione del combustibile irraggiato e sulla sicurezza della gestione dei rifiuti radioattivi”, ratificata dall’Italia nel 2006. Questi principi sono riassunti nei nove punti di tab. 1.

1	Proteggere la salute umana
2	Proteggere l’ambiente
3	Proteggere i territori oltre frontiera
4	Proteggere le future generazioni
5	Non gravare di oneri impropri le future generazioni
6	Disporre di un adeguato sistema legislativo e regolamentare nazionale
7	Assicurare il controllo e la minimizzazione della produzione dei rifiuti radioattivi
8	Assicurare una gestione integrata dei rifiuti radioattivi
9	Assicurare la sicurezza degli impianti dedicati alla gestione dei rifiuti radioattivi, per il tempo di vita degli stessi

Tabella 1. Principi generali alla base della progettazione ed esercizio dei depositi per i rifiuti radioattivi.

Questi principi sono anche riportati *nell’allegato A-1* in una formulazione più estesa in accordo ai principi esplicitamente formulati dall’ International Atomic Energy Agency IAEA¹³ per la gestione dei rifiuti radioattivi.

Si tratta di principi, concetti, obiettivi la cui implementazione comporta necessariamente *la misura e il monitoraggio dei livelli di protezione della salute umana e dell’ambiente in un contesto di breve termine, medio termine e di lungo termine per quanto concerne i rischi di natura radiologica.*

Con riferimento allo stato dell’arte delle problematiche di radioprotezione utilizzate nella progettazione degli impianti si fa presente che l’IAEA ha emanato uno standard relativo ai *principi fondamentali della sicurezza*¹⁴.

Definito l’obiettivo della sicurezza (safety) ovvero di proteggere la popolazione e l’ambiente dagli effetti nocivi delle radiazioni ionizzanti oltre che ridurre i rischi introdotti da impianti e pratiche che coinvolgono le radiazioni ionizzanti, sono stati formulati dieci principi fondamentali. Questi principi coinvolgono *le responsabilità, la governabilità e la regolamentazione delle attività, la gestione, la giustificazione degli impianti e delle attività, l’ottimizzazione della protezione, la limitazione dei rischi individuali, la protezione delle generazioni presenti e future, la prevenzione degli incidenti, la preparazione e la gestione delle emergenze, le azioni protettive per ridurre i rischi esistenti.*

La sicurezza si raggiunge con una continua e costante implementazione dei precedenti principi.

Gli standard per la sicurezza dei sistemi di smaltimento dei rifiuti radioattivi sono stati presentati recentemente (Aprile 2011) dall’IAEA nel documento¹⁵ *Disposal of Radioactive Waste* in termini di “**requirements**”.

Si tratta di una *guida di sicurezza specifica* che introduce 26 requisiti per la sicurezza (Specific Safety requirements) di tipo generale. Questi requisiti sono riportati nell’allegato A-2 nella loro

¹³ IAEA, The Principles of Radioactive Waste Management, Safety Series No. 111-F, IAEA, Vienna (1995)

¹⁴ IAEA, Fundamental Safety Principles, Safety Fundamentals, No. SF-1, November 2006

¹⁵ IAEA, Disposal of Radioactive Waste, Specific Safety Requirements, Safety Standards No. SSR-5, Aprile 2011

formulazione originale insieme ad una traduzione-interpretazione. La loro implementazione è la base di partenza per realizzare impianti di smaltimento sicuri.

Un impianto di smaltimento dei rifiuti radioattivi deve essere pianificato considerando tre principali problematiche: *la problematica governativa, legale e regolamentare; l'approccio alla sicurezza, i presupposti progettuali per la sicurezza.*

Il primo requisito (punto 3.5 della guida) riguarda *le responsabilità del Governo*. L'assenza di un quadro legislativo e normativo insieme all'assenza di organi di regolamentazione e controllo, come richiesto dal requisito n.ro 1, pregiudica la sicurezza dei sistemi di smaltimento dei rifiuti radioattivi.

Esso richiede ed impone la predisposizione di un sistema nazionale di istituzioni (per esempio una *agenzia nazionale per la gestione dei rifiuti radioattivi*, una *autorità di controllo* ecc.) il cui compito è quello della gestione dei rifiuti radioattivi (*radioactive waste management*) definendo la politica nazionale, programmando gli studi, le iniziative, i progetti che portano alla realizzazione delle infrastrutture necessarie per gestire i rifiuti in sicurezza nella scala temporale da loro richiesta.

Per l'implementazione di questo punto è importante far riferimento ai "requirements" riportati nell'IAEA safety standards GSR part 1 del 2010¹⁶. Nel punto 1.7 di questa guida si esplicita che i "requirements" connessi alla sicurezza riguardano l'intero ciclo di vita degli impianti (facilities ed attività) compreso il periodo di controllo istituzionale. Inoltre "safety" e "security" devono concorrere senza conflitti ad assicurare la radioprotezione dell'uomo e dell'ambiente (punto 1.8 della guida).

In particolare si richiama il requisito numero 1 (associato al punto 2.2 della guida) che richiede la *definizione di una politica nazionale* ed anche la *definizione di una strategia per la sicurezza*.

Con il punto 2.4 e il requisito n.ro 2 si allocano le responsabilità necessarie per assicurare la sicurezza.

Globalmente in questa guida sono presenti 36 "requirements" la cui implementazione con dispositivi legislativi e la costituzione di organi di regolamentazione e sorveglianza assicura i requisiti minimi per la sicurezza delle attività che comportano l'impiego di radiazioni ionizzanti e dei materiali nucleari per uso civile dell'energia nucleare.

Nella guida IAEA-SSR-5 -2011 si identificano tre periodi caratteristici nella vita di un deposito (punto 1.22) : *periodo pre-operazionale, operativo , di post-chiusura* .

Nei punti 2.1 – 2.24 si considerano gli impegni relativi alla protezione della popolazione e dell'ambiente sottolineando l'applicazione sistematica dei *principi fondamentali della sicurezza* per la popolazione e l'ambiente in conformità all' "International Basic Safety Standards"¹⁷.

Nel periodo operativo del deposito la radioprotezione è ottimizzata (punto 2.9) con l'adozione del criterio ALARA (As Low As Reasonably Achievable) tenendo conto dei fattori economici e sociali in sede di progetto e pianificazione delle operazioni. In sede di progettazione del deposito non devono essere previsti (punto 2.11 della guida) rilasci nell'ambiente di radionuclidi eccetto che di piccole quantità di prodotti gassosi.

Con il punto 2.2 di questa guida il progetto dei manufatti dei rifiuti radioattivi, delle barriere ingegneristiche, della tipologia del deposito *implica l'isolamento dei rifiuti dalla biosfera accessibile per tutta la vita dell'impianto sino alla fine del periodo del controllo istituzionale*.

¹⁶ IAEA, Governmental, legal and regulatory framework for safety, General Safety Requirements part 1, no. GSR Part 1, September 2010.

¹⁷ IAEA et. al., International Basic Safety Standards for protection against ionizing radiation and for the safety of radiation sources, Safety Series no. 115, IAEA, Vienna 1996.

La biosfera accessibile è la parte dell'ambiente da proteggere e quindi da monitorare in modo da escludere potenziali impatti di natura radiologica e chimica. *L'integrità delle barriere deve essere assicurata per almeno 300 anni.*

I criteri di sicurezza di tipo radio protezionistico, per il periodo di post chiusura del deposito, sono definiti nei punti 2.15 – 2. 19 della guida IAEA-SSR-5.

In sintesi: **il contributo alla dose annua effettiva per tutti membri della popolazione deve essere inferiore a 1 mSv/anno (punto 2.15,a)**; alterazioni delle barriere di confinamento indotte da eventi naturali devono comportare dosi alla singola persona esposta inferiori a **0.3 mSv/anno (2.15, b)**; **potenziali intrusioni** nel deposito dopo la chiusura devono comportare una **dose annuale collettiva inferiore a 20 mSv** (punto 2.15,d).

Il requisito 21 (punto 5.3 della guida SSR-5) considera i programmi di monitoraggio che devono essere svolti prima e durante la costruzione (fase pre-operazionale), durante l'esercizio (fase operativa) e dopo la chiusura (fase di post-chiusura).

Il requisito 22 richiede che la sicurezza di lungo termine sia assicurata da caratteristiche (features) passive del sito e che dopo il periodo di chiusura e di controllo istituzionale i piani e programmi devono essere impostati per mantenere la disponibilità delle informazioni sul deposito.

Quindi i programmi di monitoraggio devono essere progettati per la raccolta di informazioni necessarie per la radioprotezione, la sicurezza della popolazione e dell'ambiente.

Il monitoraggio deve anche essere finalizzato a verificare la presenza o meno di condizioni che modificano la sicurezza dopo la chiusura.

In accordo al punto 5.4 della guida IAEA-SSR-5, il monitoraggio, nell'accezione più vasta del termine, ha lo scopo di:

- ottenere le informazioni necessarie per le successive valutazioni;
- assicurare la sicurezza nell'esercizio,
- verificare la conformità dello stato degli impianti e dell'ambiente alle valutazioni di sicurezza effettuate,
- verificare che le condizioni degli impianti e dell'ambiente siano consistenti con le analisi di sicurezza relative alla fase di post-chiusura (il livello di sicurezza totale dell'impianto non deve ridursi dopo la chiusura).

Per quanto riguarda le valutazioni di sicurezza nella fase di post chiusura (*Post closure Safety Assessment Report*) si osserva che queste seguono dai risultati di diversi livelli di analisi.

Un livello (spesso definito *III livello*) riguarda :

- i dati del deposito e del sito (volumi smaltiti, caratteristiche dei rifiuti smaltiti, delle barriere e del deposito, geosfera e biosfera nell'intorno del deposito);
- la modellistica del trasporto dei radionuclidi attraverso le acque sotterranee;
- la modellistica della produzione e trasporto dei radionuclidi in fase gassosa nell'atmosfera;
- l'evoluzione delle barriere di confinamento e della attività dei radionuclidi;
- le caratteristiche passive in termini di eventi e processi.

Un altro livello (definito *secondo livello*) prevede lo studio:

- di uno scenario detto di evoluzione normale;
- di uno scenario di intrusione umana ;
- di scenari potenzialmente distruttivi per il deposito e le sue barriere.

Infine si ha un *livello di analisi* (detto di *primo livello*) che sulla base degli altri due livelli formula le conclusioni in termini di processo decisionale tecnico.

Il supporto dei monitoraggi ambientali, in tutti questi processi di valutazione è sostanziale in quanto i dati acquisiti servono sia per fare delle previsioni ma anche per fare delle verifiche di conformità.

Infine si conclude questa introduzione citando il programma di monitoraggio ambientale (EMP Environmental Monitoring Program) realizzato in Brasile con riferimento al sito di smaltimento dei rifiuti radioattivi di Abadia de Goias¹⁸.

Per questo sito il programma di monitoraggio ambientale in fase pre-operazionale è durato ben otto anni (1988 – 1996). Ciò ha permesso di acquisire dei dati di riferimento notevolmente accurati con cui sono stati confrontati i dati misurati in fase operativa (1998 – 2008).

Lo studio è stato condotto per il cesio 137 e ha permesso di caratterizzare l'impatto ambientale radiologico del deposito ed anche di stimare con notevole accuratezza la dose effettiva alla popolazione.

1.1 Standard di sicurezza IAEA, normative ICRP e linee guida

L'International Atomic Energy Agency (IAEA) è autorizzata, come previsto dal suo statuto, a stabilire e/o adottare degli standard di sicurezza per la protezione della salute e per la minimizzazione dei pericoli alla vita e alla proprietà ed anche per provvedere di questi standard.

Ciò si concretizza con la pubblicazione delle "IAEA Safety Standards Series" articolate in **Safety Fundamentals (SF)**, **Safety Requirements (SR)** e **Safety Guide (SG)**.

Le *guide di sicurezza (Safety Guide)* emanate dell'IAEA insieme ai rapporti tecnici (**IAEA-Tecdoc**) rappresentano sicuramente una base di partenza obbligata per la definizione di linee guida atte ad implementare le regole di comportamento nella progettazione e gestione in sicurezza delle attività connesse allo sviluppo per usi pacifici dell'energia nucleare inclusi i depositi dei rifiuti radioattivi. Esse sono, in molte parti, delle vere e proprie linee guida.

Sono da considerare anche le *norme tecniche* emanate da specifici enti di normazione quali l'International Standard Organization ISO, l'American Standard Test Materials ASTM, l'American Society Mechanical Engineers ASME, l'Ente Nazionale Italiano di Unificazione UNI, ecc.

Gli standards IAEA sono formulati da quattro comitati:

- a) per la sicurezza nucleare NUSSC (**NU**clear **S**afety **S**tandards **C**ommittee)
- b) per la sicurezza delle radiazioni ionizzanti RASSC (**RA**diation **S**afety **S**tandards **C**ommittee)
- c) per la sicurezza dei rifiuti radioattivi WASSC (**WA**ste **S**afety **S**tandards **C**ommittee)
- d) per la sicurezza nel trasporto dei materiali radioattivi TRANSSC (**TRAN**sport **S**afety **S**tandards **C**ommittee).

Gli standards sono promulgati, in termini di guide di sicurezza, dalla commissione per gli standard di sicurezza CSS (*Commission on Safety Standards*) dopo una procedura di review e di acquisizione dei pareri e commenti degli stati membri. Si tratta di guide che possono essere di tipo generale o specifiche per definiti impianti e/o attività.

¹⁸ E. Ribeiro, L. Tauhata, E.E. dos Santos, R. da Silveira Correa, analytical results and effective dose estimation of the environmental monitoring program for the radioactive waste repository in Abadia de Goias from 1998 to 2008, Journal of Environmental Radioactivity 102(2011) 145-152

Trattandosi di problematiche connesse alla radioprotezione della popolazione e dell'ambiente occorre tener presente anche le norme e raccomandazioni formulate dall' UNSCEAR : *United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation* ed le raccomandazioni dell' *International Commission on Radiological Protection* ICRP.

Nell'allegato A-3 si riportano alcuni riferimenti bibliografici per le guide di sicurezza IAEA, per le norme ISO, ASTM- ASME, UNI, per le raccomandazioni di radioprotezione UNSCEAR e ICRP.

1.2 Norme tecniche Nazionali (Norme UNI)

In ambito nazionale sono operative le norme:

UNI 11279-1:2008 Deposito ingegneristico per manufatti di categoria 2- Parte 1: Criteri di base di progetto;

UNI 11279-3 "Deposito ingegneristico per manufatti di rifiuti radioattivi di Categoria 2, Parte 3: Criteri di base di sorveglianza e monitoraggio " .

Quest'ultima norma è particolarmente rilevante in quanto permette di delineare le azioni da svolgere in sede di sorveglianza e monitoraggio sia nella caratterizzazione iniziale del sito che nelle diverse fasi di vita dell'impianto. Sorveglianza e monitoraggio riguarda il deposito e l'area geografica intorno ad esso.

Secondo la norma (introduzione) è responsabilità del gestore del deposito di definire ed implicitamente realizzare il *programma di sorveglianza e monitoraggio*.

Si tratta di un programma che deve essere conforme a norme, regole criteri fissati dall'autorità di controllo nell'ambito del rispetto del processo di autorizzazione.

Il monitoraggio, in accordo alla norma UNI 11279-3, riguarda i parametri demografici, geomorfologici (meteorologia, idrologia, geologia, sismicità).

Per i parametri demografici sono da caratterizzare:

- distribuzione della popolazione in funzione della distanza e della posizione rispetto al deposito;
- descrizione, distanza e posizione dei centri abitati più vicini;
- descrizione, distanza e posizione delle strutture pubbliche, per esempio scuole ed ospedali;
- descrizione, distanza e posizione delle aree industriali;
- descrizione dell'utilizzo del territorio, al fine di evidenziare variazioni fra gli aspetti residenziali, industriali, commerciali e agricoli.

Per i parametri geomorfologici di tipo meteorologico interessa:

- velocità e direzione dei venti
- temperatura
- intensità delle precipitazioni
- tipo, frequenza e intensità di manifestazioni meteorologiche severe

Per i parametri geomorfologici di tipo idrologico sono da caratterizzare:

- portata dei corsi d'acqua dell'area circostante l'impianto
- distanza della superficie freatica nell'area del sito, nell'area del centro
- abitato più vicino e nell'area di quello immediatamente più lontano
- caratteristiche di drenaggio del territorio a monte del sito
- inondazioni in aree circostanti il deposito
- frequenza dei ristagni d'acqua nell'area del deposito.

Infine per i parametri geomorfologici quali la geologia e la sismicità interessa:

- localizzazione di faglie attive nell'area circostante il deposito
- presenza di pianure di sprofondamento e/o formazioni carsiche
- profilo stratigrafico dell'area del sito di deposito

Per le azioni di sorveglianza sono definite le seguenti attività di monitoraggio dei parametri:

- ingegneristici;
- radiologici e chimico-fisici all'interno del deposito
- radiologici e chimico-fisici all'esterno del deposito

Per gli aspetti tipicamente ambientali è importante la caratterizzazione dell'ambiente in termini di flora, fauna, attività agricole sul territorio oltre che di catene trofiche per gli ecosistemi presenti.

Si ritiene che quest'ultima norma sia alquanto generica per gli aspetti connessi al monitoraggio ambientale. Essa non affronta in modo completo gli obiettivi del monitoraggio ambientale e non rimanda alle norme specifiche del caso.

2. Il monitoraggio ambientale nello smaltimento dei rifiuti radioattivi

Il monitoraggio, nel contesto di un programma finalizzato allo smaltimento dei rifiuti radioattivi e grazie alle informazioni che esso genera, è uno degli elementi chiave che permette di rafforzare la fiducia nella sicurezza a lungo termine del sistema di smaltimento.

Per monitoraggio¹⁹ si intende l'osservazione continua o periodica della misura di parametri, grandezze di natura ingegneristica, ambientale, radiologica che aiutano a valutare il comportamento dei componenti di un sistema di smaltimento o gli impatti del deposito dei rifiuti radioattivi e delle attività in esso svolte sull'ambiente.

Si osserva che sulla base dei risultati delle ricerche promosse dalla comunità europea con il programma NUWASTE, progetto MICADO (Model uncertain for mechanism of dissolution of spent fuel in nuclear waste repository) le condizioni ambientali influenzano i termini di sorgente dei radionuclidi e la loro modellistica²⁰ per gli aspetti connessi al rilascio nell'ambiente.

Il monitoraggio ambientale e delle sorgenti di radiazioni ionizzanti è affrontato dall'IAEA per gli aspetti connessi alla radioprotezione e in termini di standard di sicurezza, nella guida IAEA RS-G-1.8²¹ del 2005.

In questa guida si riconosce che il rilascio controllato di radionuclidi nell'atmosfera e nell'ambiente acquatico costituisce una pratica legittima e si sottolinea l'importanza e l'assoluta necessità, per la protezione del pubblico e dell'ambiente, del monitoraggio regolare della sorgente che origina il rilascio e dell'ambiente che riceve i radionuclidi.

In ogni caso il rilascio controllato deve essere conforme agli standard di sicurezza considerati nella guida dell'IAEA WS-G-2.3.²² o a criteri più restrittivi formulati dalle autorità di sicurezza nazionali.

¹⁹IAEA, Monitoring of geological repositories for high level radioactive waste, IAEA-Tecdoc-1208, Vienna 2001

²⁰ G. Mathieu, Influence of the environmental conditions on source term modelling, deliverable-5.2, Sixth Framework Programme Priority No. NUWASTE 2005/6-3.2.1.1-2

²¹ IAEA, Environmental and Source Monitoring for Purposes of Radiation Protection, Safety Guide No. RS-G-1.8, Vienna 2005

²² IAEA, Regulatory Control of Radioactive discharges to the Environment, Safety Standards Series, no. WS-G-2.3, Vienna 2000

Più in generale si può affermare che le problematiche del monitoraggio degli impianti nucleari, inclusi i depositi, devono considerare:

- a) il monitoraggio alla sorgente che provoca il rilascio (**source monitoring**);
- b) il monitoraggio nell'ambiente che riceve i radionuclidi (**environmental monitoring**);
- c) il monitoraggio dell'esposizione dell'individuo della popolazione (**individual monitoring**).

La strategia del monitoraggio ha l'obiettivo di controllare, in ogni circostanza, i rilasci dei radionuclidi dalla sorgente, di prevenire rilasci incontrollati e contaminazioni ambientali, e/o intervenire in situazioni di emergenza. Può avere anche lo scopo di caratterizzare lo stato radiologico dell'ambiente prima dell'entrata in servizio di un qualsiasi impianto, attività con l'impiego di sorgenti radioattive in modo da valutare gli impatti ambientali.

In questo caso si parla di *monitoraggio della radioattività ambientale* e diviene importante affrontare le tematiche connesse allo *stato dell'arte dei metodi standard utilizzati nel monitoraggio della radioattività ambientale*²³ ed anche alla scelta e ai criteri per la selezione delle strategie di campionamento sempre per il monitoraggio della radioattività ambientale²⁴.

Per la valutazione delle dosi le metodologie più realistiche devono essere basate sulla misura dei ratei di dose esterna (in diversi punti dello spazio) e sulla misura delle concentrazioni di attività per i diversi radionuclidi nei diversi comparti ambientali (aria, acqua superficiale, acqua sotterranea, suolo, derrate alimentari, mangimi, flora, fauna).

In ogni caso, la definizione del programma di monitoraggio ambientale non può prescindere da considerazioni spaziali e temporali e si distinguono in monitoraggi:

- di routine;
- di emergenza finalizzati alla protezione civile nel corso di un incidente in atto;
- di post-emergenza finalizzati alla gestione prolungata delle conseguenze di un incidente.

Il primo tipo di monitoraggio è quello che si ritiene più importante e complesso in quando ha lo scopo di permettere:

- la verifica della conformità agli standard di sicurezza,
- l'analisi di tendenza a lungo termine con adeguata accuratezza,
- di controllare i processi di accumulo dei radionuclidi nell'ambiente.

Le misure coinvolte riguardano le attività dei radionuclidi presenti in aria, in acque superficiali e profonde, nelle derrate alimentari, nei prodotti agricoli, nel pulviscolo superficiale.

Le strategie di campionamento, misura ed elaborazione dei risultati devono essere tali da consentire la valutazione delle distribuzioni delle concentrazioni di attività, dei ratei di dose e le dosi alla popolazione nello spazio e nel tempo.

Gli altri due tipi di monitoraggio sono finalizzati a caratterizzare potenziali situazioni di preallarme ed allarme; richiedono delle misure continue di ratei di dosi gamma e concentrazioni di aerosol in aria. Le informazioni da acquisire sono essenzialmente finalizzate per la gestione dell'emergenza in termini di processi decisionali per la mitigazione delle conseguenze.

I programmi di monitoraggio ambientale devono essere specificatamente orientati a caratterizzare:

²³ R. Engelbrecht, M. Schwaiger, State of the art of standard methods used for environmental radioactivity monitoring, Applied Radiation and Isotopes 66 (2008) 1604-1610

²⁴ E.M. Scott, P.Dixon, G. Voigt, W.Whicker, Choice and criteria for selection of sampling strategies in environmental radioactivity monitoring, Applied Radiation and Isotopes 66 (2008) 1575-1581

- **lo stato degli ambienti di rilascio e/o accumulo della radioattività (atmosfera, idrosfera: acque superficiali e profonde, geosfera, flora e fauna);**
- **le vie di esposizione (inalazione, ingestione, immersione, irraggiamento diretto dalle sorgenti);**
- **i campioni di riferimento (tipo e metodologia per il campionamento e preparazione);**
- **tecniche di misura (tipo di tecnica, minima attività rilevabile, accuratezza);**

Inoltre deve essere assicurata la conservazione e disponibilità dei risultati oltre che una adeguata garanzia di qualità dei processi di monitoraggio.

Quindi il progetto del programma di monitoraggio dipende dalla *natura dell'ambiente, dal tipo di rilascio, dalla natura dei radionuclidi critici, dalle vie di esposizione.*

Le specifiche tecniche da formulare riguardano :

- le tecniche di campionamento,
- il trattamento dei campioni
- le tecniche di misura
- la definizione della più bassa concentrazione rilevabile o più correttamente la minima attività rilevabile.

Ai fini del monitoraggio ambientale e soprattutto ai fini della *definizione dei programmi di monitoraggio ambientale e delle sorgenti* si osserva che gli obiettivi da raggiungere (punti 4.1 e 4.2 della guida IAEA RS-G-1.8) sono:

- a) verificare la conformità dei rilasci di radionuclidi ai limiti di scarico autorizzati e ad ogni altra specifica relativa all'impatto sulla popolazione e sull'ambiente dovuto alle operazioni normali della pratica dell'esercizio del deposito e delle operazioni di smaltimento;**
- b) fornire informazioni e dati per la valutazione della dose e per la valutazione dell'esposizione e della potenziale esposizione del gruppo critico della popolazione dovuto all'inventario di radioattività presente nel deposito e al campo di radiazione presente nell'ambiente ;**
- c) controllare l'esercizio dell'impianto , l'adeguatezza dei controlli nei processi di rilascio dalle sorgenti, prevenire con preallarmi situazioni inusuali o non previste e dove richiesto attivare speciali programmi di monitoraggio;**
- d) registrare con continuità gli impatti che l'installazione e le attività generano nell'ambiente in termini di concentrazioni di radionuclidi ;**
- e) confrontare le previsioni delle simulazioni di modelli ambientali con le osservazioni monitorate e quindi migliorare le previsioni dei modelli in modo da ridurre le incertezze nella valutazione della dose.**

Quindi il monitoraggio ha lo scopo principale di *verificare la radioprotezione delle persone in termini di dose assorbita come eccesso rispetto alla dose dovuta al fondo naturale delle radiazioni ed anche di individuare la presenza o meno sul territorio di aree e/o attività che portano ad un irraggiamento indebito della popolazione.*

Si può affermare che il monitoraggio insieme alla sorveglianza ha lo scopo di verificare il rispetto dei criteri di sicurezza ed anche di prevenire situazioni indesiderate (rischi di contaminazione, rilasci accidentali, situazioni incidentali ecc.)

Per l'esposizione prolungata di una popolazione, in accordo a "International Commission on Radiological Protection" (ICRP), *si ritengono non giustificabili degli interventi di radioprotezione se la dose individuale dovuta a tutte le potenziali sorgenti radioattive ambientali non raggiunge i 10 mSv/anno*²⁵.

Il monitoraggio delle radiazioni ionizzanti per le sorgenti e per l'ambiente è affrontato in modo sistematico nel recente documento IAEA²⁶ -Safety Reports series no.64 del 2010. Sulla base della guida di sicurezza RS-G-1.8 si discutono i criteri di progetto dei programmi di monitoraggio sia alla sorgente che ambientali considerando gli ambienti da monitorare, gli aspetti generici dei programmi di monitoraggio ed una analisi dei sistemi e tecniche di misura. Si tratta di un documento molto utile in quanto costituisce una guida per il progetto dei programmi di monitoraggio.

Per esempio il monitoraggio alla sorgente comporta la definizione:

- della lista dei radionuclidi da considerare;
- la durata e la frequenza del campionamento nei processi di rilascio;
- dove prelevare i campioni;
- la metodologia di campionamento;
- il programma di analisi in laboratorio;
- il metodo di registrazione dei risultati.

Per esempio il monitoraggio ambientale prevede :

- la definizione delle matrici ambientali;
- la definizione delle minime attività rilevabili;
- i punti di campionamento;
- la frequenza di campionamento;
- la preparazione dei campioni.

Il documento citato è anche importante, pur essendo di tipo generale, in quanto definisce le problematiche da affrontare per i limiti di rilevazione e per le incertezze del processo di misura. Esso è anche una guida per le normative tecniche da seguire nei processi di calibrazione della strumentazione e nelle misure.

I depositi di rifiuti radioattivi, così come in generale gli impianti nucleari, non possono prescindere da *azioni di sorveglianza*; si ritiene importante tener conto di quanto riportato nel documento IAEA Safety reports series no.ro 35 del 2004 relativo alla sorveglianza e monitoraggio dei depositi superficiali²⁷. Da questo documento emerge l'importanza dei programmi di garanzia della qualità (QA) insieme agli obiettivi da raggiungere con la sorveglianza ed il monitoraggio. **Occorre fornire l'evidenza diretta , attraverso processi di misura, della presenza di radionuclidi e radiazioni nell'ambiente attribuibili al deposito.**

Infine si osserva che i rilasci di radionuclidi nell'ambiente, in condizioni controllate, devono essere preceduti , in accordo alla guida di sicurezza²⁸ IAEA WS-G-2.3 punto 3.10, da una attività di monitoraggio e di studio atta a caratterizzare :

²⁵ ICRP, Protection of the Public in situation of prolonged radiation exposure, Publication 82, Pergamon Press, Oxford and New York (1999)

²⁶ IAEA, Programmes and Systems for source and environmental radiation monitoring, Safety Report Series No. 64, Vienna 2010.

²⁷ IAEA, Surveillance and Monitoring of Near surface Disposal Facilities for radioactive waste, Safety Reports Series no. 35, Vienna 2004.

²⁸ IAEA, Regulatory control of radioactive discharges to the environment, IAEA Safety Guide no. WS-G-2.3, 2000

- la composizione dei radionuclidi presenti nella corrente rilasciata;
- la forma fisica e chimica dei radionuclidi;
- le vie ed i punti di scarico;
- la quantità totale di radionuclidi prevista per lo scarico su base annua;
- la durata e le portate coinvolte nel processo di rilascio.

In conclusione un programma di monitoraggio e sorveglianza di un impianto per lo smaltimento di rifiuti radioattivi di tipo superficiale o sub superficiale, conforme agli standards IAEA, deve avere le seguenti caratteristiche:

- a) la capacità a rilevare cambiamenti nelle strutture ingegneristiche e nei sistemi dell'impianto di smaltimento che potrebbero alterare le prestazioni radiologiche dell'impianto;
- b) la capacità di rilevare la presenza di contaminanti radioattivi da imputare al deposito;
- c) protocolli di campionamento tali da evidenziare o escludere migrazioni di radionuclidi dal deposito;
- d) un sufficiente numero di punti di monitoraggio che permettano di rilevare significative migrazioni di radionuclidi verso le acque profonde;
- e) un sufficiente numero di punti di monitoraggio che permettano di rilevare la migrazione di contaminanti radioattivi verso l'atmosfera;
- f) un sufficiente numero di punti di monitoraggio che permettano di rilevare il trasporto di radionuclidi in acque superficiali prossime al deposito;
- g) misura dei ratei di dose nell'ambiente ;
- h) misura delle concentrazioni di attività nella biosfera, sulla superficie dell'acqua e più in generale nell'ambiente (campioni ambientali);
- i) disporre di procedure e protocolli documentati;
- j) fornire una analisi statistica dei dati misurati per la stima dei processi di accumulo.

In aggiunta a questi punti si osserva che il monitoraggio ambientale ha anche lo scopo di:

- disporre di una registrazione continua degli effetti dell'installazione (deposito) sui livelli della radioattività ambientale;
- valutare la reale e/o potenziale dose ai gruppi critici e alla popolazione che vive nell'intorno del deposito;
- identificare variazioni nei meccanismi di trasferimento dei radionuclidi o anche nelle vie di trasferimento;
- informare il pubblico in generale.

2.1 Radionuclidi di interesse

Sebbene siano diverse centinaia i radionuclidi prodotti nei reattori nucleari, nelle esplosioni nucleari ecc., solo un numero limitato contribuisce all'esposizione della popolazione ed all'impatto ambientale su una scala temporale medio- lunga. In accordo a quanto riportato dall'IAEA i radionuclidi di interesse sono i prodotti di fissione ed i prodotti di attivazione. Sono anche da considerare i materiali fissili e fertili (uranio , torio) ed i transuranici .

Nelle tabelle 2 e 3 si riportano i prodotti di fissione e di attivazione rilevanti ai fini dell'esposizione della popolazione in accordo alla guida tecnica IAEA²⁹. Nell'ambiente la radioattività è data in prevalenza dagli isotopi dell'uranio e del torio, dai loro discendenti e dal potassio 40. E' importante

²⁹ IAEA, Measurement of radionuclides in food and the environment, Technical report series n.o 295, Vienna 1989

considerare i radionuclidi di specifico interesse nei diversi comparti ambientali (aria, acqua, latte, carni, altri alimenti, vegetazione, suolo) in modo da tener conto dei potenziali processi di accumulo in presenza di rilasci. In tabella 4 si riportano i radionuclidi di interesse nei diversi campioni ambientali.

Dal punto di vista del monitoraggio radiologico i radionuclidi sono distinti in emettitori *beta/gamma*; *in emettitori alfa ed emettitori beta puri*. Ciò è importante ai fini dei processi di misura da impiegare.

Per il monitoraggio alla sorgente e per i radionuclidi presenti nei rilasci in atmosfera si discrimina considerando i rilasci nella forma di particolato (aerosol) , rispetto ai rilasci di vapori e/ o di gas. Tipicamente i rilasci gassosi avvengono attraverso un camino. Gli impianti sono progettati per operare con un contenimento dinamico in depressione. La corrente da monitorare attraversa particolari filtri dove i radionuclidi sono trasferiti e successivamente sottoposti al processo di misura.

Per il monitoraggio ambientale si effettua il campionamento dell'aria con trasferimento dei radionuclidi su appropriati filtri.

Tabella 2: Prodotti di fissione rilevanti per l'esposizione della popolazione

Nuclide	vita media	unità di misura vita media	resa di fissione %	principali decadimenti
Sr-89	50.5	d (giorni)	4.77	β^-
Sr-90	28.7	a	5.76	β^-
Y-90	64.1	h	5.76	β^-,γ
Zr-95	64.09	d	6.51	β^-,γ
Nb-95	35	d	6.51	β^-,γ
Mb-99	2.747	d	6.09	β^-,γ
Tc-99m	6.006	h	6.09	β^-,γ
Ru-103	39.272	d	3.03	β^-,γ
Rh-103m	116	min	3.03	β^-,γ
Ru-106	372.6	d	0.4	β^-,γ
Te-129m	33.6	d	0.661	β^-,γ
I-131	8.021	d	2.875	β^-,γ
Te-132	76.856	h	4.282	β^-,γ
I-132	2.3	h	4.282	β^-,γ
Cs-137	30.0	a	6.136	β^-,γ
Ba-137m	2.55	min	6.136	β^-,γ
Ba-140	12.751	d	6.134	β^-,γ
La-140	1.6779	d	6.134	β^-,γ
Ce-144	284.45	d	5.443	β^-,γ
Pr-144	17.28	d	5.443	β^-,γ

I radionuclidi di riferimento nei rilasci gassosi sono i gas nobili (Xeno, Krypton), il cesio 137 e lo stronzio 90 (emettitore beta puro), il Radon 222 e il radon 220, il trizio (HT) in forma gassosa, il carbonio 14 nella forma di ossido di carbonio (CO) e di anidride carbonica (CO₂), il radio-iodio.

Tabella 3 : Prodotti di attivazione rilevanti per l'esposizione della popolazione

Nuclide	vita media	unità di misura vita media	principali decadimenti
H-3	12.35	a	β^-
C-14	5730	a	β^-
Fe-55	2.75	a	EC
Fe-59	44.53	d	β^-, γ
Mn-54	312.5	d	EC, γ
Co-60	5.27	a	β^-, γ
Zn-65	243.9	d	EC, γ
Cs-134	754.2	d	β^-, γ
Np-239	2.355	d	β^-, γ
Pu-241	14.35	a	β^-
Am-241	432	a	α, γ
Cm-242	162.94	d	α
Pu-238	87.7	a	α
Pu-239	24110	a	α
Pu-240	6563	a	α
Pu-242	373500	a	α

Tabella 4: Campioni ambientali e radionuclidi di interesse specifico

campione ambientale	radionuclidi di interesse
aria	I-131, Cs 134, Cs 137
acqua	H-3, Sr-89, Sr-90, I-131, Cs-134, Cs-137
latte	Cs-134, Cs-137
altri alimenti	Sr-89, Sr-90, Cs-134, Cs-137
Vegetazione	Sr-89, Sr-90, Zr-95, Nb-95, Ru-103, Ru-106, I-131, Cs-134, Cs-137, Ce-141
suolo	Sr-90, Cs-134, Cs-137, Pu-238, Pu-240, Pu-239, Am-241, Cm-242
Acqua potabile alimenti marini	Mn-54, Fe-55, Fe-59, Co-60, Zn.65, Zr-95, Nb-95, Ru-103, Ru-106, Ag-110m, Sb-125, I-131, Cs-134, Cs-137, Ce-141, Ce-144, transuranici

Recenti indagini finalizzate alla *valutazione probabilistica dei potenziali impatti sull'ambiente*³⁰ degli impianti di smaltimento dei rifiuti radioattivi considerano come radionuclidi rilevanti:

Cl-36, I-129, Rn-222, Ra-226, Np-237 ed U-238.

Lo studio richiede l'individuazione di numerosi parametri fisico-chimici atti a caratterizzare i processi di trasporto, di ripartizione, di dose ecc. Si ha l'esigenza di ridurre questi parametri e di valutarne l'attendibilità da un punto di vista statistico nei processi di media spaziale e/o temporale.

In particolare è importante tener conto e verificare quanto riportato nel rapporto tecnico dell'IAEA³¹ n.ro 472 circa i parametri relativi al trasferimento dei radionuclidi all'ambiente

³⁰ Sc. Sheppard, M.I. Sheppard, J.C. Tait, B.L. Sanipelli, Revision and meta-analysis of selected biosphere parameter values for chlorine, iodine, neptunium, radium, radon and uranium, Journal of Environmental Radioactivity 89 (2006), 115-137

³¹ IAEA, Handbook of parameter values for the prediction of radionuclide transfer in terrestrial and freshwater environments, Technical reports series no. 472, IAEA, 2010

terrestre ed acquatico (acque dolci). Si tratta di un documento aggiornato di recente (2010) rispetto alla edizione del 1994. Sono presentati e discussi i fattori che permettono la stima del trasferimento dei radionuclidi tra i diversi comparti ambientali. Si tratta di parametri che possono essere usati per attività di “screening” per una stima conservativa delle conseguenze radiologiche di un rilascio utilizzando *modelli generici*³², oppure per stime realistiche utilizzando *modelli specifici di sito*.

Le valutazioni di funzionamento di un deposito di rifiuti radioattivi (performance assessment) sono finalizzate alla valutazione dell’impatto radiologico sull’ambiente naturale³³. Si tratta di studi predittivi che richiedono l’identificazione dei radionuclidi con più elevato potenziale di impatto.

I radionuclidi a più elevato impatto potenziale sono: ²²⁶Ra, ²¹⁰Po, ²³⁴U, ²³⁰Th, ²³⁸U, ³⁶Cl, ¹²⁹I.

Gli obiettivi dello studio si possono riassumere in:

- fornire una valutazione iniziale dell’impatto radiologico del deposito sugli ecosistemi naturali in funzione del tempo della vita del deposito e quindi con diverse scale temporali di riferimento;
- definire una struttura metodologica per effettuare delle stime accurate considerando le potenziali incertezze;
- determinare i radionuclidi più significativi dal punto di vista radiologico considerando gli ecosistemi nell’intorno del deposito insieme allo spettro dei potenziali radionuclidi rilasciabili;
- stabilire l’insieme dei dati radioecologici necessari per effettuare delle adeguate e corrette previsioni sugli impatti in termini di trasferimento dei radionuclidi dal deposito all’ambiente.

La grandezza che caratterizza l’impatto dei radionuclidi sul biota è *il rateo di dose*. Esso è espresso in $\mu\text{Gy/h}$. Il valore stimato nelle valutazioni deve essere confrontato con i valori (cronici) che si ritengono responsabili di significativi effetti sulle popolazioni delle piante terrestri, degli animali terrestri, degli organismi acquatici nelle acque dolci e marine. I valori di riferimento sono riportati in tabella 5.

Tabella 5. Rato di dose di riferimento per la caratterizzazione dell’impatto radiologico

popolazione/ambiente di riferimento	rateo di dose cronico $\mu\text{Gy/h}$ di riferimento	riferimenti bibliografici
Piante terrestri	400	UNSCEAR-1996
Animali terrestri	40	UNSCEAR-1996
Organismi acquatici (acqua dolce e marina)	400	UNSCEAR-1996

³² IAEA, Generic Models for Use in Assessing the impact of discharges of radioactive substances to the environment, Safety Reports Series No. 19, IAEA, 2001

³³ S.R.Jones et al., Generic performance assessment for a deep repository for low and intermediate level waste in the UK – a case study in assessing radiological impacts on the natural environment, J. of Environmental Radioactivity 66 (2003) 89-119

2.2 Vie di esposizione dell'uomo alle radiazioni ionizzanti

Lo scopo più importante del monitoraggio dei radionuclidi nello spazio e nel tempo è finalizzato alla analisi e valutazione dell'esposizione della popolazione alle radiazioni attraverso tutte le potenziali vie di esposizione.

In accordo alla guida IAEA RS-G-1.8 nei punti 4.4, 4.5, 4.6 , 4.7 sono considerate le principali vie di esposizione alle radiazioni.

Si distinguono le vie che comportano una *esposizione di un organismo vivente dall'esterno (external exposure)* da quelle che implicano *l'esposizione di un organismo vivente dall'interno (internal exposure)* a causa dell'assorbimento di radionuclidi.

In figura 1 si riporta una rappresentazione schematica delle possibili vie di esposizione. Le principali vie per l'esposizione esterna da considerare in qualsiasi linea guida sono:

- a) esposizione diretta dell'uomo alla sorgente di radiazione ionizzante (source of radiation ->human);
- b) esposizione diretta dell'uomo ad nube di radionuclidi presente nell'atmosfera oppure alla passaggio di una corrente contaminata di acqua in superficie (source of radionuclides->atmosphere or water-body->human);
- c) esposizione per contatto con la pelle ai radionuclidi, ovvero immersione in un ambiente contaminato: (source of radionuclides->atmosfera or water body->human skin);
- d) esposizione alle radiazioni ionizzanti emesse dai radionuclidi depositati sulla superficie terrestre, o nei sedimenti , sulle superfici degli edifici, sulla vegetazione (Source of radionuclides->atmosfera or water body->soil or sediment or building surfaces or vegetation->human).

Per quanto riguarda le vie di **esposizione interna** sono *l'inalazione, l'ingestione, l'assorbimento attraverso la pelle, l'inalazione di radionuclidi risospesi per movimentazione di polveri contaminate.*

Degli interessanti ed utili strumenti di riferimento per lo studio delle dosi da irraggiamento associate alle diverse vie di esposizione sono rappresentati dai codici della serie RESRAD³⁴ sviluppati dalla Environmental Assessment Division, Argonne National Laboratory. Sono disponibili i codici RESRAD-BUILD che calcola le alle persone all'interno di strutture che irradiano per la presenza di radionuclidi sulla superficie o all'interno; RESRAD-CHEM che effettua una analisi del rischio chimico considerando il trasporto dei radionuclidi dal punto di vista chimico; RESRAD-BASELINE che calcola le dosi ed i rischi dei radionuclidi presenti nell'ambiente a partire dalle concentrazioni misurate nelle matrici ambientali; RESRAD-OFFSITE che stima le dosi considerando dei modelli di dispersione atmosferica e di trasporto nelle acque sotterranee; RESRAD-RECYCLE calcola le dosi ai lavoratori e alla popolazione considerando il riciclo dei materiali contaminati ed infine il codice RESRAD-ECORISK che stima i rischi dei recettori dell'ecosistema dall'esposizione sia chimica che radiologica ai radionuclidi ed infine il codice RESRAD-BIOTA che analizza le concentrazioni di radionuclidi nel suolo , acqua, sedimenti. Si tratta di un sistema di codici (RESRAD RESidual RADdioactivity) sviluppati per essere di ausilio nella definizione dei criteri ed attività di bonifica ed anche per la valutazione dei rischi residui di origine radiologica.

³⁴ C. Yu, A.J. Zielen, J.-J. Cheng, D.J. LePoire, E. Gnanapragasam, S. Kamboj, J. Arnish, A. Wallo III, W.A. Williams, and H. Peterson, User's Manual for ResradVersion 6, ANL/EAD-4, July 2001

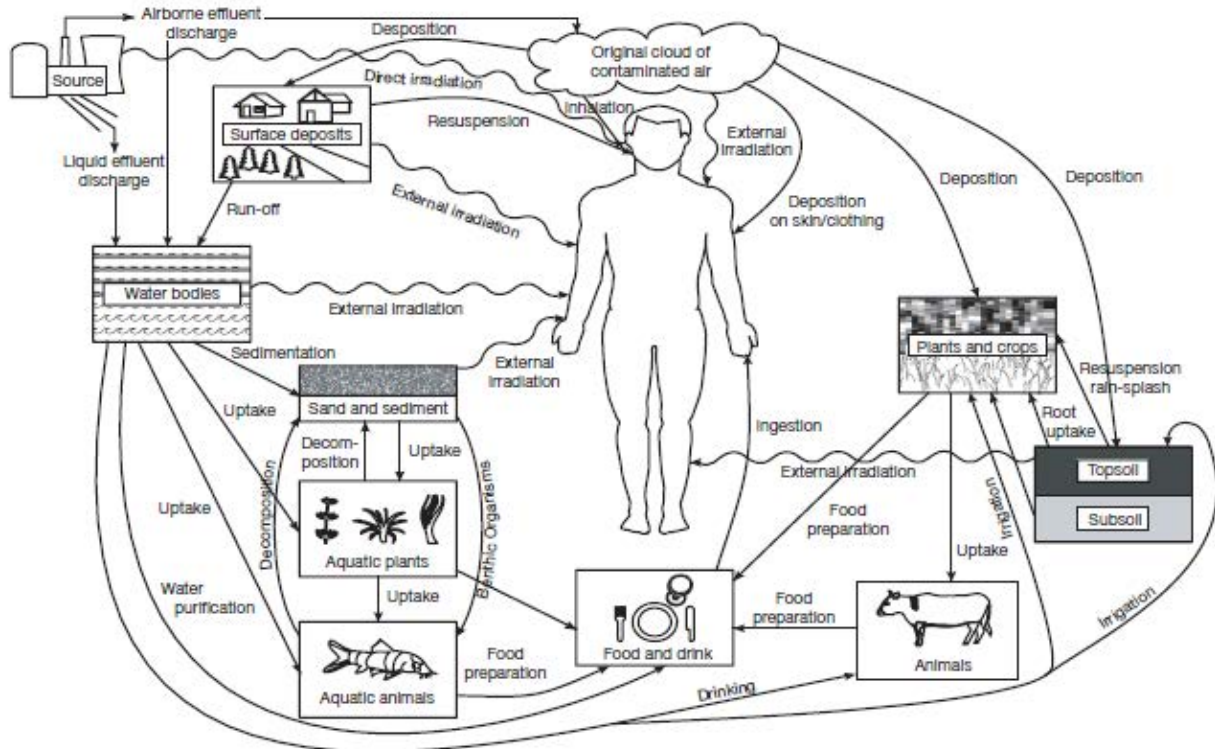


FIG. 1. The possible pathways of exposure for members of the public as a result of discharges of radioactive material to the environment.

Fig.1 Possibili vie di esposizione della popolazione ai rilasci di radioattività nell'ambiente.

Fonte: IAEA, Safety Standards, Environmental and Source Monitoring for purposes of radiation protection, safety guide RS-G-1.8,vienna 2005

Non tutte le vie di esposizione hanno la stessa rilevanza in quanto il contributo alla dose della popolazione dipende dalle proprietà radiologiche del materiale rilasciato, dalle proprietà fisico-chimiche e di mobilità del materiale rilasciato, dai meccanismi di dispersione e trasporto; dalle caratteristiche dell'ambiente ricevente ed infine dalle caratteristiche della popolazione ricevente.

Ciò giustifica il fatto che il *concetto di monitoraggio ambientale* assuma una problematica complessa e multidisciplinare che coinvolge il monitoraggio della sorgente, delle vie di trasporto, delle capacità di trasporto, delle capacità di accumulo ed infine il monitoraggio demografico e delle abitudini delle popolazioni.

Il monitoraggio ambientale ha anche la funzione di migliorare le conoscenze nella stima dei parametri necessari per lo studio del trasferimento dei radionuclidi dalla sorgente ai comparti ambientali e tra i comparti ambientali.

I parametri necessari per lo studio dei trasferimenti dei radionuclidi tra i diversi comparti ambientali sono stati definiti dalla International Commission on Radiation Units (ICRU) e recentemente sistematizzate dall'IAEA^{35, 36}.

In questi documenti si osserva che ogni grandezza richiede una definizione, una unità di misura, delle specifiche tecniche circa il tempo, lo spazio, gli oggetti coinvolti nel processo di misura, i fenomeni interessati, i comportamenti ambientali interagenti.

³⁵ IAEA, Handbook of parameter values for the prediction of radionuclide transfer in terrestrial and freshwater environments, Technical Reports series n.o 472, Vienna 2010.

³⁶ IAEA, Quantification of Radionuclide Transfer in Terrestrial and Freshwater Environments for Radiological Assessments, IAEA-TECDOC-1616, Austria, May 2009

Per la misura dei radionuclidi nell'ambiente e per lo studio dei processi di trasferimento dei radionuclidi tra i diversi comparti ambientali l'ICRU con il report 65 ha armonizzato le definizioni, le grandezze, le unità di misura utili per la descrizione della radioattività ambientale.

2.2.1 Definizioni, quantità ed unità di misura nei modelli radioecologici

La più recente ri-analisi dei parametri che descrivono il trasferimento dei radionuclidi tra i comparti ambientali presentata dall'IAEA nel suo handbook (2010) presenta e quantifica le seguenti grandezze.

Fattore di trasferimento aggregato T_{ag}

E' definito dal rapporto tra l'attività specifica (Bq/kg) di un definito campione ambientale e l'attività areica (Bq/m²) del suolo che alimenta il campione ambientale. E' espresso in m²/kg. Il trasferimento riguarda suolo –animali, suolo piante, suolo – catena alimentare, ecc.

Rapporto di concentrazione F_v

E' il rapporto tra l'attività specifica del compartimento recettore e quella del compartimento donatore. E' una grandezza adimensionata. Richiede diverse specifiche tecniche circa il tipo di attività specifica (su base secca o su base umida), il grado di equilibrio tra i compartimenti.

Coefficiente di trasferimento negli alimenti (feed transfer coefficient) F_m o F_f

Rapporto tra l'attività specifica (in massa Bq/kg o volumetrica Bq/L) del recettore e l'attività giornaliera assorbita (Bq/d). Le unità di misura che seguono sono d/kg o g/L

Coefficiente di distribuzione K_d

Rapporto tra l'attività specifica massica A_m in Bq/kg nel solido e l'attività specifica volumetrica A_v nel liquido. Il rapporto è espresso in L/kg. Permette di caratterizzare come si distribuisce un radionuclide tra la fase solida e la fase liquida.

Coefficiente di intercettazione α

e' il rapporto tra l'attività specifica massica nelle piante A_m in Bq/kg e l'attività areica A_a in Bq/m² sulla superficie terrestre (suolo più vegetazione). E' espresso in m²/kg.

Fattore di risospensione K_s

E' il rapporto tra la l'attività specifica volumetrica A_v misurata in aria o acqua e l'attività areica A_a misurata sul suolo o sulla superficie dei sedimenti. E' espresso in 1/m.

Rapporto o coefficiente di traslocazione f_{tr}

Rapporto tra l'attività specifica massica A_m in Bq/kg di un tessuto edibile di una pianta, raccolto e l'attività specifica in Bq/kg di un altro tessuto della stessa pianta o raccolto.

Si esprime anche come rapporto tra l'attività specifica massica di un tessuto edibile (Bq/kg) e l'attività superficiale della massa fogliare che copre un mq di superficie terrestre (Bq/m²). Il coefficiente è espresso in questo caso in m²/kg.

Frazione assorbita f_1

E' la frazione trasferita ad uno specifico tessuto recettore rispetto all'assorbimento per inalazione o ingestione di un organismo vivente (animale o persona).

Sulla base della legge fondamentale del decadimento radioattivo, per ogni radionuclide è importante la costante di decadimento λ_r o il tempo di dimezzamento $T_{1/2}$. Per gli organismi viventi

si introduce la costante di decadimento biologico λ_{bio} e il corrispondente tempo di dimezzamento biologico $T_{1/2}^{bio}$.

Si hanno le relazioni fondamentali che esprimono l'evoluzione delle concentrazioni :

$$C(t) = C(0) \exp[-(\lambda_r + \lambda_{bio})t]$$

$$T_{1/2} = \frac{\ln(2)}{\lambda_r}$$

$$T_{1/2}^{bio} = \frac{\ln(2)}{\lambda_{bio}}$$

dove t è il tempo mentre C è la concentrazione del radionuclide.

Nei trasferimenti di radionuclidi tra ecosistemi, su scala temporale lunga si può far riferimento ad un tempo di dimezzamento detto ecologico $T_{1/2}^{eco}$ e quindi introdurre una costante di decadimento ecologico λ_{eco} . Si utilizzano le relazioni:

$$C(t) = C(0) \exp[-(\lambda_r + \lambda_{eco})t]$$

$$T_{1/2}^{eco} = \frac{\ln(2)}{\lambda_{eco}}$$

La vita media effettiva associata ad un ecosistema si esprime con la:

$$\frac{1}{T_{eff}} = \frac{1}{T^{eco}} + \frac{1}{T_r}$$

Il fattore di trasferimento aggregata T_{ag} , nello studio dei comparti ambientali manifesta una tendenza alla riduzione che è descrivibile in modo adeguato con l'ausilio di due addendi esponenziali. Si ha:

$$T_{ag}(t) = T_{ag}(0) \left\{ a_1 \exp\left(-\frac{\ln(2)}{T_1^{eff}} t\right) + (1 - a_1) \exp\left(-\frac{\ln(2)}{T_2^{eff}} t\right) \right\}$$

equivalente alla:

$$T_{ag}(t) = T_{ag}(0) \exp\left(\exp\left(-\frac{\ln(2)}{T_r} t\right)\right) \left\{ a_1 \exp\left(-\frac{\ln(2)}{T_1^{eco}} t\right) + (1 - a_1) \exp\left(-\frac{\ln(2)}{T_2^{eco}} t\right) \right\}$$

Il primo addendo descrive la componente di perdita veloce, il secondo addendo la componente di perdita lenta, a_1 è la frazione iniziale associata alla perdita veloce.

Il monitoraggio ambientale applicato ad un definito sito insieme ad un'attenta definizione delle matrici ambientali e degli ecosistemi consente di stimare con buona accuratezza i parametri che intervengono nelle precedenti relazioni e quindi contribuire al miglioramento della sicurezza e della qualità ambientale del sito.

Per lo studio della deposizione dei radionuclidi presenti in atmosfera sulla vegetazione (superficie del fogliame) e sul suolo si considera l'attività totale depositata A_t e di questa si caratterizza l'attività depositata sulle foglie A_i . Per tener conto della fase di sviluppo della pianta si introduce la biomassa B (kg di massa secca) associata all'unità di superficie (m^2).

La superficie del fogliame è spesso espressa con l'ausilio dell'indice di area del fogliame LAI (leaf area index) definito dal rapporto della superficie delle foglie associate ad un solo lato e la superficie del suolo su cui insistono:

$$LAI = \frac{S_{foglie}}{S_{suolo}}$$

Si hanno le *frazioni di intercettazione*:

di attività:

$$f = \frac{A_i}{A_t}$$

di fogliame in massa

$$f_B = \frac{f}{B} \text{ in } m^2/kg$$

di indice di fogliame

$$f_{LAI} = \frac{f}{LAI}$$

Per la deposizione secca, secondo Chamberlain e Chadwick:

$$f = 1 - \exp(-\alpha B)$$

per cui:

$$f_B = \frac{1 - \exp(-\alpha B)}{B}$$

Nella deposizione umida la frazione intercettata dipende dalla capacità di accumulo dell'acqua (mL/g) che è funzione del LAI.

Nel caso di deposizione umida la frazione di intercettazione, in accordo a Muller e Prohl (1993) decresce con la quantità di pioggia R secondo la relazione:

$$f = \min \left\{ 1; \frac{LAI * k * S}{R} \left[1 - \exp \left(\frac{\ln(2)}{3kS} R \right) \right] \right\}$$

dove:

- LAI l'indice dell'area del fogliame;
S capacità di stoccaggio della pianta per l'acqua in mm;
k k fattore che esprime la capacità del fogliame a trattenere i radionuclidi depositati;
R quantità di pioggia durante l'evento della deposizione umida.

I valori di k consigliati sono 0.5 per gli anioni, 1 per i cationi, 2 per i cationi polivalenti.
I valori di S consigliati sono 0.2 mm per l'erba cereali e mais; 0.3 mm per gli altri raccolti.

Dalla superficie delle foglie si ha una perdita di materiale dovuta agli agenti atmosferici descritta da un modello radioecologico rappresentato da una equazione differenziale del primo ordine con costante λ_w .

Il processo è indicato con "weathering" e la vita media T_w è espressa con la:

$$T_w = \frac{\ln(2)}{\lambda_w}$$

Valori caratteristici di T_w in giorni sono compresi tra 10 e 43 giorni, dipendono dal tipo di radionuclide e dal tipo di fogliame. Per i valori di riferimento dei diversi coefficienti si rimanda alla documentazione "IAEA technical reports series n. 472" e IAEA Tecdoc 1616 (2009).

Si tratta di valori di riferimento che un attento monitoraggio ambientale nei siti di interesse permette di qualificare riducendone le incertezze.

2.3 Criteri per la radioprotezione della popolazione e dell'ambiente

La direttiva europea 96/29 Euratom, allegato I, paragrafo 3, e il decreto legislativo 26 Maggio 2000 n.ro 241, allegato 1, relativi ai "criteri di non rilevanza radiologica delle pratiche" pongono come limite per la non rilevanza radiologica di qualsiasi attività che comporta l'esposizione alle radiazioni ionizzanti 10 $\mu\text{Sv}/\text{anno}$ di dose efficace. Con riferimento ad un sito generico, sono considerati trascurabili i rischi di origine radiologica se questo contribuisce per una dose annua inferiore ad 1000 $\mu\text{Sv}/\text{anno}$. Tuttavia negli Stati Uniti per un sito contenente radionuclidi di origine antropica non si ritiene necessaria nessuna attività di bonifica se il contributo all'irraggiamento è inferiore a 250 $\mu\text{Sv}/\text{anno}$.

Il monitoraggio radiologico delle sorgenti di rilascio di radionuclidi e dell'ambiente è finalizzato a dimostrare il rispetto e la conformità ai criteri di sicurezza formulati dalle autorità ovvero l'assenza di rilevanza radiologica oppure la minimizzazione dei rischi in termini di principio ALARA.

Le considerazioni che seguono, finalizzate al *monitoraggio ambientale dei depositi di rifiuti radioattivi*, analizzano e riprendono quando proposto dagli standards di sicurezza dell'IAEA.

In presenza di contaminazione ambientale con radionuclidi a lunga vita il criterio formulato dall'IAEA nella guida RS-G-1.8, punto 2.23 pone come *limite di dose effettiva associato ai radionuclidi contaminanti il valore 1 mSv/anno*.

La radioprotezione, in Italia, deve essere assicurata con il rispetto della legislazione vigente ed in particolare il decreto legislativo 17 Marzo 1995 n.ro 230 e sue modifiche ed integrazioni^{37, 38, 39}.

³⁷ D.Lgs 17 marzo 1995, n.ro 230, Attuazione delle direttive Euratom 80/836, 84/467, 84/466, 89/618, 9/64, 92/3 in materia di radiazioni ionizzanti

L'allegato I del D.lgs 230/95, fornisce i seguenti criteri per la non rilevanza radiologica dell'attività:

- a) dose efficace per qualsiasi individuo esposto pari o inferiore a 10 $\mu\text{Sv}/\text{anno}$;
- b) dose collettiva efficace impegnata su base annua: inferiore a 1 $\text{Sv} \cdot \text{persona}/\text{anno}$;

La rilevanza radiologica persiste se l'attività totale per singolo radionuclide è maggiore dell'attività riportata nella tabella I-1 dell'allegato I del D.Lgs 230/95 e se la concentrazione media nella matrice in cui è disperso il radionuclide è uguale o superiore ad 1 Bq/g.

In un processo di monitoraggio ambientale la definizione e la caratterizzazione dei gruppi critici assume una importanza notevole. I criteri e le linee guida per la determinazione sono stati formulati dall'ICRP⁴⁰. L'ICRP con la pubblicazione ICRP 103 ha formulato le raccomandazioni 2007 della Commissione Internazionale per la Protezione Radiologica⁴¹. Nel cap. 2 punto 35 si afferma che solo con l'avvicinarsi a dosi annuali di 100 mSv/anno si giustifica l'adozione di misure protettive, per dosi inferiori (punto 36) è sufficiente il principio della precauzione per tener conto (punto 38) che non è possibile tracciare una distinzione netta tra "sicuro" e "pericoloso". Per i vincoli di dose ed i livelli di riferimento si rimanda alle tabelle 4,6, 7 e 8 della pubblicazione ICRP-103. Nello smaltimento dei rifiuti radioattivi la tab. 8 raccomanda esposizioni inferiori a 0,3 mSv/anno o nel caso di esposizione prolungata 0,1 mSv/anno.

In ogni caso l'implementazione di un sistema di radioprotezione (punto 40) è resa più efficace in presenza di un sistema di monitoraggio ambientale.

2.4 Tecniche di monitoraggio

Il monitoraggio della radioattività nell'ambiente in termini di concentrazione di attività dei radionuclidi richiede necessariamente un laboratorio equipaggiato con attrezzature e personale in grado di eseguire processi di separazione chimica e misure nucleari di:

- a) spettrometria gamma;
- b) ricerca dello Sr-90 e dello Sr-89 con precipitazione di nitrati;
- c) misura dell'attività del trizio (in fase gassosa e in fase liquida) per scintillazione liquida;
- d) separazione chimica di elementi transuranici e spettrometria alfa.

Le attività/operazioni da gestire e realizzare consistono in:

- registrazione, immagazzinamento e preparazione dei campioni con operazioni di evaporazione/essiccamento, macinazione, incenerimento;
- spettrometria gamma con attività di conteggio e di analisi degli spettri;
- spettrometria alfa con preparazione radiochimica del campione, conteggio ed analisi dello spettro;
- laboratorio del trizio con preparazione del campione triziato con arricchimento elettrochimico e conteggio mediante scintillazione liquida;

³⁸ D.Lgs 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

³⁹ D.Lgs 9 Maggio 2001, n. 257, disposizioni integrative e correttive del decreto legislativo 26 Maggio 2000 n. 241, recante attuazione della direttiva 96/29 Euratom in materia di protezione sanitaria della popolazione e dei lavoratori contro i rischi derivanti dalle radiazioni ionizzanti.

⁴⁰ ICRP, Principles of monitoring for the radiation protection of the population, Publication 43, Pergamon Press, Oxford and New York (1985).

⁴¹ ICRP, The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Annals of the ICRP volume 37/2-2, 2008

- laboratorio per la misura dello stronzio con preparazione radiochimica del campione e conteggio beta.

Particolare attenzione deve essere posta negli ambienti di conteggio in modo da avere un fondo ambientale molto basso.

Con riferimento al rapporto tecnico IAEA n.ro 295 relativo alla misura dei radionuclidi negli alimenti e nell'ambiente⁴², si osserva che la strumentazione necessaria per il monitoraggio delle radiazioni si distingue in tre classi generali e cioè *strumentazione per emettitori alfa, beta e gamma*.

Uno spettrometro alfa utilizza rivelatori con barriere superficiali di silicio in una camera a vuoto. La superficie attiva del rivelatore è tra 3 e 5 cm² con un'efficienza di almeno il 25%. In genere si ha un analizzatore multicanale (fino a 4096) con quattro più rivelatori gestiti con un multiplexer. Per il progetto di un laboratorio per misure ambientali si rimanda al capitolo 4 del rapporto tecnico IAEA n.ro 295.

L'IAEA ha formulato delle linee guida⁴³ per la mappatura dei radioelementi nell'ambiente usando la spettrometria gamma. Dalla misura dell'attività specifica in Bq/kg per il K-40, per il Ra-226 o per il Th-232 si valuta la concentrazione nelle rocce o nel suolo ed anche la dose secondo la tabella:

Tabella 6 : Fattori di conversione tra concentrazioni, attività specifica e rateo di dose (IAEA-TechDoc-1363)

Concentrazione in rocce	attività in Bq/kg	radionuclide di riferimento	dose nGy/h
1 %	313	Potassio ⁴⁰ K	13.078
1 ppm	12.35	Uranio ²³⁸ U, ²²⁶ Ra	5.675
1 ppm	4.06	Torio ²³² Th	2.494

I campioni di riferimento da monitorare, oltre all'aria, sono il suolo, i sedimenti, la vegetazione, la superficie dell'acqua, l'acqua sotterranea.

2.5 Monitoraggio ambientale dell'aria

Lo scopo è determinare potenziali contaminazioni radioattive connesse ad effluenti gassosi dovuti al deposito e/o ad altre sorgenti. In accordo con quanto si effettua per esempio ad El Cabril da parte dell'ENRESA, il monitoraggio può essere condotto considerando :

- quattro punti situati sul contorno del sito (punti cardinali);
- un punto situato in prossimità della residenza più vicina al sito nella direzione sottovento più probabile;
- un punto di controllo in una localizzazione remota dal sito.

L'aria è filtrata in modo continuo per preparare dei campioni settimanali su filtro con misura dell'attività beta totale; campioni compositi trimestrali sono sottoposti a spettrometria gamma (ricerca degli emittori gamma) ed anche ad una analisi radiochimica per la determinazione dello stronzio 90.

⁴² IAEA, Measurements of radionuclides in food and the environment, a guidebook, Technical reports series No. 295, Vienna 1989

⁴³ IAEA, Guidelines for radioelement mapping using gamma ray spectrometry data, IAEA-TECDOC-1363, Vienna 2003

Sempre negli stessi punti dei campioni sono raccolti per la misura del trizio (^3H) e del carbonio 14 (^{14}C) su campioni compositi trimestrali.

I campioni sono rispettivamente prodotti per adsorbimento con gel di silice e per gorgogliamento dell'aria in idrossido di bario.

2.6 Monitoraggio ambientale dell'acqua

2.6.1 Acqua sotterranea

Per le acque sotterranee il monitoraggio ha lo scopo di caratterizzare la qualità chimica e radiologica dell'acqua e rilevare potenziali fenomeni di percolamento dal deposito.

Dai pozzi disposti nell'intorno delle aree di smaltimento, con campioni ottenuti su base trimestrale si caratterizza l'attività totale beta, gli emettitori gamma, ^{90}Sr , ^3H , ^{14}C , ^{129}I , ^{99}Tc .

Per aspetti fisico-chimici le misure riguardano: l'acidità attraverso il pH, il potenziale di ossidazione-riduzione (redox) Eh, le concentrazioni di cloro, zinco, fosforo, rame, conducibilità elettrica, domanda chimica di ossigeno.

2.6.2 Acqua superficiale

Il monitoraggio delle acque superficiali è importante in quanto fornisce informazioni sulla presenza di radionuclidi dovuti a scarichi di effluenti liquidi. In genere si considerano tutti i corsi d'acqua superficiali che interagiscono con il sito. Nella direzione della corrente si considera almeno un punto a monte e diversi punti a valle (almeno cinque).

2.7 Vegetazione, derrate alimentari, pesce

I campioni di vegetazione sono raccolti periodicamente e sono relativi alle specie dominanti.

I punti di maggior interesse sono quelli in cui si effettuano le misure in aria. Le analisi riguardano gli emettitori gamma, lo stronzio 90, il trizio e il carbonio 14.

La frequenza di campionamento è, in genere, semestrale o annuale.

Le derrate alimentari riguardano le produzioni agricole locali e la frequenza di campionamento è su base annuale considerando i periodi di massimo accrescimento.

Le medesime considerazioni riguardano i pesci, la selvaggina, gli animali da pascolo ecc. Interessano gli emettitori gamma e lo stronzio 90.

2.8 Suolo e sedimenti

Il monitoraggio del suolo e dei sedimenti è importante sia per rilevare potenziali anomalie di radioattività presenti sul territorio da imputare a processi di trasporto e accumulo, sia per verificare l'assenza di fenomeni di rilascio di radionuclidi dovuti ai depositi.

Il campionamento è in genere annuale e si effettua su un numero di punti (almeno quattro) lungo il confine del sito.

Il monitoraggio ambientale del suolo è una problematica più complessa in quanto coinvolge in modo rilevante l'attività antropica sul territorio.

3. Il campionamento ambientale

Le tecniche di campionamento, o più correttamente la strategia di campionamento riguarda soprattutto *gli aspetti spaziali con riferimento* :

- all'area di interesse dove prelevare i campioni oggetto del processo di misura,
- tipo di campioni,
- frequenza con cui analizzare i campioni.

In particolare oltre alla strategia di campionamento interessa considerare la densità di campionamento nello spazio (numero di campioni per unità di superficie) , la frequenza di campionamento nel tempo (numero di campioni per unità di tempo).

Le incertezze riguardano i valori misurati (errori di misura) le stime e le variazioni spaziali.

Raccomandazioni da seguire nella definizione delle strategie statistiche di campionamento sono date nel report ICRU Report 75 del 2006.

La norma UNI 11279-3⁴⁴ considera i criteri base per la sorveglianza e il monitoraggio di un deposito ingegneristico per manufatti di rifiuti radioattivi di categoria 2.

Si sottolinea che il programma di monitoraggio, in accordo alla norma UNI 11279-6 , punto 4.1 deve evidenziare la presenza o la non misurabilità, al di fuori del sito del deposito , di radioattività attribuibile al deposito. Ha anche lo scopo di controllare l'eventuale presenza di sostanze chimiche pericolose con riferimento alla specifica normativa vigente.

E' importante che i campioni utilizzati nei processi di misura siano rappresentativi dell'area in esame.

Un campione è definito rappresentativo se esso è in grado di fornire le informazioni radiologiche richieste dall'analisi (distribuzioni spaziali della radioattività in termini di concentrazioni dei radionuclidi; ratei di dose alla popolazione, dosi annuali).

I processi di misura devono essere accurati e precisi con riferimento alle condizioni meteorologiche, geografiche, demografiche, antropiche e con riferimento ai diversi comparti ambientali.

Il campionamento ambientale, per quanto riguarda il suolo, è discusso nel documento IAEA-TECDOC-1415⁴⁵ del 2004.

Si tratta di una problematica molto importante in quanto i risultati del processo di misura sono fortemente influenzati dalle modalità di campionamento e di preparazione dei campioni. *Standardizzazione delle metodologie, confronti tra laboratori, analisi critica dei risultati, ripetizione delle analisi su quote indipendenti dei campioni, ricerca e sviluppo per migliorare la sensibilità dei processi di misura oltre che la riproducibilità costituiscono gli elementi di base che consentono un monitoraggio ambientale attendibile ed accurato.*

Definita la matrice da campionare, la strategia di campionamento può essere classificata “*non probabilistica*” o “*probabilistica*”.

La strategia di campionamento è non probabilistica quando la selezione dei punti di campionamento segue da informazioni fisicamente certe circa la presenza di radionuclidi (sorgenti), vie di trasporto (condotti in cui si raccolgono effluenti potenzialmente contaminati); pozzi interconnessi da falde profonde ecc. In ogni caso si ha il problema di definire *il numero dei punti di campionamento nello spazio e il numero dei campioni in ogni punto e la frequenza temporale con cui svolgere il campionamento.*

La *strategia è probabilistica* quando è possibile campionare solo una piccola parte del tutto ed inoltre suddividere il tutto (la popolazione) in parti o elementi tali che ogni elemento abbia un uguale ed indipendente probabilità di essere selezionato nella strategia di campionamento. La

⁴⁴ UNI 11239-3 Deposito Ingegneristico per manufatti di rifiuti radioattivi di Categoria 2, Parte 3: criteri di base per la sorveglianza e monitoraggio, Luglio 2008

⁴⁵ IAEA Soil sampling for environmental contaminants, technical report series 1415, October 2004

definizione univoca e chiara della popolazione di riferimento insieme alla sua estensione è uno degli elementi chiave che qualifica il processo di monitoraggio.

Gli obiettivi di un processo di monitoraggio ambientale su un definito territorio, oltre che avere la semplice funzione di controllo e sorveglianza, si riassumono, in presenza di siti contaminati o potenzialmente contaminabili, nei seguenti:

- verificare se sono presenti dei contaminanti ambientali;
- definire la distribuzione dei contaminanti in termini di tipologia e localizzazione;
- localizzare la presenza sul sito delle macchie calde (hot spots) ovvero zone contenenti rischi inaccettabili per la salute o per l'ambiente;
- stabilire le dimensioni, la forma e le concentrazioni dei contaminanti negli "hot spots"

3.1 Tecniche di campionamento ambientale

Sono considerate quattro tecniche⁴⁶:

- a) campionamento casuale semplice (simple random sampling);
- b) campionamento casuale stratificato (stratified random sampling);
- c) campionamento sistematico casuale (systematic random sampling);
- d) campionamento sistematico su griglia (systematic grid sampling).

A queste tecniche è da aggiungere il campionamento in un punto dello spazio svolto sulla base di giudizi professionali (*Judgmental sampling*) che seguono da informazioni storiche, osservazioni visive, considerazioni professionali sulle vie di trasporto dei contaminanti che portano a dimostrare l'esistenza di punti di accumulo o di rimozione e che quindi il processo di misura porterà a valutare valori diversi dal fondo di riferimento.

Il *campionamento ambientale casuale semplice* è in genere una collezione arbitraria di campioni all'interno di una superficie con definito contorno. I punti dello spazio dove effettuare il campionamento sono scelti indipendentemente dalla scelta degli altri punti con l'ausilio di una tabella di numeri casuali. Tutti i punti della superficie hanno la stessa probabilità di essere scelti (figura 2)

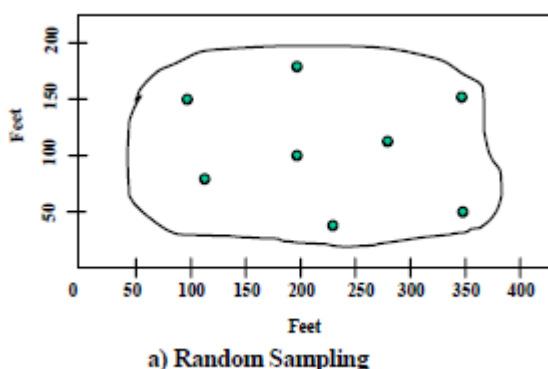


Fig. 2 Campionamento casuale semplice

⁴⁶ M. Scott, P.Dixon, G. Voigt, W.Whicker, Choice and criteria for selection of sampling strategies in environmental radioactivity monitoring, Applied Radiation and Isotopes 66 (2008) 1575-1581

Il *campionamento casuale stratificato* richiede la definizione di un volume o di una superficie (fig.3) all'interno del quale si effettua il campionamento. Si definiscono degli strati sulla base di considerazioni sulle profondità , livelli di contaminazione ecc. Il campionamento effettivo nei diversi sottodomini è effettuato sulla base di una procedura di selezione random con l'ausilio di una tabella di numeri casuali.

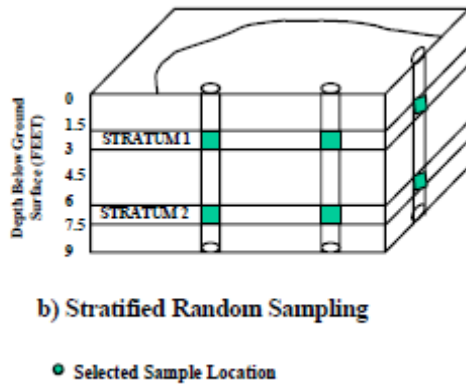
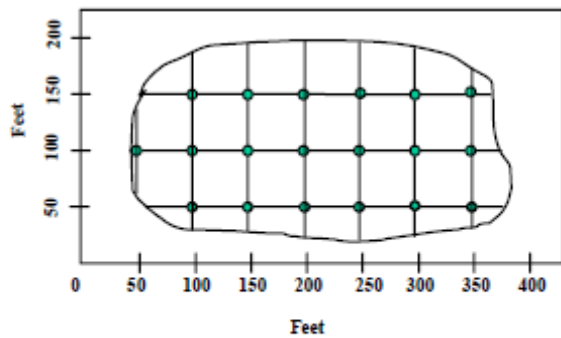
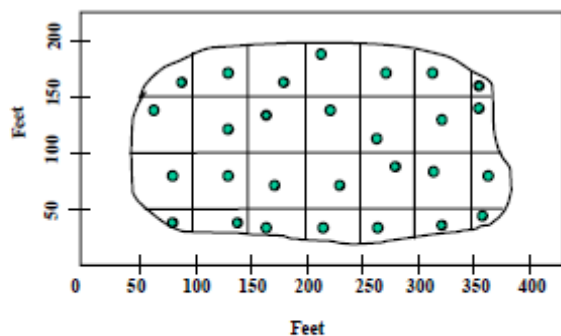


Fig. 3 Campionamento casuale stratificato

Suddividendo la superficie oggetto del campionamento in celle di forma quadrata, triangolare, a spina di pesce, si individua una griglia. Il campionamento può essere effettuato in modo casuale prelevando i campioni dai nodi della griglia (systematic grid sampling) o all'interno della superficie della griglia (Fig. 4)



a. Systematic Grid Sampling



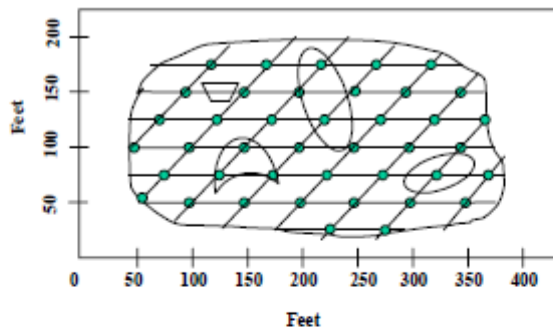
b. Systematic Random Sampling

● Selected Sample Location

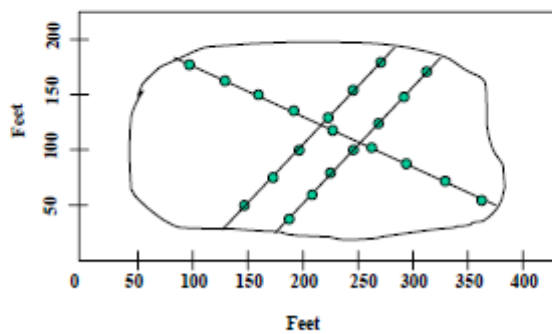
Fig. 4 Campionamento sistematico su griglia

Questi metodi di campionamento possono essere ulteriormente rielaborati per la ricerca di aree contaminate al disopra di un definito livello (hot spots).

Le metodologie che definiscono i criteri di campionamento prendono il nome di “*Search sampling*” e “*Transect sampling*”. Questi metodi sono schematizzati in fig.5.



a. Search Sampling



b. Transect Sampling

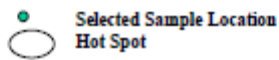


Fig. 5 Search Sampling e Transect Sampling.

La metodologia di campionamento, quando applicata al suolo, può avere diversi obiettivi quali:

- a) definire l'esistenza o meno di una minaccia di contaminazione (rischio),
- b) identificare la causa della contaminazione ,
- c) caratterizzare l'estensione di una regione contaminata,
- d) valutare i potenziali trattamenti di bonifica e/o smaltimento;
- e) confermare o meno un processo di bonifica (clean-up).

In relazione all'obiettivo una rappresentazione qualitativa della bontà dei diversi metodi è riportata in tabella in accordo al documento IAEA-TECDOC-1415⁴⁷ relativo al campionamento dei suoli in presenza di contaminanti ambientali.

⁴⁷ IAEA, Soil Sampling for environmental contaminants, IAEA-TECDOC-1415, October 2004.

Tabella 7: Criteri e metodi per la scelta del campionamento ambientale

Obiettivo	giudizio esperti	Casuale semplice	Casuale stratificato	Campionamento sistematico su griglia	Campionamento sistematico casuale	“Search Sampling”	Transect
definire l’esistenza o meno di una minaccia di contaminazione (rischio)	1	4	3	2	3	3	2
identificare la causa della contaminazione	1	4	2	2	3	2	3
caratterizzare l’estensione di una regione contaminata	4	3	3	1	1	1	1
valutare i potenziali trattamenti di bonifica e/o smaltimento	3	3	1	2	2	4	2
confermare o meno un processo di bonifica (clean-up).	4	1	3	1	1	1	1

dove:

- 1 approccio preferenziale
- 2 approccio accettabile
- 3 approccio moderatamente accettabile
- 4 approccio meno accettabile

Nell’impiego di queste tecniche si hanno problemi non semplici da risolvere che riguardano l’adeguatezza della strategia di campionamento e la rappresentatività dei campioni utilizzati.

Per esempio nel caso di grandi superfici influenzate dalla presenza di un deposito di rifiuti radioattivi, il trascurare parti dell'area interessata può portare ad una analisi distorta e quindi a risultati non rappresentativi.

L'ottimizzazione del processo di campionamento dal punto di vista dello spazio richiede di soddisfare le seguenti condizioni:

- a) l'area di investigare deve essere ripartita in sub aree regolari (strati);
- b) ciascuna sub-area deve comportare un solo punto di campionamento;
- c) la distribuzione deve essere sistematica
- d) i punti campionati non devono essere allineati.

Si utilizzano gli strumenti tipici della geostatistica. In accordo a Desnoyers et al.⁴⁸ le metodologie geostatistiche consentono di :

- ottimizzare la strategia di campionamento;
- ottenere delle mappe affidabili delle aree contaminate;
- stimare con buona accuratezza, nel caso di bonifica, i volumi dei rifiuti prodotti.

Le grandezze di interesse, in ogni punto, vengono descritte come funzioni aleatorie FA aventi un valore medio, una variabilità spaziale, una covarianza. Rispetto ad una origine si rappresentano le variazioni costruendo i cosiddetti variogrammi.

Il numero dei punti di campionamento N da associare ad una superficie A e selezionati in modo tale da realizzare una probabilità di 0.95 nell'individuare la presenza di una macchia calda di superficie a all'interno di una cella della griglia di campionamento è data dalla relazione⁴⁹:

$$N = k \frac{A}{a}$$

dove k è un coefficiente che dipende dalla forma della macchia calda. sono consigliati i valori di $k=1.08$ per gli "hot spots" di forma circolare, 1.25 per le aree a forma di pennacchio, 1.80 per le macchie ellittiche con rapporto di aspetto 4:1 orientate in modo orizzontale o verticale rispetto alle direzioni della griglia. Il numero dei campioni cresce con il crescere del rapporto A/a e fissato N segue il lato nominale della griglia quadrata di riferimento:

$$d = \sqrt{\frac{A}{N}}$$

Per caratterizzare *la variabilità spaziale* delle grandezze misurate ogni punto della superficie è georiferito e quindi caratterizzato da una coppia (superficie) o terna di coordinate (spazio).

A questi punti è associata una variabile detta regionalizzata Z funzione dello spazio x .

Tra un punto e l'altro si considera una distanza h . Su N campioni considerati in ogni punto, si definisce:

⁴⁸ Y. Desnoyers et al. , Geostatistics for Radiological evaluation and risk analysis of contaminated premises, DD&R 2010, Idaho Falls, ID, August 29-September 2, 2010.

⁴⁹ Centre for Research into the build Environment, Sampling Strategies for contaminated land, CLR Report n. 4 , 1994, The Nottingham Trent University

la covarianza empirica:

$$S_{x,x+h} = \frac{\sum_1^N Z(x_i)Z(x_i+h)}{N} - \frac{1}{N} \left(\frac{\sum_1^N Z(x_i) \sum_{i=1}^N Z(x_{i+h})}{N} \right)$$

il coefficiente di correlazione empirico

$$\rho_{x,x+h} = \frac{S_{x,x+h}}{S_x S_{x+h}}$$

dove S_x ed S_{x+h} sono **le deviazioni standard empiriche** per il primo e secondo punto definite dalle:

$$S_x^2 = \frac{\sum_1^N Z^2(x_i)}{N} - \frac{\sum_1^N Z(x_i) (\sum_1^N Z(x_i))}{N^2}$$
$$S_{x+h}^2 = \frac{\sum_1^N Z^2(x_{i+h})}{N} - \frac{\sum_1^N Z(x_{i+h}) (\sum_1^N Z(x_{i+h}))}{N^2}$$

In modo più intuitivo la variabilità spaziale può essere rappresentata considerando le differenze:

$$\varepsilon(x_i, x_{i+h}) = Z(x_{i+h}) - Z(x_i)$$

per $i=1, N$

La variabile $Z(x)$ è, in genere, una funzione aleatoria caratterizzata da una funzione di distribuzione di probabilità da determinare sulla base dei processi di campionamento, di considerazioni inferenza statistica e di modelli di riferimento.

In ogni punto dello spazio si definisce , considerando N campioni, :

il valore aspettato E o momento primo o media:

$$E[Z(x)] = m(x)$$

il momento secondo o covarianza:

$$Cov(x_1, x_2) = C(x_1, x_2) = E\{[(Z(x_1) - m(x_1))][Z(x_2) - m(x_2)]\} = E[Z(x_1)Z(x_2)] - m(x_1)m(x_2)$$

Definito l'incremento tra due punti dello spazio distanti \mathbf{h} rispetto al punto di appoggio x_0 :

$$\varepsilon = [Z(x_0 + \mathbf{h}) - Z(x_0)]$$

si definisce *variogramma* la semivarianza:

$$\gamma(x_0, \mathbf{h}) = \frac{1}{2} \text{Var}\{[Z(x_0 + \mathbf{h}) - Z(x_0)]\} = \frac{1}{2} E[Z(x) - Z(x+h)]^2$$

3.2 Sistemi di misura

I sistemi di misura dipendono dalla grandezza da misurare, dall'esistenza di standard di misura previsti da norme tecniche riconosciute. Una analisi dettagliata esula dagli scopi di questo studio. Un buon riferimento per la preparazione dei campioni, la scelta della strumentazione, le procedure da seguire è dato dal documento⁵⁰ IAEA technical reports series no. 295.

Considerando il tempo di risposta della catena di misura, i processi di campionamento/misura sono distinti in processi "on line" e processi "off line".

Per sistemi di monitoraggio continui nel tempo tempi di campionamento e di conteggio sono uguali. Si hanno delle risposte dette "in tempo reale" il cui errore statistico cresce con il ridursi del tempo di conteggio. Questi sistemi sono idonei in presenza di elevate concentrazioni di radionuclidi, in presenza di intensi campi di radiazioni.

Per misure ambientali in condizioni di routine normale e basse concentrazioni occorre ricorrere a sistemi off line con campioni preparati ad hoc in modo da aumentare le quantità da misurare. Importanti sono la minima concentrazione rilevabile (MCD Minimum detectable Concentration) e il più basso limite di rilevabilità (LLD Lower Limit of Detection).

Nella spettrometria gamma, in accordo alle indicazioni IAEA technical reports series no. 295, indicando con S_b l'errore standard nel rateo di conteggio netto, ϵ l'efficienza di conteggio per l'energia dei gamma emessi dal radionuclide di interesse, P_γ la probabilità di avere un decadimento gamma, W la massa del campione si hanno le relazioni:

$$MCD = \frac{4.66S_b}{\epsilon P_\gamma W}$$

$$LLD = \frac{4.66S_b}{\epsilon P_\gamma}$$

La validità statistica dei risultati, in termini di attività specifica, è correlata, per ogni radionuclide, al numero dei campioni, al fattore di correlazione dei punti sperimentali che devono seguire una distribuzione gaussiana normale.

Le attività specifiche sono espresse considerando la media geometrica, la deviazione standard geometrica ed infine i valori minimi e massimi. Si considera anche la media aritmetica e la corrispondente deviazione standard.

⁵⁰ IAEA, Measurements of radionuclides in food and the environment, A Guidebook, IAEA, Technical Reports Series No. 295, February 1989

3.3 Osservazioni sui monitoraggi ambientali

Le problematiche di monitoraggio non possono escludere, per l'intrinseca difficoltà a realizzare misure accurate con quantità molto piccole, la caratterizzazione dell'ambiente, dal punto di vista radiologico e fisico – chimico, prima l'impianto nucleare sia in esercizio (caratterizzazione dello stato dell'ambiente) in modo da poter valutare nel modo più corretto ed obiettivo le interazioni tra impianto e sito, tra sito ed impianto e quindi analizzare le variazioni nello spazio e nel tempo.

Più in generale, in accordo con il punto 2.9 della guida di sicurezza IAEA RS-G-1.8, un programma di monitoraggio ambientale, per gli aspetti connessi alla scala spaziale e temporale, deve essere commisurato alle caratteristiche:

- delle potenziali sorgenti di rilascio (tipologia dei radionuclidi e quantità, stato fisico della sorgente),
- dei ratei di rilascio previsti ,
- delle vie di trasporto,
- delle vie di esposizione,
- della potenziale dose agli individui della popolazione.

Il monitoraggio ambientale, in accordo al punto 4.19 della guida RS-G-1.8 e suddiviso in due classi: *monitoraggio ambientale relativo alla sorgente e monitoraggio ambientale relativo alla popolazione.*

La *pianificazione delle operazioni di monitoraggio* e le tecnologie dei processi di misura da utilizzare devono necessariamente partire da criteri generali da specificare e dettagliare considerando:

- le caratteristiche delle potenziali sorgenti di radionuclidi,
- il sito dove sono localizzate le sorgenti
- l'ambiente (atmosfera, geosfera, ambiente antropico) associato al sito.

Naturalmente, il rilascio di radionuclidi comporta l'immissione nell'ambiente di sostanze chimiche trasportate con meccanismi più o meno complessi. Si considera quindi la necessità di un monitoraggio di tipo fisico-chimico finalizzato alla sorveglianza di processi di trasporto fisico-chimico delle diverse specie chimiche in modo da comprendere i processi di interazione sito – ambiente e viceversa ed anche per escludere potenziali impatti di natura chimica .

Il monitoraggio relativo alla sorgente concerne la misura della dose assorbita in aria e la misura delle concentrazioni di attività associate ad una definita sorgente o pratica. Il monitoraggio deve permettere misure comparative in modo da discriminare i contributi delle diverse sorgenti.

Il monitoraggio relativo alla popolazione ha lo scopo principale di valutare la dose alle persone che deriva da tutte le sorgenti che agiscono sul territorio.

3.4 Schema generale di un programma di monitoraggio ambientale

Lo schema generale di un programma di monitoraggio delle radiazioni per la protezione dell'ambiente e della popolazione può essere schematizzato come in fig. 6 per poi specificarlo e dettagliarlo.

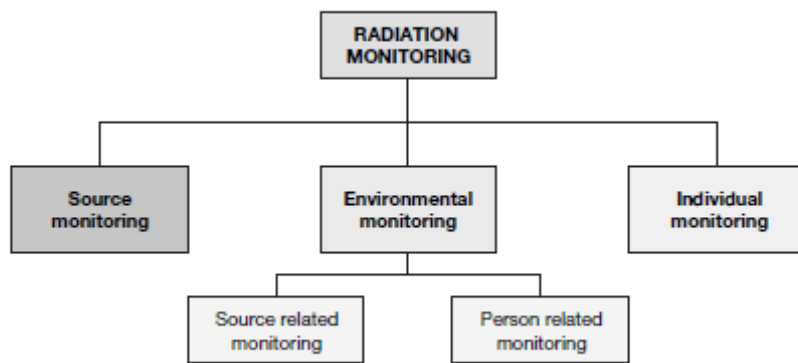


FIG. 2. Types of monitoring for radiation protection of the public.

Fig. 6 Schema generale per i diversi tipi di monitoraggio

Nel progetto di un programma di monitoraggio (punto 4.22 della guida) occorre tener conto:

- dell’inventario di radioattività e della composizione dei radionuclidi alla sorgente;
- delle caratteristiche spazio-temporali del campo di radiazione nell’intorno della sorgente;
- dei rilasci e delle portate di rilascio autorizzate;
- dei possibili contributi di ogni pratica che manipola sorgenti radioattive, di ogni sorgente di radiazioni, di ogni via di rilascio, di ogni via di esposizione, delle caratteristiche ambientali del sito e della popolazione coinvolta (abitudini alimentari, di vita ecc.);
- significatività della dose annuale media al gruppo critico della popolazione e dei livelli di radioattività potenzialmente rilasciabili.

Per quanto concerne il solo monitoraggio ambientale (punti 4.26 – 4.29 della guida RS-G-1.8) questo deve essere condotto sia all’interno che all’esterno del sito e deve permettere di valutare l’esposizione della popolazione alle radiazioni generate dai radionuclidi presenti nell’ambiente.

Quindi il programma deve consentire di misurare il campo di radiazione nello spazio, le concentrazioni di attività dei radionuclidi nello spazio e nel tempo ed in particolare nei campioni rilevanti per l’esposizione umana e quindi in : aria, acqua potabile, prodotti agricoli e derrate alimentari naturali; bio indicatori in grado di concentrare l’attività dei radionuclidi e provvedere a stimare i trend dei livelli di radioattività per bio accumulo.

Il programma di **monitoraggio è sempre sito-dipendente** e deve permettere di valutare le variazioni che potenzialmente si manifestano su periodi lunghi in termini di concentrazioni di attività o di dose. Inoltre il monitoraggio ambientale deve poter verificare i risultati che seguono dal monitoraggio alla sorgente e dai modelli di trasferimento dei radionuclidi nell’ambiente. Naturalmente la valutazione delle variazioni è possibile solo se è stato valutato lo stato dell’ambiente (il fondo) in fase preoperazionale.

L’attività di ricerca svolta nell’ambito della linea progettuale LP4-B5 dell’accordo di programma ENEA- MSE , Tema 5.2.5.8 – “Nuovo Nucleare da Fissione” ha prodotto il documento “Analisi critica delle Norme UNI inerenti la caratterizzazione radiologica dei rifiuti”⁵¹ . In questo documento sono richiamata la norma tecnica nazionale UNI 11279-3 che definisce i criteri di base per la

⁵¹ M. Mariani, S. Scaravaggi, M. Zilocchi, F. Giacobbo, Analisi Critica delle Norme Uni inerenti la caratterizzazione radiologica dei rifiuti radioattivi, Report RdS/2010/121

sorveglianza e monitoraggio di un deposito ingegneristico per manufatti di rifiuti di categoria 2 che indica i monitoraggi e la frequenza di campionamento di tabella 8.

Tabella 8 Monitoraggi ambientali secondo UNI 11279-3

Tipo di Rilascio	monitoraggi ambientali	frequenza di campionamento
	irraggiamento esterno	
aeriforme	rateo di dose gamma	continuo
	dose gamma integrata su sei mesi	due volte l'anno
	rateo di dose neutronica (se fisicamente prevedibile)	continuo
	dose integrata su sei mesi da neutroni	due volte all'anno
	radionuclidi in aria, in acqua, suolo	
	aria: raccolta continua su filtri	da settimanale a mensile
	pioggia: raccolta continua	mensile
	deposizione pulviscolo: raccolta continua	mensile
	suolo	annuale
	derrate alimentari /ingestione	
	vegetali a foglia	mensile durante la stagione di crescita
	altri vegetali e frutta	campioni selezionati alla raccolta
	grano	campioni selezionati alla raccolta
	latte	mensile quando le mucche sono al pascolo
	carne	campioni selezionati due volte all'anno
	acqua potabile o da pozzo	due volte all'anno
	indicatori terrestri,	
	erba	mensile quando i bovini sono al pascolo
	licheni, muschi, funghi	campioni selezionati una volta all'anno
liquido	dispersioni in acqua	
	acqua superficiali: campionamento continuo	mensile
	sedimenti	una volta all'anno
	derrate alimentari acquatiche	
	pesce	campioni selezionati, una volta all'anno
	molluschi	campioni selezionati, una volta all'anno
	indicatori acquatici	
	alghe, spugne marine	campioni selezionati, due volte all'anno
	animali bentonici	campioni selezionati, due volte all'anno

3.5 Responsabilità delle attività monitoraggio

Si ha l'esigenza di regolamentare le responsabilità delle attività di monitoraggio e sorveglianza considerando:

- gli operatori e/o esercenti,
- le autorità di regolamentazione (autorità di sicurezza),
- le agenzie (enti di supervisione e controllo).

Per i depositi di rifiuti radioattivi, per gli impianti di smaltimento e sempre ai fini del monitoraggio ambientale non si può prescindere da quanto previsto dai punti 5.11 – 5.14 della guida SSR-5-2011 e nei punti 3.1-3.18 della guida di sicurezza RS-G-1-8.

Si tratta di specifiche indicazioni circa i monitoraggi ambientali e gli studi da affrontare nelle fasi pre-operazionali ed operazionali con riferimento agli operatori, alla autorità di sicurezza, alle agenzie.

Si tratta di monitoraggi finalizzati a caratterizzare lo stato dell'ambiente in termini di livelli di radiazione ambientale e di concentrazioni delle attività (stato zero) rispetto ai quali si valutano gli impatti delle sorgenti ed anche i potenziali livelli di intervento (Operational Intervention Levels OILs) che sono sito dipendenti e che consentono di gestire situazioni di emergenza con impatti e danni ragionevoli ed accettabili.

Il monitoraggio ambientale in fase operativa (punti 5.23 -5.30 della guida SSR-5-2011) si riferisce in prevalenza alla misura dei ratei di dose esterna nell'ambiente e alle misure delle concentrazioni di attività dei radionuclidi in aria, acqua, suolo, sedimenti, vegetazione, fauna e derrate alimentari.

Obiettivi specifici del monitoraggio (punto 5.24 della guida SSR-5-2011) sono:

- a) verificare che i risultati del monitoraggio alla sorgente e dei modelli ambientali siano consistenti e garantiscano che i limiti di esposizione non siano superati ;
- b) verificare che il campo di radiazione ambiente sia conforme con i limiti ambientali autorizzati in termini di qualità dell'ambiente;
- c) fornire informazioni circa le dosi ai membri del gruppo critico che risultano sulla base delle pratiche autorizzate;
- d) rilevare variazioni non previste nelle concentrazioni di attività e stimare le conseguenze a lungo termine;
- e) fornire informazioni al pubblico

Nel caso particolare dei depositi, il monitoraggio ambientale è considerato anche nella fase di deposito chiuso (punti 5.41 -5.63 della guida RS-G-1-8) sia in generale che per i diversi tipi di deposito (near surface and on surface waste disposal facilities; geologica waste disposal facilities).

Si ipotizza che in questa fase i livelli di sorgente sia tali da non comportare significativi rischi in termini di radiotossicità ma che le barriere di confinamento interne al deposito siano degradate.

Il monitoraggio ambientale in queste condizioni avrà il compito specifico di dimostrare (punto 5.45 RS-G-1-8) la conformità ai livelli di riferimento definiti dall'autorità di sicurezza, l'adeguatezza delle ipotesi adottate in sede di valutazione dei livelli di sicurezza, fornire indicazioni sui

malfunzionamenti delle barriere ed anche di eventuali rilasci non previsti ed infine poter assicurare la popolazione circa l'assenza di potenziali pericoli. In questa fase è importante la misura del trizio in termini di acqua triziata e dello stronzio 90 (punto 5.53 della guida RS-G-1.8).

Il monitoraggio ambientale, in accordo al punto 5.79 della guida RS-G-1.8 , ha anche lo scopo di produrre le informazioni necessarie per supportare il processo decisionale per esempio nelle decisioni di "siting", di analisi di sicurezza ecc.

Nel punto 6.27 della guida RS-G-1.8 si sottolinea che in condizioni di esercizio ed anche di esposizioni prolungate si ha la necessità di misurare livelli molto bassi. Importante diviene il concetto di "minima attività rilevabile MAR" . Si tratta di una grandezza che è caratteristica della metodica di misura (preparazione del campione e della catena di misura).

Questa attività deve essere almeno di un ordine di grandezza più piccola della grandezza da misurare oppure di almeno uno o due ordini di grandezza dei livelli di azione per i radionuclidi di interesse.

4. I radionuclidi nei rifiuti radioattivi

I rifiuti radioattivi considerati ai fini dello smaltimento sono quelli che provengono dalle attività connesse all'impiego dei reattori nucleari di potenza e di ricerca, allo smantellamento di impianti nucleari, alla dismissione di sorgenti radioattive, alle attività legate alla fabbricazione e riprocessamento dei combustibili nucleari e all'impiego di radioisotopi per applicazioni mediche ed industriali. Naturalmente processi di contaminazione e decontaminazione radioattiva producono rifiuti radioattivi.

I radionuclidi di riferimento, in generale, sono :

- a) prodotti da attivazione neutronica ;
- b) prodotti di fissione;
- c) radionuclidi di origine naturale capostipiti di una catena di decadimento (Uranio, torio)
- d) Transuranici

Il tempo di dimezzamento dei radionuclidi, il tipo di decadimento insieme alla probabilità di accadimento, l'emissioni γ , β , α ecc. possono essere ben studiate con l'ausilio del codice NuDat2⁵² sviluppato dal National Nuclear Data Center (NNDC) del Brookhaven National Laboratory (USA). Le informazioni associate ai singoli radionuclidi, e presenti nei database, sono importanti ai fini dello studio del campo delle radiazioni ionizzanti generate e nella valutazione della dose.

Le matrici che caratterizzano i rifiuti derivano da :

- a) materiali attivati nei reattori, negli acceleratori di particelle, nelle sorgenti neutroniche;
- b) materiali contaminati da prodotti di corrosione ed erosione radioattivi, da prodotti di fissione;
- c) materiali contaminati da emettitori alfa e transuranici
- d) combustibili nucleari irraggiati;
- e) rifiuti la cui origine è connessa ad attività di riprocessamento di combustibili nucleari

L'origine del rifiuto insieme alla sua storia è particolarmente importante per caratterizzare i termini di sorgente ed anche la potenziale mobilità dei radionuclidi.

Un aspetto da considerare riguarda la minima attività di un radionuclide presente in un rifiuto il cui rilascio nell'ambiente è radiologicamente significativo per l'ambiente e la popolazione. Si tratta di una grandezza strettamente legata alla *radiotossicità* del radionuclide.

I radionuclidi presenti in un rifiuto sono quindi da caratterizzare innanzitutto in termini di:

- radioisotopo (numero atomico o simbolo chimico e numero di massa) ,
- vita media (half life in anni y),
- modo di decadimento ;
- energia della particella liberata;
- emissione gamma e suoi livelli energetici;
- intensità di dose.

Questi dati sono disponibili nel database NuDat2 e vanno completati, con riferimento ad uno specifico rifiuto, con l'attività (espressa in disintegrazioni al secondo o meglio in Becquerel/s Bq/s) e con l'attività specifica (ovvero riferita all'unità di massa del rifiuto) .

⁵² NuDat2 Database, <http://www.nndc.bnl.gov/nudat2/>

Si ricorda che i radionuclidi presenti in un ambiente⁵³ sono distinti in **cosmogenici** qualora la loro origine sia dovuta alla radiazione cosmica; **primordiali** ovvero generati dalle catene di decadimento naturali del torio e dell'uranio (serie del torio Th-232, uranio U-238, attinio U-235 e nettunio Np-237); e **antropogenici** ovvero introdotti nell'ambiente dalle attività dell'uomo connesse con lo sviluppo delle tecnologie nucleari.

Il monitoraggio ambientale associato ai depositi di rifiuti radioattivi deve poter discriminare i diversi contributi nello studio dei rischi di origine radiologica.

I radionuclidi antropogenici più frequenti sono riportati in tabella 9.

materiali	radionuclidi
componenti di natura metallica	⁵⁵ Fe, ⁶⁰ Co, ⁵⁹ Ni, ³⁹ Ar, ⁹⁴ Nb
calcestruzzi strutturali	³ H, ¹⁴ C, ⁴¹ Ca, ⁵⁵ Fe, ⁶⁰ Co, ¹⁵² Eu, ¹⁵⁴ Eu
grafiti nucleari	³ H, ¹⁴ C, ¹⁵² Eu, ¹⁵⁴ Eu
waste da ritrattamento	²⁴¹ Am, ²³⁹ Pu, ²⁴⁰ Pu, ²⁴⁴ Cm
waste da combustibili irraggiati	²³⁴ U, ²³⁵ U, ²³⁸ U, ²³⁷ Np, ²³⁸ Pu, ²³⁹ Pu, ²⁴⁰ Pu, ²⁴² Cm, ²⁴⁴ Cm, ²³² Th, ²³³ U

Tabella 9: Radionuclidi di interesse e loro potenziale origine

In tabella 10a, 10b si riportano, per completezza ed informazione i radionuclidi di origine cosmogenica osservati nell'acqua piovana e nelle meteoriti.

Nuclide	Vita media (y)	Tipo di decadimento	energia della particella (MeV)a	Velocità di produzione in atmosfera (atomi s ⁻¹ m ⁻²)
3H	12.32	β	0.0186	2500
10Be	1.52*10 ⁶	β	0.555	300
14C	5715	β	0.1565	17000–25000
22Na	2.605	β+	0.545	0.5
26Al	7.1*10 ⁵	β+	1.16	1.2
32Si	160	β	0.213	1.6
35S	0.239	β	0.167	14
36Cl	3.01*10 ⁵	β	0.709	60
39Ar	268	β	0.545	56
53Mn	3.7*10 ⁶	EC	(0.596)	
81Kr	2.2*10 ⁵	EC	(0.28)	

nota: Valori fra parentesi dopo EC si riferiscono genericamente all'energia di decadimento

⁵³ Gregory Choppin, Jan-Olov Liljenzin, Jan Rydberg, RADIOCHEMISTRY and NUCLEAR CHEMISTRY, 3rd Edition, 2002, Butterworth, Heinemann

Tab. 10a Radionuclidi cosmogenici a vita lunga presenti in meteoriti ed acqua piovana, Fonte: Gregory Choppin, Jan-Olov Liljenzin, Jan Rydberg, RADIOCHEMISTRY and NUCLEAR CHEMISTRY, 3rd Edition, 2002, Butterworth, Heinemann

Nuclide	Vita media (y)	Tipo di decadimento	energia della particella (MeV) ^a	Velocità di produzione in atmosfera (atomi s ⁻¹ m ⁻²)
7Be	53.28 d	EC	(0.862)	81
24Na	14.96 h	β ⁻	1.389	
28Mg	21.0 h	β ⁻	0.459	
32P	14.28 d	β ⁻	1.710	
33P	25.3 d	β ⁻	0.249	
39Cl	0.927 h	β ⁻	1.91	16

nota: Valori fra parentesi dopo EC si riferiscono genericamente all'energia di decadimento

Tab. 10b Radionuclidi cosmogenici a vita corta riscontrati nell'acqua piovana, Fonte: Gregory Choppin, Jan-Olov Liljenzin, Jan Rydberg, RADIOCHEMISTRY and NUCLEAR CHEMISTRY, 3rd Edition, 2002, Butterworth, Heinemann

In tabella 11 si riportano i radionuclidi detti primordiali

Nuclide	Vita media (y)	Tipo di decadimento	energia della particella (MeV) ^a	Abbondanza isotopica (%)
40K	1.26*10 ⁹	β ⁻ , EC	1.31	0.0117
50V	>1.4*10 ¹⁷	β ⁻ , EC	(0.601)	0.250
87Rb	4.88*10 ¹⁰	β ⁻	0.273	27.83
115In	4.4*10 ¹⁴	β ⁻	1.0	95.72
123Te	1.3*10 ¹³	EC	0.052	0.905
138La	1.06*10 ¹¹	β ⁻ , EC	0.092	
144Nd	2.1*10 ¹⁵	α	23.80	
147Sm	1.06*10 ¹¹	α	2.23	15.0
148Sm	7*10 ¹⁵	α	1.96	11.3
176Lu	3.8*10 ¹⁰	β ⁻	(1.188)	2.59
174Hf	2*10 ¹⁵	α	0.162	
187Re	4.2*10 ¹⁰	β ⁻	0.0025	62.60
190Pt	6.5*10 ¹¹	α	0.012	

nota: Valori fra parentesi si riferiscono genericamente all'energia di decadimento; EC=cattura elettronica

Tab.11 Radionuclidi primordiali leggeri (Z < 82), Fonte: Gregory Choppin, Jan-Olov Liljenzin, Jan Rydberg, RADIOCHEMISTRY and NUCLEAR CHEMISTRY, 3rd Edition, 2002, Butterworth, Heinemann

Per alcuni radionuclidi di tab. 9, con l'ausilio del codice NUDAT-2, sono stati considerati i diversi modi di trasmutazione e le emissioni gamma osservate sperimentalmente. Informazioni sui gamma e sulle dosi associate all'unità di attività sono riportate nell'allegato A-4.

Nel contesto del sistema Italia è naturalmente importante tener presente le caratteristiche dei rifiuti radioattivi già prodotti e da smaltire e/o gestire. Si tratta dei rifiuti radioattivi presenti nell'inventario nazionale dei rifiuti gestito da ISPRA ed i rifiuti che si produrranno dalle attività di decommissioning delle centrali, dalle attività biomediche, dalle attività di ricerca ecc.

Bove et al.⁵⁴ hanno presentato una revisione critica dell'inventario nazionale dei rifiuti radioattivi ai fini dello smaltimento insieme ad una relativamente ampia raccolta di schede rifiuto relative ai depositi di stoccaggio presenti in Italia. Si tratta in prevalenza di rifiuti condizionati di seconda categoria. Essi sono in fusti di acciaio al carbonio. Si hanno ben cinque tipologie di fusti (da 220 litri a 1000 litri). Alcuni rifiuti sono contenuti in contenitori definiti di categoria A o B o C con volume compreso tra 1,8 e 8,2 m³.

Questa varietà di contenitori presente nell'inventario, lo stato dei fusti, il grado di completezza dei dati riportati nelle schede (che risultano alquanto carenti per i radionuclidi presenti e talvolta per l'attività) porta a prevedere una importante e necessaria attività di caratterizzazione e ricondizionamento.

Emerge chiaramente l'esigenza di innescare una attività di caratterizzazione dei rifiuti in termini di attività riferite ai singoli radionuclidi ed anche di ricondizionamento degli stessi. si tratta di una attività di monitoraggio alla sorgente.

Dal punto di vista dell'inventario della radioattività contenuta nei rifiuti da trattare e/o smaltire risulta molto utile e sintetico discriminare i radionuclidi nelle due classi:

- emettitori β - γ
- emettitori α

Per ognuna di queste due classi è importante considerare *l'attività totale , il volume e la massa associata alla sorgente.*

Ad integrazione di queste informazioni ed ai fini dello studio della integrità delle barriere oltre che della mobilità è utile considerare in dettaglio i diversi radionuclidi appartenenti agli emettitori β - γ ed α valutando l'attività associata ad ognuno di essi.

In questa logica, in termini di linee guida, si ravvisa la necessità di definire una attività minima al disotto della quale si possa considerare trascurabile la rilevanza radiologica della presenza di quel radionuclide ai fini della mobilità.

Si osserva anche che , ai fini dell'analisi del rischio per la salute, i diversi radionuclidi sono caratterizzati con un coefficienti di rischio radiologico dall'attività introdotta nell'uomo per inalazione ed ingestione. Un interessante documento utilizzato a supporto dell'analisi del rischio per

⁵⁴ R. Bove, M.Capone,N. Cherubini, A. Compagno, A. Dotaro, A. Marlia, A. Massi, Revisione critica dell'inventario nazionale dei rifiuti radioattivi ai fini dello smaltimento, Report RSE/2009/146

la salute è stato preparato dall'Argonne National Laboratory⁵⁵ per conto del U.S. Department of energy (DOE).

Ai fini del monitoraggio è importante acquisire le informazioni sulla energia delle radiazioni emesse, in particolare dei gamma. Naturalmente per i rifiuti condizionati e trasformati in manufatti è utile, ai fini radioprotezionistici e con riferimento ai processi di movimentazione, valutare l'intensità di dose in $\mu\text{Sv/h}$ a contatto e ad un metro di distanza.

Il monitoraggio della composizione isotopica dei radionuclidi è uno degli strumenti, insieme allo loro storia, che porta ad identificare l'origine del radionuclide. Questo tipo di monitoraggio è tipico del monitoraggio alla sorgente.

Ai fini del monitoraggio la presenza di un radionuclide comporta la presenza di nuclidi figli e lo studio fisico-chimico di quest'ultimi portata ad identificare la presenza o meno di un equilibrio secolare e quindi la presenza di processi di rilascio e/o trasporto che rompono l'equilibrio secolare.

Più in generale si osserva che i "Radioactive Waste Safety Standards" (RADWASS) dell'IAEA⁵⁶ forniscono, insieme ad altri standards⁵⁷ e alle guide di sicurezza⁵⁸ i riferimenti di base per la definizione dei problemi di monitoraggio alla sorgente e ambientale dei radionuclidi.

5. I depositi di rifiuti radioattivi e il loro monitoraggio

L'analisi deve necessariamente partire da una discussione semplificata della tipologia dei depositi e dei manufatti in essi contenuti e naturalmente deve tener conto dell'attività pregressa svolta. La base di riferimento è sempre l'insieme degli standards emanati dall'IAEA.

I sistemi di smaltimento dei rifiuti radioattivi, in termini di specifiche (requirements), sono stati discussi, come già detto in un recente standard IAEA⁵⁹ (aprile 2011) denominato "Disposal of Radioactive Waste, Specific Safety Requirements". E' considerata la differenza concettuale tra "disposal" o smaltimento e "storage" o stoccaggio del rifiuto. Quest'ultimo concetto presuppone l'intenzione del recupero.

Il deposito con funzione di smaltimento (disposal facility) non prevede il recupero dei rifiuti mentre lo stoccaggio (storage facility) implica una progettazione che preveda il recupero o più in generale azioni di futuri condizionamenti o di rigenerazione delle barriere di confinamento (imballaggio, packaging). Considerando che i rischi si riducono con il tempo, la recuperabilità potrebbe essere una opzione da tener conto in sede di progetto sino alla fase di controllo istituzionale in presenza di anomalie significative.

In questo standard sono ben chiarite (punto 1.10) le funzioni specifiche che deve svolgere un deposito con smaltimento e cioè:

- a) contenere i rifiuti;

⁵⁵ R. Douglas, A. Taboas, Radiological and Chemical Fact Sheets to support health risk analyses for contaminated areas, ANL, March 2007.

⁵⁶ IAEA, Safety Assessment for Near Surface Disposal of Radioactive Waste Safety Guide, Series No. WS-G-1.1, September 23, 1999.

⁵⁷ IAEA, The Management System for the Disposal of Radioactive Waste Safety Guide, Series No. GS-G-3.4, July 01, 2008.

⁵⁸ IAEA, Near Surface Disposal of Radioactive Waste, Draft Safety Guide DS 356, 22-8-2008

⁵⁹ IAEA, Disposal of Radioactive Waste Safety Requirements, Series No. SSR-5 May 05, 2011.

- b) isolare i rifiuti dalla biosfera accessibile e ridurre sostanzialmente la probabilità di una involontaria intrusione da parte dell'uomo nei rifiuti;
- c) inibire, ridurre e ritardare la migrazione dei radionuclidi, in qualsiasi momento, dai rifiuti alla biosfera accessibile;
- d) assicurare che la quantità dei radionuclidi che raggiunge la biosfera accessibile dovuta alla migrazione dei radionuclidi dal deposito siano tali che tutte le possibili conseguenze radiologiche siano accettabilmente basse in qualsiasi momento.

In un deposito di rifiuti radioattivi, le problematiche più rilevanti riguardano:

- la dimostrazione e verifica dell'integrità delle barriere (sia naturali che artificiali) di confinamento dei radionuclidi;
- la sicurezza meccanica e radiologica nella movimentazione dei rifiuti;
- la conoscenza delle vie di trasporto dei radionuclidi nella geosfera attraverso il suolo ed attraverso acque del sottosuolo;
- lo studio della produzione di effluenti gassosi contaminati nel corso delle attività di esercizio del deposito;
- la valutazione della produzione di effluenti liquidi contaminati;
- la minimizzazione della interazione tra le acque meteoriche e le barriere del deposito;
- eventuali attività in situ di condizionamento dei rifiuti;

Il monitoraggio ambientale dei depositi di rifiuti radioattivi si interseca con le problematiche del monitoraggio delle sorgenti di rilascio dei radionuclidi nell'ambiente, con le problematiche di caratterizzazione dei rifiuti radioattivi e con le problematiche di radioprotezione della popolazione e dell'ambiente.

Nell'implementare potenziali linee guida per i depositi di rifiuti radioattivi di seconda categoria occorre tener presente quanto previsto dal punto 2.6 della guida IAEA RS-G-1.8.

In particolare il programma di monitoraggio deve verificare la capacità di contenimento fisico-chimico del sistema di smaltimento durante l'esercizio e se necessario dopo la chiusura. Un altro requisito è il monitoraggio dei rilasci e dell'esposizione esterna della popolazione oltre che gli impatti sull'ambiente delle operazioni durante l'esercizio.

Non trascurabili sono gli aspetti connessi alle responsabilità delle attività di monitoraggio ambientale. Nelle seguenti tabelle sono ripresi gli elementi chiave che guidano le attività di monitoraggio e le responsabilità delle azioni.

Tipo di esposizione alle radiazioni ionizzanti	Tipo di sorgente	monitoraggio della sorgente	monitoraggio dell'ambiente	monitoraggio dell'individuo	valutazione della dose
Pratica	esente o autorizzata	non necessario			
	sorgente registrata	necessario			
	sorgente con licenza di esercizio	necessario	necessario	non necessario	necessario
	sorgenti multiple	necessario	necessario	non necessario	a seconda dei casi
	situazione di	necessario	necessario	a seconda dei	

Intervento	emergenza			casi	
	esposizione continua (prolungata)	a seconda dei casi	necessario	non necessario	a seconda dei casi

Tabella 12: Tipi di monitoraggio e correlazioni con il tipo di sorgente

Tipo di esposizione alle radiazioni ionizzanti	Tipo di sorgente	Responsabilità dei monitoraggi		
		esercente	esercente ed autorità di sicurezza	autorità di sicurezza ed agenzie di sorveglianza
Pratica	esente o autorizzata	Monitoraggi non richiesti		
	sorgente registrata	monitoraggio alla sorgente		
	sorgente con licenza di esercizio		monitoraggio alla sorgente ed ambientale; valutazione della dose	Misure di controllo e verifiche nella valutazione delle dosi a seconda dei casi
	sorgenti multiple	monitoraggio alla sorgente	monitoraggio alla sorgente ed ambientale;	monitoraggio ambientale e valutazione delle dosi
Intervento	situazione di emergenza	monitoraggio alla sorgente	monitoraggio alla sorgente monitoraggio ambientale nel campo vicino monitoraggio individuale dei lavoratori	monitoraggi ambientali nel campo vicino e su grande scala; monitoraggio individuale per la popolazione a seconda dei casi
	esposizione continua (prolungata)	monitoraggio alla sorgente monitoraggio ambientale locale		monitoraggi ambientali nel campo vicino e su grande scala; valutazione della dose a seconda dei casi

Tabella 13: Responsabilità nei monitoraggi

Nello standard IAEA SSR-5-Maggio 2011, nel punto 1.14 sono considerati i diversi tipi di sistemi di smaltimento che sono correlati ai diversi tipi di rifiuto radioattivo da smaltire.

La classificazione dei rifiuti radioattivi, in ambito IAEA è discussa nella recente guida (2009) di sicurezza GSG-1⁶⁰.

⁶⁰ IAEA, Classification of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards Series No. GSG-1, IAEA, Vienna 2009

Nel punto 2.2 di questa guida sono considerate sei distinte classi di rifiuti. Questi sono riassunti in tabella .

classe rifiuto	caratterizzazione	Denominazione
Rifiuto esente o rilasciabile EW Exempt Waste	Si tratta di rifiuti che soddisfano i criteri autorizzativi per il rilascio incondizionato come rifiuto non radioattivo. In ambito IAEA soddisfa i criteri della guida RS-G-1.7 ⁶¹	EW
Rifiuto con molto bassa vita media VLSW =Very Short Lived Waste	Si tratta di rifiuti contenenti radionuclidi con vita media molto bassa che decadono in un periodo di tempo limitato , sino a pochi anni. Provengono da attività di ricerca o da applicazioni mediche.	VLSW
Very low level waste (VLLW):	Rifiuti che non soddisfano il criterio dell'esenzione ma che non necessitano di elevati livelli di contenimento ed isolamento. Sono idonei per essere smaltiti in discariche superficiali o sub superficiali. Si tratta di suoli o macerie contaminate con basse attività e presenza di trascurabili quantità di radioisotopi a lunga vita.	VLLW
Low Level Waste (LLW)	Rifiuti che con soddisfano il criterio del rilascio incondizionato, con quantità limitate di radioisotopi a lunga vita . Richiedono un robusto isolamento e contenimento sino poche centinaia di anni (circa 300 anni). sono smaltibili in impianti di tipo superficiale o sub superficiale con idonee barriere ingegneristiche per il confinamento.	LLW
Intermediate level waste (ILW)	Rifiuti che contengono non trascurabili quantità di radionuclidi a lunga vita media e necessitano di un livello di contenimento ed isolamento che non può essere assicurato da un deposito superficiale o subsuperficiale. Sono presenti in questo tipo di rifiuti degli emettitori alfa. Lo smaltimento può essere realizzato solo a profondità comprese tra alcune decine di metri sino a poche centinaia di metri.	ILW
High Level Waste (HLW)	Rifiuti caratterizzati da elevate concentrazioni di attività con non trascurabile generazione di potenza termica e presenza di radionuclidi a lunga vita media. Lo smaltimento può essere ipotizzato solo a grandi profondità rispetto alla superficie terrestre (parecchio centinaia di metri) in formazioni geologiche stabili.	HLW

Tabella 14: Classificazione dei rifiuti radioattivi secondo l'IAEA

Per l'assenza di criteri quantitativi questa classificazione può essere poco efficace e quindi deve essere ulteriormente specificata con criteri quantitativi come fatto per esempio nella guida tecnica 26 dell'ENEA-DISP.

Sono considerate sei tipologie di depositi/discariche:

- a) smaltimento in discarica speciale (specific landfill disposal)
- b) smaltimento superficiale o sub superficiale (near surface disposal)
- c) smaltimento di rifiuti radioattivi di livello intermedio (disposal of intermediate level waste)
- d) smaltimento in depositi geologici (geological disposal)
- e) smaltimento in pozzi (borehole disposal)

⁶¹ IAEA, Application of the concepts of Exclusion, Exemption, and clearance, IAEA Safety Standards Series No. RS-G.1.7, IAEA, Vienna 2004

- f) smaltimento di code da miniera e rifiuti da processi tecnologici di minerali (disposal of mining and mineral processing waste).

Le discariche di tipo f riguardano i rifiuti che contengono solo radionuclidi di origine naturale ovvero materiali denominati NORM: Naturally Occurring Radioactive Materials , e TENORM: Technologically Enhanced Naurally –Occurring Radioactive Materials.

La pericolosità dei rifiuti radioattivi si riduce con il tempo, grazie ai processi di decadimento, quindi per qualsiasi sistema di smaltimento non è previsto il “contenimento e l’isolamento completo” , ma solo per il periodo di tempo per il quale la pericolosità di natura radiologica si ritiene inaccettabile.

Sulla base della tipologia dei rifiuti da smaltire, quindi sulla base della tipologia del deposito possono essere specificati e perfezionati i tecnologie di monitoraggio ambientale fatto salvo il principio che il monitoraggio ambientale ha lo scopo di valutare l’impatto ambientale del deposito in termini di variazione dei rischi di origine radiologica per la popolazione e l’ambiente oltre che di prevenire rilasci incontrollati di radioattività nell’ambiente.

Le interazioni tra i depositi e/o le attività svolte nei depositi con l’ambiente naturale ed antropico seguono da una analisi dei sistemi e delle barriere di confinamento dei radionuclidi. Ciò permette di definire i potenziali rilasci ed anche di caratterizzare l’efficacia delle barriere ingegneristiche nell’impedire o limitare il trasporto dei radionuclidi dall’interno del deposito all’esterno e viceversa. Lo studio delle interazioni deve riguardare il *ciclo di vita del deposito* nelle sue fasi di:

- selezione del sito e sua valutazione;
- progetto dell’impianto e sua costruzione
- esercizio e gestione del deposito
- chiusura del deposito.

Dal punto di vista temporale, definito un impianto ed un sito, si considera:

- a) la fase pre-operazionale;
- b) la fase operativa o di esercizio
- c) la fase di post-chiusura del deposito

La fase pre-operazionale (punto 1.22 della guida) include l’intervallo di tempo durante il quale si affrontano le problematiche connesse:

- alla scelta della tipologia del deposito;
- alla valutazione del sito in termini di selezione , verifica e conferma;
- alle valutazioni di sicurezza (safety assessment)
- al progetto esecutivo ;
- alla definizione dei programmi di monitoraggio e di prova;
- alla stesura dei protocolli per la gestione in sicurezza dell’impianto sia nella fase di esercizio che di chiusura;
- all’ottenimento delle autorizzazioni per la costruzione e per l’inizio dell’esercizio.

Con l’avvento della *fase operativa*, ovvero con l’arrivo e la sistemazione dei primi rifiuti , si attivano le operazioni connesse con la gestione vera e propria dei rifiuti. I controlli radiologici nel sito e nell’ambiente assumono un ruolo rilevante.

I programmi di monitoraggio, sorveglianza e di prova costituiscono gli elementi di base per la gestione in sicurezza dell'impianto e possono portare al recupero dei rifiuti se necessario. Questi programmi sono anche utilizzati per decidere la chiusura dell'impianto o di parti dell'impianto.

Nella *fase di post-chiusura* l'impianto opera in un regime di esercizio passivo.

L'attività di monitoraggio è prevalentemente orientata a confermare le aspettative progettuali e nel periodo di controllo istituzionale a prevenire intrusioni nel sito.

La valutazione delle prestazioni del deposito e l'analisi del rischio è stata affrontata da Zio et al. con un approccio di tipo probabilistico⁶².

Un'adeguata selezione di un sito insieme ad un adeguato progetto di deposito non può prescindere da una implementazione critica delle norme e degli standard di sicurezza utilizzati in campo internazionale ed in particolare quelli formulati dall'IAEA che sono da considerare come requisiti minimi. Si tratta di requisiti che devono essere avallati dalle autorità di sicurezza nazionali.

Le potenziali metodologie per il monitoraggio (tecnologia e sensibilità della misura, ambito spazio – temporale del processo di monitoraggio) non possono prescindere dalla fase del ciclo di vita del deposito. La scala temporale di osservazione dei fenomeni e processi dipende dai tempi di decadimento della radioattività e quindi dai radioisotopi presenti nei rifiuti.

In sede di definizione dei criteri di progetto del deposito, il monitoraggio radiologico che permetta di certificare ed avallare le caratteristiche dei rifiuti in ingresso in termini di radionuclidi e di loro mobilità è una esigenza irrinunciabile. Naturalmente questo monitoraggio completa ma non sostituisce quella ambientale che riguarda l'ambiente (atmosfera, geosfera ed ambiente antropico) nell'intorno del sito in un campo vicino (near field) e lontano (far field).

Per i rifiuti di seconda categoria è relativamente lunga: circa 300 anni. Infatti occorre dimostrare la degradazione del rifiuto da radioattivo a rifiuto esente da rischi significativi di natura radiologica. I radionuclidi diffondono all'interno del manufatto con processi di diffusione allo stato solido ed inoltre possono specie gassose la cui mobilità è in generale notevole.

Premessa di base è che *i rifiuti radioattivi devono essere confinati all'interno di una serie di barriere ingegneristiche d'isolamento la cui vita (longevità) deve essere confrontabile con quella necessaria per il decadimento della radioattività del rifiuto ed anche con la vita stessa del rifiuto.* Le barriere di confinamento si possono ipotizzare perse alla fine del controllo istituzionale del deposito.

Ne consegue che solo alcuni tipi di rifiuti possono essere smaltiti in depositi di tipo superficiale e sub superficiale (**near surface disposal facilities**).

Naturalmente occorre avere una particolare attenzione *all'acquisizione, sviluppo e studio di strumenti e procedure di analisi di sicurezza, performance assessment e caratterizzazione di siti candidati per un deposito di rifiuti radioattivi e per analisi di scenario.*

Siti e depositi per lo smaltimento e per lo stoccaggio non possono essere privi da azioni di **sorveglianza e monitoraggio del deposito e dell'ambiente**. Si tratta di due elementi che

⁶² E. Zio, F. Cadini, D. Avram, T. Girotti, Performance Assessment: modellazione dei fenomeni di dispersione di contaminanti attraverso le barriere protettive di un deposito di rifiuti radioattivi e metodologia di analisi probabilistica del rischio associato alla costruzione e operazione del deposito stesso, Report RSE/2009/124

assicurano la corretta gestione dell'impianto e prevengono situazioni di pericolo. Sorveglianza e monitoraggio delle attività del deposito non possono prescindere dalla **caratterizzazione sperimentale delle caratteristiche radiotossicologiche del rifiuto nelle fasi di ricezione e/o condizionamento in situ e fuori situ.**

I manufatti di riferimento seguono da un processo di *gestione dei rifiuti* ovvero di "waste management" che parte dalla produzione del rifiuto, segue con la caratterizzazione, trattamento, condizionamento per arrivare alla fase di stoccaggio temporaneo e/o definitivo. Si tratta di fasi tecnologiche che richiedono il rispetto di definiti ambiti normativi (IAEA, normative internazionali e nazionali) con *attività di monitoraggio, gestione in regime di qualità dei rifiuti, protezione dai rischi di origine radiologica dell'ambiente e della popolazione.*

Occorre caratterizzare e monitorare :

- **i rifiuti,**
- **il deposito,**
- **il sito,**
- **le vie di rilascio e trasporto dei radionuclidi.**

In tabella 15 si riportano alcune grandezze da misurare come monitoraggio alla sorgente, il potenziale sistema di campionamento ed in quali condizioni è realizzato.

grandezze da misurare	campionamento/misura	applicazione
rateo di dose gamma alla sorgente	sistema di misura continuo, catena di misura fissa	esercizio, emergenza
radionuclidi in una corrente di aria rilasciata	sistema di misura continuo; catena di misura della portata e della attività.	esercizio, emergenza
aerosol in una corrente d'aria rilasciata	sistema di misura continuo o campionamento su filtro per la misura dell'attività totale β , α ed eventualmente di specifici radionuclidi	esercizio, emergenza
attività rilasciata in acqua	sistema di misura continuo o campionamento su filtro per la misura dell'attività totale β , α ed eventualmente di specifici radionuclidi	esercizio, emergenza
rateo di dose gamma a livello del suolo	misure in campo con dispositivi fissi i mobili	esercizio, emergenza, esposizione prolungata
attività degli aerosol in aria	campionamento su filtro, analisi di specifici radionuclidi	esercizio, emergenza, esposizione prolungata
radio-iodio in aria	campionamento specifico in relazione alla forma fisico-chimica; analisi specifica del radionuclide	esercizio, emergenza
attività nella pioggia	raccolta, campionamento della pioggia; analisi specifica del radionuclide	esercizio, emergenza

attività depositata	spettrometria gamma in situ	esercizio, emergenza
attività del suolo	spettrometria gamma in situ, analisi specifica dei radionuclidi	esercizio, emergenza, esposizione prolungata
attività nelle derrate alimentari, nei mangimi, nell'acqua, nei sedimenti	campionamento in campo, analisi specifica dei radionuclidi	esercizio, emergenza, esposizione prolungata

Tabella 15: Monitoraggi alla sorgente e condizioni di riferimento

5.1 Caratterizzazione dei rifiuti

E' un'attività che si innesca con il *processo di produzione del rifiuto* e si completa con il processo di condizionamento del rifiuto sino alla produzione del manufatto finale da smaltire nel deposito o da stoccare. I criteri formulati dall'IAEA per la *classificazione* dei rifiuti⁶³ porta ad individuare le seguenti macro categorie:

- rifiuti che contengono una concentrazione di radionuclidi così bassa che possono essere esclusi dai controlli degli enti regolatori grazie al trascurabile rischio radiologico (EW Exempted Waste).
- Rifiuti che contengono una quantità di materiale radioattivo tale da comportare azioni di protezione dei lavoratori e della popolazione per periodi di tempo sia lunghi che corti; si tratta di rifiuti distinti in "Low Level Waste" LLW, "Intermediate Level Waste" ILW. Per tempi di dimezzamento inferiori a 30 anni si considerano i rifiuti "Low and Intermediate Level Waste, Short Lived" LILW-SL. Per tempi di dimezzamento maggiori di 30 anni si hanno i rifiuti "Low and Intermediate Level Waste, Long Lived" LILW-LL.
- Rifiuti che contengono una quantità di materiale radioattivo tale da richiedere elevati livelli di isolamento dalla biosfera per periodi di tempo molto lunghi ("High Level Waste" HLW).

Ai fini della definizione della più adeguata strategia per lo smaltimento le linee guida che seguono dalle indicazioni IAEA ai fini dell'isolamento dei radionuclidi dalla biosfera sono:

- a) smaltimento in formazioni geologiche profonde per i rifiuti HLW e LILW-LL
- b) stoccaggio in depositi temporanei sino alla loro trasformazione in rifiuti esenti EW per i rifiuti LILWL-SL;
- c) stoccaggio e/o smaltimento in depositi ingegneristici per i rifiuti LILWL-SL
- d) solo stoccaggio in depositi ingegneristici per i HLW e LILW-LL.

La guida tecnica ENEA-DISP 26⁶⁴ considera tre categorie di rifiuti che di fatto recepiscono le indicazioni IAEA. Inoltre i criteri numerici riportati nella guida tecnica (Appendice II) permettono di definire le esigenze di monitoraggio ai fini della caratterizzazione del rifiuto per l'accettabilità in sito nella forma condizionata o per le potenziali attività di condizionamento in situ. Il rifiuto deve essere inizialmente caratterizzato in termini di attività radiologica, radioisotopi presenti, stato fisico, massa e volume.

⁶³ IAEA, Classification of Radioactive Waste, A safety guide, 111-G-1.1, Vienna 1994

⁶⁴ Gestione dei rifiuti radioattivi, Guida Tecnica 26, ENEA, 1987

La strategia e la metodologia per la caratterizzazione del rifiuto può seguire dalle indicazioni formulate nel documento IAEA-TECDOC-1537 del marzo 2007⁶⁵. Sulla base di questo documento è possibile individuare quattro sottotipi di rifiuti:

- semplice e stabile (Simple & Stable)
- Complesso e stabile (Complex & Stable)
- semplice e variabile (simple & Variable)
- Complesso e variabile (Complex & Variable)

Il concetto di **semplice o complesso** è riferito all'insieme delle difficoltà e dei costi da sostenere ai fini della caratterizzazione del rifiuto. Il concetto di stabile o variabile è riferito al comportamento delle proprietà fisico-chimiche del rifiuto nel tempo. Se queste non variano il rifiuto è considerato stabile; se subiscono significative variazioni sono considerate variabili.

Ai fini della tracciabilità del rifiuto e della costruzione di un'impronta per il riconoscimento la *provenienza del rifiuto* è il primo dato da considerare. In tabella 16 si riporta la classificazione proposta dall'IAEA ai fini della tracciabilità.

Traceable Waste Stream:	Simple & Stable	Complex & Stable	Simple & Variable	Complex & Variable
Nuclear Power Plant	x	x		
Institutional	x			
Nuclear Research Lab			x	
Reprocessing		x		
Enrichment, Conversion, Fuel Fabrication	x			
Decommissioning	*	*	*	*
Spent Sealed Source	x			
Spent Fuel	x			
Final Waste Form		x		
Non-Traceable Waste Stream				
Historical	**	**	**	**

* facility dependent.

** may or may not include this subtype.

Tabella 16 Classificazione delle correnti di rifiuto in relazione alle problematiche di misurabilità e campionabilità (fonte: IAEA, Strategy and Methodology for Radioactive Waste Characterization, IAEA-TECDOC-1537, March 2007)

Il documento individua le responsabilità associate al programma di caratterizzazione, insieme ad alcune indicazioni sui processi di misura e gli standard più rilevanti da utilizzare nei processi di caratterizzazione. Solo alcune di queste tecniche si prestano per il monitoraggio ambientale.

In conclusione un rifiuto radioattivo è ben caratterizzato se in ogni momento della sua vita sono noti i parametri chimico-fisici; radiologici e radiochimici.

Il manufatto che definisce il rifiuto è anche caratterizzato con un insieme di dati che riguardano:

- forma e dimensioni ;
- integrità meccanica delle diverse barriere del manufatto;

⁶⁵ IAEA, Strategy and Methodology for Radioactive Waste Characterization, IAEA-TECDOC-1537, March 2007

- dati relativi alla mobilità dei radionuclidi nel manufatto;
- termini di sorgente nella produzione di effluenti gassosi e/o liquidi.

L'assenza di procedure finalizzate alla caratterizzazione con monitoraggi, controlli, sorveglianza in qualunque fase della gestione del rifiuto può essere causa rischi per l'ambiente e la salute.

La caratterizzazione passa attraverso l'impiego di tre principali tecniche:

- conoscenza del processo che ha prodotto il rifiuto;
- campionamento dei rifiuti ed esami non distruttivi (NDE Non Destructive Examination)
- analisi distruttive (DA Destructive analysis).

Un manufatto ideale ed idoneo per lo stoccaggio in un deposito è tale da non essere sorgente di radionuclidi, attraverso la superficie esterna del manufatto, per l'intera durata del controllo istituzionale.

Quindi deve trattarsi di un manufatto non contaminato sulla superficie esterna e tale che il tempo necessario per la diffusione dei radionuclidi dal core del manufatto alla superficie esterna sia maggiore del tempo previsto per *la fase di controllo istituzionale*.

La caratterizzazione dei rifiuti non può prescindere dalla *disponibilità di un laboratorio di caratterizzazione radiologica dei rifiuti con tecniche di analisi non distruttive* da realizzare nel sito del deposito ed eventualmente anche presso un centro di ricerca con funzioni di ricerca e sviluppo oltre che di terzo responsabile. In questa logica importante è lo studio fatto da Cherubini et al.⁶⁶ nell'ambito dell'accordo di programma Ministero dello sviluppo economico-ENEA.

I rifiuti condizionati richiedono una preventiva qualificazione chimica e radiochimica considerando anche la matrice di condizionamento. Occorre considerare, in accordo alla Guida Tecnica 26 :

- la compatibilità della matrice con il rifiuto;
- l'omogeneità;
- densità
- stabilità chimica
- lisciviabilità
- presenza di gas e liquidi liberi
- stabilità dimensionale
- resistenza al fuoco
- resistenza alla compressione
- resistenza al calore e all'irraggiamento
- degradabilità biologica.

Il progetto preliminare svolto da Capone et. al.⁶⁷ è un esempio importante di come strutturare il laboratorio. Tuttavia si osserva che forse è opportuno verificare se le prove di cui sopra possano essere effettuate su campioni non radioattivi oppure operare in modo che il laboratorio sia parte integrante dell'impianto di condizionamento e che provveda alla qualifica dei manufatti.

⁶⁶ N. Cherubini, a. Compagno, A. Dotaro, L. Silvi, Progetto preliminare del laboratorio di caratterizzazione radiologica mediante tecniche di analisi non distruttive, Report RDS/20010/117

⁶⁷ M. Capone, N. Cherubini, A. Dotaro, L. Silvi, Progetto preliminare del laboratorio di caratterizzazione chimico-fisica delle matrici di condizionamento dei rifiuti radioattivi, Report Rds/2010/118

In ogni caso l'esigenza di ricerca e sviluppo finalizzata alla definizione di metodiche sperimentali di qualifica dei materiali da impiegare nei processi di condizionamento dei rifiuti comporta lo studio:

- del comportamento alla corrosione dei materiali,
- dei fenomeni di radiolisi nei cementi,
- della porosità e permeabilità nei cementi
- resistenza a trazione e modulo elastico;
- processi di invecchiamento.

5.2 Il monitoraggio durante la caratterizzazione del rifiuto

E' cura del produttore dei rifiuti minimizzare la produzione in termini di quantità e tipologia del rifiuto.

In sede di esercizio del deposito dei rifiuti l'attività di caratterizzazione riguarda la verifica di quanto dichiarato dal produttore e, nel caso di condizionamento di rifiuti nel sito del deposito, la caratterizzazione radiologica e chimico-fisica del manufatto prodotto.

Fanno fede le normative nazionali ed internazionali sulla classificazione e caratterizzazione dei rifiuti (Guida Tecnica ENEA-DISP-26, Normative UNI, standard IAEA ecc.)

Poichè i radionuclidi presenti nei rifiuti possono essere numerosi e vari come tipo (emittori alfa e/o emettitori beta) e rilevanti ai fini della radiotossicità diviene importante osservare che ai fini della caratterizzazione di un rifiuto alcuni radionuclidi sono facili da misurare (ETM Easy To Measure) in un contesto di definiti standard di misura, alcuni sono difficili da misurare (DTM Difficult To Measure) e per altri può essere impossibile da misurare (ITM Impossible To Measure).

La metodologia detta "Scaling factor methodology"⁶⁸ permette di stimare i radionuclidi del tipo DTM e ITM utilizzando un fattore di correlazione tra un radionuclide chiave facile da misurare e il radionuclide di interesse.

La caratterizzazione radiochimica richiede un approccio di tipo statistico con definizione di:

- numero di campioni
- procedura di campionamento
- sensibilità radiometrica e radiochimica da assicurare nel processo di misura
- radionuclidi da evidenziare

da definire sulla base dell'origine del rifiuto.

La classificazione più semplice può essere riferita ai rifiuti costituiti da materiali:

- a) attivati con neutroni;
- b) contaminati da radionuclidi veicolati da fluidi termovettori, da processi di corrosione / erosione; da processi diffusivi;
- c) generati in attività di ricerca con acceleratori di particelle;
- d) generati nel corso di processi di ritrattamento;
- e) appartenenti ad elementi di combustibile irraggiato.

⁶⁸ IAEA, Characterization of Radioactive Waste Forms and Packages, Technical Report Series n.o 383, Vienna, 1997

Sono esclusi da questa problematica i rifiuti tecnologici contenenti elevate concentrazioni di radionuclidi di origine naturale (NORM e TENORM).

Naturalmente la rilevanza dei radionuclidi è connessa a:

- quantità e concentrazioni presenti nel rifiuto;
- tempo di dimezzamento
- attività radiologica della catena di decadimento
- radiotossicità del radionuclide
- rateo di dose che i radionuclidi inducono.

La **spettrometria gamma ed alfa ad elevata risoluzione in energia** insieme alla scintillazione liquida ad ultra basso fondo con discriminazione alfa-beta rappresentano delle metodiche radiochimiche importanti per la caratterizzazione dei rifiuti ed anche per il monitoraggio dei depositi e dell'ambiente circostante.

Dal punto di vista strettamente tecnico la classificazione dei rifiuti, in ambito nazionale è data dalla **norma UNI 10704**, oltre che dalla guida tecnica n.ro 26 dell'ENEA DISP. Quest'ultima è sicuramente da aggiornare alla luce della numerosa letteratura sviluppata dalla IAEA.

La classificazione prevista dalla norma UNI considera:

- lo stato fisico del rifiuto
- le caratteristiche fisico-chimiche
- la radiotossicità con riferimento all'indice di radiotossicità
- la radioattività
- il tipo di radiazione emessa
- il tempo di dimezzamento del radionuclide
- le caratteristiche specifiche del rifiuto

6. I manufatti e loro classificazione

La norma UNI 10621 del Novembre 1997 classifica il manufatto condizionato in tre categorie:

- a) manufatti che richiedono tempi da alcuni mesi ad alcuni anni per decadere a livelli di radioattività minori di quelli necessari per lo smaltimento in ambiente;
- b) manufatti che necessitano di tempi da alcuni anni ad alcune centinaia di anni per decadere a livelli di emissione minori di 1 Bq/g (categoria 2)
- c) manufatti che comportano di tempi di dimezzamento maggiori di alcune centinaia di anni

I manufatti detti di **categoria 2** devono essere qualificati in termini di processo di condizionamento (UNI 11193- Novembre 2006) e caratterizzati dal punto di vista radiologico (UNI 11194) ai fini della gestione nel deposito finale .

Seguono quindi dei requisiti minimi che riguardano la *resistenza a compressione, ai cicli termici, al danno da radiazioni, al fuoco, alla lisciviazione, alla biodegradazione, all'immersione in acqua, alla degradazione, all'impilamento, alla caduta e alla penetrazione.*

Inoltre è necessario verificare l'assenza di liquidi liberi, stimare la generazione di gas e verificarne la tenuta.

I manufatti, per lo stoccaggio nel deposito vanno considerati insieme ai loro contenitori, che devono essere idonei per la movimentazione, in condizioni di sicurezza, del manufatto e naturalmente per il confinamento del rifiuto per l'intero periodo di controllo istituzionale.

Il contenitore dei rifiuti da smaltire, deve essere progettato e/o selezionato considerando:

- gli effetti chimici e corrosivi dovuti ai rifiuti stessi e all'ambiente di smaltimento,
- gli effetti della degradazione dei rifiuti e del contenitore indotti dalle radiazioni ionizzanti;
- l'integrità meccanica necessaria per sopportare i carichi meccanici derivanti dalle operazioni di preparazione, deposito temporaneo e movimentazione nel sito di produzione e nel deposito finale, ed in particolare, per sopportare almeno un'accelerazione di sollevamento pari a tre volte l'accelerazione di gravità;
- il contenimento dei radionuclidi per tutte le fasi di vita del deposito finale;
- i carichi termici derivanti dalle operazioni di preparazione del manufatto e dalle condizioni ambientali del deposito temporaneo e del deposito finale.

I contenitori ad alta integrità (HIC) sono progettati per avere una durata minima di 300 anni.

I contenitori si degradano in seguito ai processi fisico-chimici che si sviluppano al loro interno in presenza di rifiuti organici, di acqua di infiltrazione e in relazione al materiale di backfill adottato. La corrosione può essere uniforme o localizzata.

7. Il deposito e le sue infrastrutture

Il deposito, con le sue infrastrutture ha tutti i requisiti per essere definito un impianto nucleare e pertanto il suo *progetto, gestione, sorveglianza e monitoraggio* deve essere conforme agli standard di sicurezza sviluppati dall'IAEA.

Si ha quindi l'obiettivo di:

- a) rispettare i principi fondamentali della sicurezza (**Safety Fundamentals**) in termini di obiettivi da raggiungere e rispettare in termini di conoscenza tecnica, scientifica e di comportamento ;
- b) stabilire i sistemi e le specifiche tecniche che bisogna perseguire (**Safety Requirements**) per assicurare la popolazione e l'ambiente in tutte le fasi delle attività del deposito presenti e future;
- c) formulare delle raccomandazioni e guide (**Safety Guides**) tali da dimostrare che gli obiettivi di sicurezza sono raggiunti nell'impianto specifico con l'adozione delle migliori pratiche (**best practices**)

Il deposito deve svolgere la **funzione d'isolamento radiologico** dei rifiuti ivi stoccati dalla biosfera e geosfera in tutte le fasi caratteristiche della sua vita (operativa, pre-operazionale, operativa, post-chiusura).

Definita un'interfaccia chiusa deposito- ambiente con l'interno associato al deposito, l'ambiente ovvero la parte esterna dell'interfaccia non ha rischi di natura radiologica associati al deposito in presenza di un monitoraggio in situ che certifichi la funzione di isolamento radiologico.

Il monitoraggio della funzione d'isolamento implica aspetti sia spaziali che temporali.

I depositi di riferimento, in linea teorica, possono essere **superficiali, subsuperficiali, profondi.**

La funzione del deposito, in termini operativi, va discussa considerando gli aspetti di semplice stoccaggio in sicurezza di manufatti radioattivi e quelli di sito per lo smaltimento di manufatti.

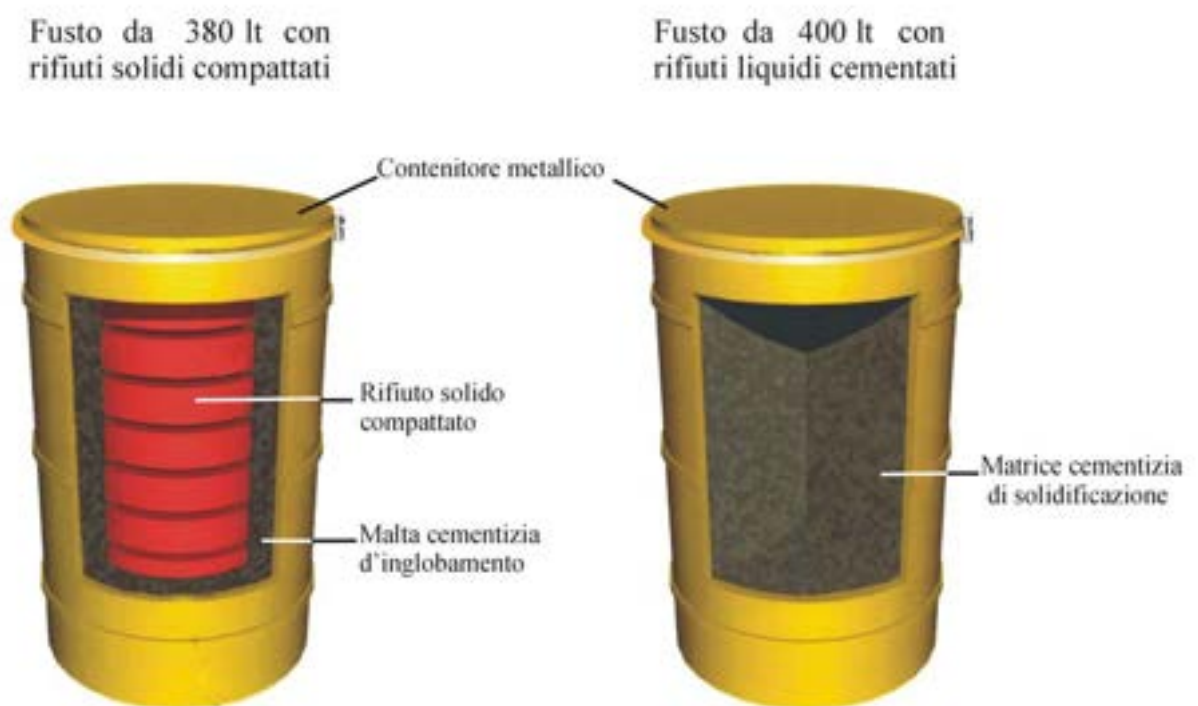
Come assunto dell'analisi, il progetto del deposito, qualunque sia il tipo, deve soddisfare i *nove principi formulati dall' IAEA nel documento IAEA SAFETY STANDARDS SERIES, DS154 2003-04-01 (appendice 2)*. Essi sono stati approvati dal Waste Safety Standards Committe (WASSC).

In ogni caso il progetto deve essere tale da svolgere una funzione di contenimento e di *minimizzazione dei rilasci radioattivi attraverso tutte le potenziali vie di rilascio considerando tutti i comparti ambientali*.

I manufatti di seconda categoria possono essere smaltiti in un deposito finale di tipo superficiale in quanto il collocamento in appositi moduli con barriere fisiche tali assicurare *il confinamento ed anche la recuperabilità dei moduli*, ovvero la possibilità di ripristinare le condizioni iniziali del sito, rimuovendo i manufatti radioattivi con gli stessi criteri di radioprotezione con cui sono stati messi a dimora, consentono di garantire il richiesto livello di protezione dell'ambiente e dell'uomo.

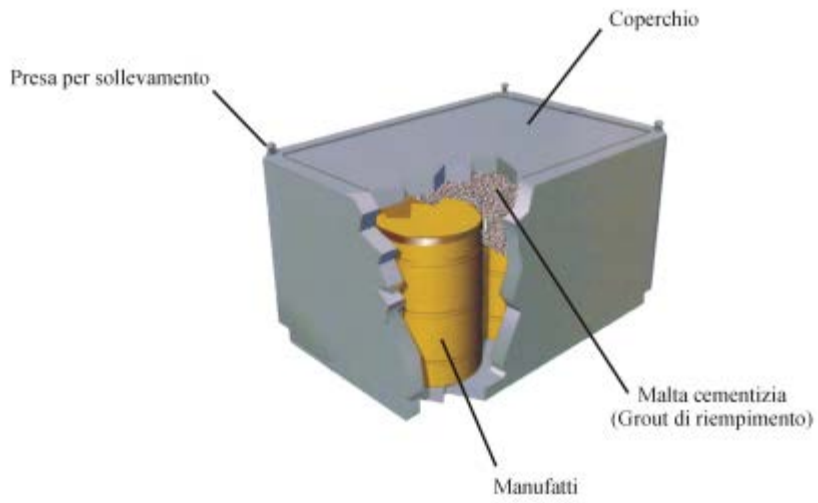
In fig. si esemplifica il concetto di manufatto , modulo e deposito [4],[5] che è alla base della definizione delle linee guida per il monitoraggio del deposito e dell'ambiente.

Naturalmente occorre caratterizzare le attività svolgibili nel sito del deposito, analizzare le vie di trasporto dei radionuclidi dal deposito all'ambiente esterno ed infine **l'insieme dei processi che veicolano le acque superficiali e profonde considerando i processi geochimici nel sito e nel suo intorno.**



Schema concettuale di manufatto

Fig 7a. Manufatti condizionati



Modulo in c.c.a.

Fig. 7b. Modulo di isolamento

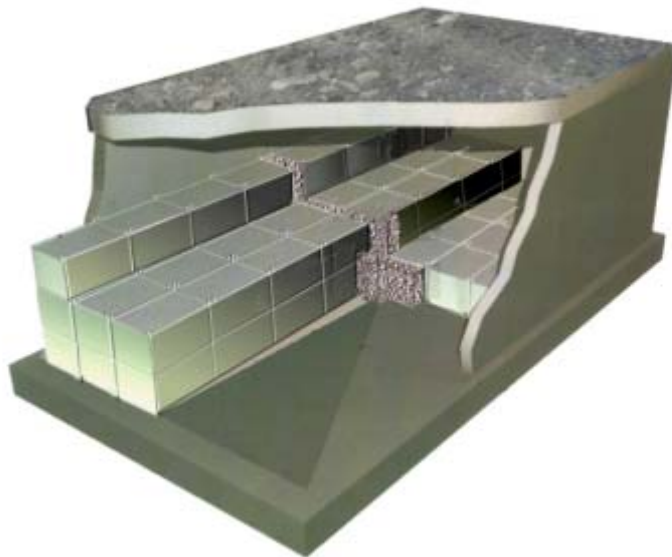


Fig. 7c: Cella di isolamento



Fig. 7d Deposito Superficiale

Le dimensioni caratteristiche del modulo e della cella, in accordo al progetto di riferimento ENEA (stato del Progetto al 2000) presentato da Piero Risoluti, Massimo Rossi e Giancarlo Ventura nell'ambito della Task Force dell'ENEA denominata SITO⁶⁹ sono riportate nelle tabelle seguenti:

Tabella 17: dimensioni caratteristiche del modulo

dimensioni modulo	lato interno m	lato esterno m	spessore parete m
lunghezza	2.75	3.05	0.15
larghezza	1.79	2.09	0.15
altezza	1.37	1.70	0.15

Tabella 18: dimensioni caratteristiche cella

dimensioni cella	lato interno m	lato esterno m	spessore parete m
lunghezza	25	26	0.5
larghezza	13	14	0.5
altezza	9	10	0.5

Sezione e pianta di una generica cella è schematizzata in figura 8 .

⁶⁹ P. Risoluti, Il Deposito di Superficie, barriere artificiali del sistema e ruolo del sito, ENEA, TaskForce

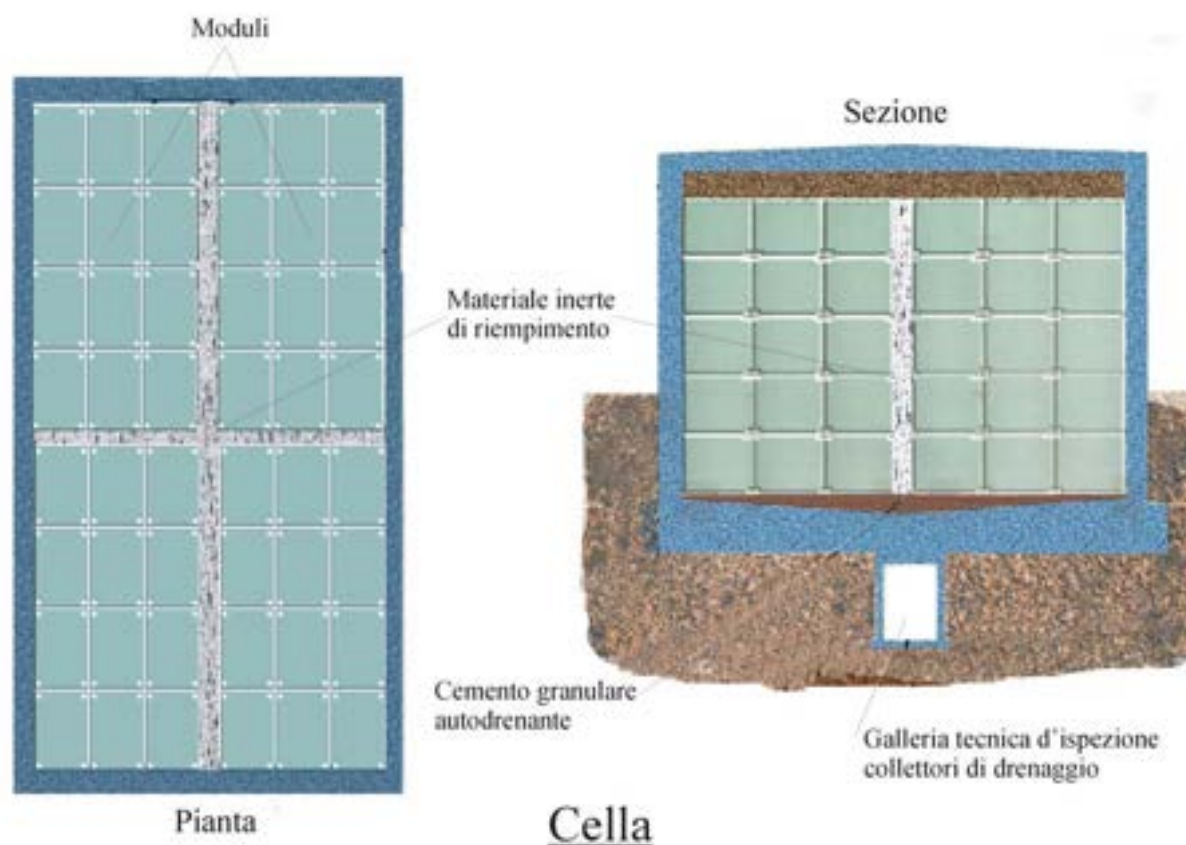


Fig. 8 Sezione e pianta di una generica cella

A partire dai manufatti, rappresentati dai fusti contenenti il materiale radioattivo, le dimensioni caratteristiche dei fusti e il numero dei fusti per modulo, il numero di moduli per cella sono sintetizzati in tabella 19.

grandezza	valore	unità di misura
diametro esterno del fusto	0.791	m
altezza del fusto	1.1	m
materiale del fusto		
Cella o unità di deposito		
numero di moduli per fila	5	
numero di file per unità	6	
numero di moduli per cella	8	

Tabella 19: Dati Caratteristici di un modulo

Geometria delle celle, dei moduli e loro dimensioni insieme ai sistemi di copertura ed impermeabilizzazione sono importanti ai fini del monitoraggio in sito in quanto permettono di caratterizzare le potenziali vie di rilascio degli effluenti liquidi e gassosi del deposito oltre che i processi di diffusione delle specie chimiche.

8. Sicurezza e linee guida per i depositi

L'IAEA ha affrontato le problematiche di sicurezza associate ai rifiuti nucleari con un insieme di guide di sicurezza. Nella guida: **Safety Assessment for Near Surface Disposal of Radioactive Waste Safety Guide**, Series No. WS-G-1.1, September 23, 1999, che è finalizzata alle valutazioni di sicurezza del sistema sito più deposito per fasi dette di operazionali (o esercizio) e di post chiusura.

Si considera un approccio iterativo da implementare con le seguenti attività:

- a) definizione degli obiettivi dell'analisi , le specifiche tecniche di sicurezza, i criteri di "performance" del deposito;
- b) acquisizione delle informazioni e descrizione del sistema di smaltimento, forme dei manufatti, caratteristiche del sito, strutture ingegneristiche;
- c) identificazione delle caratteristiche, eventi e processi che potrebbero influenzare le prestazioni a lungo termine;
- d) sviluppo e prova di modelli concettuali e matematici di comportamento del sistema e dei suoi componenti;
- e) identificazione e descrizione degli scenari rilevanti;
- f) identificazione delle potenziali vie di rilascio che portano al trasferimento dei radionuclidi alla popolazione e all'ambiente;
- g) conduzione di valutazioni specifiche con modelli concettuali e matematici;
- h) valutazione della robustezza della valutazione ;
- i) confronto delle valutazioni con le specifiche di sicurezza (safety requirements)
- j) considerazioni addizionali

Le linee guida da formulare e seguire in questo processo iterativo implicano lo sviluppo di metodologie qualitative e quantitative in **diverse problematiche** quali:

- il sito,
- le tecniche di monitoraggio,
- il controllo dei manufatti insieme alle tecniche di fabbricazione,
- le barriere di isolamento,
- i modelli di simulazione,
- le previsioni delle prestazioni ecc..
-

Nei modelli è importante definire **le ipotesi, caratterizzare le incertezze, effettuare una analisi di sensibilità alla luce di obiettivi da raggiungere, dei dati necessari per le valutazioni preliminari e di dettaglio; programmi di acquisizione dei dati.**

Definito il sistema di smaltimento , i tipi di rifiuti ed il sito segue lo sviluppo del modello concettuale e matematico con l'analisi delle caratteristiche, eventi e processi, seguite dalle analisi di scenario, di identificazione delle vie di rilascio, di analisi delle conseguenze, delle incertezze e sensibilità ed infine di analisi di confidenza con verifiche, calibrazioni e validazioni.

Si può osservare come le attività di monitoraggio rilevanti ai fini della sicurezza per i rischi di origine radiologica si hanno nelle fasi di investigazione sul sito, nella caratterizzazione di dettaglio nel sito e a seguire nelle fasi di costruzione, esercizio, chiusura e post - chiusura.

Poichè il potenziale trasporto dei radionuclidi dal deposito all'ambiente esterno si manifesta attraverso processi di tipo idro - geochimico di diffusione e trasporto innescati da acque di infiltrazione negli acquiferi ed anche da processi di corrosione, degradazione fisico-chimica-biologica, è rilevante considerare le metodologie per lo studio del moto dell'acqua, dei soluti ed dell'energia termica nei mezzi porosi saturi.

9. Il Sito

Il sito dove ubicare un deposito superficiale di rifiuti radioattivi di seconda categoria ed uno stoccaggio di rifiuti di terza categoria , in accordo innanzitutto alla normativa nazionale, deve essere caratterizzato in un contesto ambientale territoriale nella logica della Valutazione di Impatto Ambientale e quindi definendo in modo preventivo gli effetti che la realizzazione dell'opera comporterà sui comparti ambientali del territorio.

La selezione del sito è da effettuare sulla base dei criteri di esclusione da definire dalle autorità di sicurezza e politiche. I criteri seguono delle attività della **task force sito-ENEA**, dello sviluppo del sistema informativo territoriale (SIT), dall'attività del gruppo di lavoro sulle condizioni per la gestione in sicurezza dei rifiuti radioattivi (accordo Stato-Regioni del 4 novembre 1999), del rapporto finale del gruppo di lavoro ex DM 25 febbraio 2008 del Ministro dello Sviluppo Economico sulla individuazione delle procedure e metodologia per la scelta di un sito nazionale per la localizzazione del deposito dei materiali radioattivi e di strutture di ricerca tecnologica di alto livello.

Dal punto di vista geologico-ambientale⁷⁰ la caratterizzazione del sito in un approccio strutturato , esaustivo e dettagliato porta in modo prevalente all'obiettivo di quantificare l'impatto radiologico di un eventuale rilascio di radionuclidi, nelle diverse fasi della vita del deposito considerando i potenziali scenari incidentali e non fisicamente realizzabili anche con basse probabilità di accadimento (eventi estremi).

Con l'ausilio di un modello concettuale è potenzialmente possibile formulare dei criteri e linee guida finalizzate al monitoraggio ambientale del sito.

Il deposito interagisce con il sito attraverso una rete che connette i comparti ambientali: atmosfera, acque superficiali, acque sotterranee, suolo, componenti biologiche.

Nella logica di descrivere il sistema ambiente in termini di classi, attributi e funzioni di interazione si potrà discutere, per ogni classe:

- la rilevanza dell'attributo ai fini della protezione dell'ambiente e dell'uomo;
- la misurabilità dei diversi attributi,
- l'adeguatezza delle funzioni di interazione nella loro capacità a modellizzare in termini dinamici l'ambiente nella sua interazione con il deposito.

⁷⁰ R. Levizzari, Un Approccio Metodologico strutturato nella caratterizzazione geologico-ambientale di un sito per l'ubicazione di un deposito superficiale di rifiuti radioattivi di seconda categoria, Report Rds/2010/123

10. Sorveglianza e monitoraggio

Il monitoraggio è lo strumento di base che consente la **sorveglianza del deposito in sito** con l'obiettivo della verifica della integrità funzionale delle diverse barriere di isolamento previste in sede di progetto (Barriere Multiple Ingegneristiche BMI).

In questo caso si opera con misurazioni continue nei sistemi di drenaggio dei liquidi, nei punti di rilascio degli aeriformi e con ispezioni e prove periodiche. Il monitoraggio deve anche riguardare l'ambiente esterno (**sorveglianza dell'ambiente esterno**) in modo da evidenziare le interazioni tra ambiente esterno e deposito e viceversa in termini di meccanismi di trasporto di nuclidi e radionuclidi. Questo tipo di monitoraggio è finalizzato a quantificare le variazioni statisticamente significative di nuclidi e radionuclidi nell'ambiente esterno al deposito con individuazione delle potenziali cause (passate e presenti) ed presumibili effetti a lungo termine. Le sostanze pericolose contenute nei rifiuti sono rese mobili innanzitutto da processi di diffusione. Infiltrazioni di acqua superficiale o da acquiferi saturi porta a fenomeni di lisciviazione e trasporto di specie chimiche.

Il monitoraggio dei processi di lisciviazione e corrosione in atto all'interno del deposito insieme alla sorveglianza e monitoraggio delle vie di diffusione e di trasporto geochimico costituisce lo strumento di base per garantire la sicurezza contro i rischi di contaminazione dell'ambiente e della popolazione. Il monitoraggio considerato in queste brevi note è a carico del gestore del deposito.

10.1 Oggetto delle azioni di sorveglianza e monitoraggio

Il sistema di smaltimento dei rifiuti radioattivi, nel suo complesso, ha come obiettivi fondamentali quelli di isolare i rifiuti dall'ambiente, assicurare un controllo attivo di eventuali rilasci di radioattività verso l'ambiente esterno al deposito ed infine limitare i rilasci entro obiettivi di sicurezza fissati per le persone e l'ambiente. Il sistema di sorveglianza e monitoraggio deve garantire ciò in ogni momento della vita del deposito. Ciò si realizza con un'attenta allocazione spaziale e temporale delle azioni di sorveglianza e monitoraggio insieme a delle metodologie e tecnologie che permettano di verificare l'integrità del sistema di contenimento, isolamento e protezione.

Potenziali vie di rilascio e migrazione dei radionuclidi devono essere verificati dall'interno del deposito verso l'esterno e viceversa.

In ogni momento deve essere possibile dimostrare, all'esterno del deposito, l'assenza di radioattività attribuibile al deposito stesso. E' molto importante caratterizzare il sito, dal punto di vista radiologico e delle vie di migrazione, nella fase di qualificazione del sito e quindi molto prima di qualsiasi attività di esercizio.

Sorveglianza e monitoraggio riguarda il sito del deposito considerando in particolare l'integrità e la funzionalità delle barriere ingegneristiche. Riguarda anche la parte esterna al deposito per gli aspetti connessi alle vie di trasporto dei radionuclidi e agli aspetti antropici.

In generale sorveglianza e monitoraggio coinvolge l'insieme delle problematiche connesse:

- a) alla radioattività ambientale dell'aria e delle matrici ambientali in superficie (vegetali, pesci, molluschi di acqua dolce, sedimenti, piante acquatiche, terreni);
- b) alla radioattività ambientale delle acque profonde;
- c) alla geomorfologia
- d) all'ecologia terrestre ed acquatica
- e) alla demografia
- f) alle attività antropiche

per tutto ciò che è esterno all'impianto-deposito, mentre tutto ciò che riguarda il deposito in senso stretto le problematiche da considerare riguardano :

- a) i parametri ingegneristici delle barriere di contenimento;
- b) i parametri ingegneristici dei sistemi di copertura e di convogliamento delle acque meteoriche;
- c) i sistemi di raccolta e drenaggio delle infiltrazioni
- d) i parametri fisico-chimici dei drenaggi interni
- e) i parametri radiologici all'interno del deposito.

Il monitoraggio deve poter consentire la misura di valori molto piccoli delle minime attività rilevabili; deve poter caratterizzare alterazioni statisticamente significative del fondo individuandone la causa.

Sorveglianza e monitoraggio riguarda non solo le grandezze di tipo radiologico ma anche di tipo fisico e chimico rilevanti ai fini della caratterizzazione degli aspetti geomorfologici (idrogeologici e geochimici del sito) oltre che demografici e territoriali .

11. Conclusioni

Il tema trattato, ovvero il monitoraggio ambientale della radioattività connesso ai depositi di rifiuti radioattivi e alla luce delle normative internazionali e nazionali e considerando delle potenziali linee guida ha messo in evidenza:

- che la protezione dell'ambiente e della popolazione non può essere assicurata senza il rispetto continuo e sistematico degli standard internazionali emanati dall' IAEA, dalla ICRP e dalle normative nazionali;
- che i "requirements" presenti nei diversi standards per la sicurezza di tipo internazionale non possono essere messi in atto in assenza di normative (leggi), regolamenti, organi di regolamentazione e controllo (Commissione Tecnica, Autorità di sicurezza, Agenzia) ed anche di politica per la gestione dei rifiuti radioattivi;
- che i monitoraggi dell'ambiente e alla sorgente coprono aspetti di radioprotezione e sicurezza che richiedono responsabilità e metodologie differenti;
- che si è colpevolmente in notevole ritardo nella realizzazione pratica di tutte le attività connesse alla gestione e sistemazione (definitiva) dei rifiuti radioattivi;
- che l'assenza di una definita, chiara e certa politica di gestione dei rifiuti radioattivi aumenta i rischi reali per l'ambiente e la popolazione;
- la perdurante situazione di gravi pericoli latenti per il progressivo invecchiamento delle strutture presenti nei siti nucleari e la precarietà degli attuali depositi.

Allegato A-1:

Principi fondamentali di sicurezza definiti dall'IAEA per la gestione dei rifiuti radioattivi
Principio 1: Protezione della salute umana I rifiuti radioattivi saranno gestiti in modo tale da assicurare un accettabile livello di protezione per la salute umana.
Principio 2: Protezione dell'ambiente I rifiuti radioattivi saranno gestiti in modo da assicurare un accettabile livello di protezione dell'ambiente
Principio 3: Protezione contro potenziali effetti transfrontalieri I rifiuti radioattivi saranno gestiti considerando i possibili effetti sulla salute e sull'ambiente anche in un ambito transfrontaliero
Principio 4: Protezione delle future generazioni I rifiuti radioattivi saranno gestiti in modo che i previsti impatti sulla salute delle future generazioni non saranno più grandi dei livelli rilevanti di impatto considerati oggi .
Principio 5: Oneri per le future generazioni I rifiuti radioattivi saranno gestiti in modo da non imporre eccessivi oneri alle future generazioni.
Principio 6: Quadro giuridico Nazionale di riferimento (National legal Framework) La gestione dei rifiuti radioattivi sarà gestita in un appropriato quadro di riferimento legale compresa una chiara allocazione delle responsabilità e con la presenza di funzioni indipendenti di controllo.
Principio 7: Controllo della produzione dei rifiuti radioattivi La produzione dei rifiuti radioattivi dovrà essere tenuta ai livelli minimi tecnicamente praticabili
Principio 8: Interdipendenze tra produzione e gestione dei rifiuti radioattivi Le interdipendenze tra produzione dei rifiuti radioattivi e gestione degli stessi dovranno essere tenute in conto in modo adeguato.
Principio 9: Sicurezza degli impianti Gli aspetti di sicurezza degli impianti di produzione dei rifiuti radioattivi e di gestione saranno assicurati in modo appropriato per tutta la vita produttiva.

Rif. : INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Principles of Radioactive Waste Management, Safety Series No. 111-F, IAEA, Vienna (1995).

Allegato A-2: Requisiti di sicurezza dell'IAEA nella Safety Guide SSR-5-2011

<p>Requirement 1: Government responsibilities The government is required to establish and maintain an appropriate governmental, legal and regulatory framework for safety within which responsibilities shall be clearly allocated for disposal facilities for radioactive waste to be sited, designed, constructed, operated and closed.</p> <p>This shall include: confirmation at a national level of the need for disposal facilities of different types; specification of the steps in development and licensing of facilities of different types; and clear allocation of responsibilities, securing of financial and other resources, and provision of independent regulatory functions relating to a planned disposal facility.</p>	<p>Requisito 1: Responsabilità del governo</p> <p>Il governo è tenuto a stabilire e mantenere un appropriato quadro legislativo e di regolamenti per la sicurezza in cui le responsabilità degli impianti di smaltimento dei rifiuti radioattivi siano chiaramente assegnate con riferimento alla localizzazione, progettazione, costruzione, gestione e chiusura.</p> <p>Ciò comporta:</p> <ul style="list-style-type: none"> la conferma a livello nazionale della necessità di impianti di smaltimento di diverso tipo in relazione all'inventario dei rifiuti; la definizione delle fasi e procedure per lo sviluppo e le licenze di esercizio con riferimento ai diversi tipi di impianto; la chiara attribuzione delle responsabilità; la sicurezza delle risorse finanziarie e di quant'altro sia necessario; la predisposizione di organismi indipendenti con funzioni normative e di controllo per gli impianti di smaltimento programmati.
<p>Requirement 2: Responsibilities of the regulatory body The regulatory body shall establish regulatory requirements for the development of different types of disposal facility for radioactive waste and shall set out the procedures for meeting the requirements for the various stages of the licensing process.</p> <p>It shall also set conditions for the development, operation and closure of each individual disposal facility and shall carry out such activities as are necessary to ensure that the conditions are met.</p>	<p>Requisito 2: Responsabilità dell'organo di regolamentazione</p> <p>L'organo di regolamentazione deve:</p> <ul style="list-style-type: none"> stabilire i requisiti normativi per lo sviluppo di diversi tipi di impianti di smaltimento dei rifiuti radioattivi e definire le procedure per soddisfare i requisiti richiesti delle varie fasi del processo di autorizzazione. <p>Esso inoltre pone le condizioni per lo sviluppo, l'esercizio, e la chiusura di ciascun impianto di smaltimento e svolge le attività necessarie per assicurare che le prescrizioni autorizzative siano soddisfatte.</p>
<p>Requirement 3: Responsibilities of the operator The operator of a disposal facility for radioactive waste shall be responsible for its safety.</p> <p>The operator shall carry out safety assessment and develop and maintain a safety case, and shall carry out all the necessary activities for site selection and evaluation, design, construction, operation, closure and, if necessary, surveillance after closure, in accordance with national strategy, in compliance with the regulatory requirements and within the legal and regulatory infrastructure.</p>	<p>Requisito 3: Responsabilità del gestore L'operatore di un impianto di smaltimento per i rifiuti radioattivi è responsabile della sicurezza.</p> <p>L'operatore deve effettuare la valutazione della sicurezza e deve sviluppare e mantenere le condizioni di sicurezza.</p> <p>Esso svolge tutte le attività necessarie per la scelta del sito, valutazione, progettazione, costruzione, esercizio, chiusura e, se necessario, per la sorveglianza dopo la chiusura in conformità con la strategia nazionale, in accordo con i requisiti normativi richiesti e all'interno del quadro giuridico e normativo che regola l'infrastruttura.</p>

<p>Requirement 4: Importance of safety in the process of development and operation of a disposal facility</p> <p>Throughout the process of development and operation of a disposal facility for radioactive waste, an understanding of the relevance and the implications for safety of the available options for the facility shall be developed by the operator.</p> <p>This is for the purpose of providing an optimized level of safety in the operational stage and after closure.</p>	<p>Requisito 4: Importanza della sicurezza nel processo di sviluppo e gestione di un impianto di smaltimento.</p> <p>Durante tutto il processo di sviluppo e gestione di un impianto di smaltimento per i rifiuti radioattivi, la comprensione della rilevanza e delle implicazioni per la sicurezza delle opzioni disponibili per l'impianto deve essere sviluppato dall'operatore.</p> <p>Questo ha lo scopo di fornire un livello ottimizzato di sicurezza durante la fase di esercizio e dopo la chiusura.</p>
<p>Requirement 5: Passive means for the safety of the disposal facility</p> <p>The operator shall evaluate the site and shall design, construct, operate and close the disposal facility in such a way that safety is ensured by passive means to the fullest extent possible and the need for actions to be taken after closure of the facility is minimized.</p>	<p>Requisito 5: Sistemi passivi per la sicurezza dell'impianto di smaltimento.</p> <p>L'operatore dovrà valutare il sito e dovrà progettare, costruire, esercire e chiudere l'impianto di smaltimento in modo che la sicurezza sia garantita da sistemi passivi nella misura massima possibile.</p> <p>La necessità di azioni da intraprendere dopo la chiusura della struttura deve essere ridotta al minimo.</p>
<p>Requirement 6: Understanding of a disposal facility and confidence in safety</p> <p>The operator of a disposal facility shall develop an adequate understanding of the features of the facility and its host environment and of the factors that influence its safety after closure over suitably long time periods, so that a sufficient level of confidence in safety can be achieved.</p>	<p>Requisito 6: Comprensione di un impianto di smaltimento e fiducia nella sicurezza.</p> <p>Il gestore di un impianto di smaltimento deve sviluppare una conoscenza adeguata: delle caratteristiche dell'impianto e dell' ambiente che la ospita; dei fattori che influenzano la sicurezza dopo la chiusura per un adeguato lungo periodo di tempo in modo da raggiungere un sufficiente livello di fiducia nella sicurezza.</p>
<p>Requirement 7: Multiple safety functions</p> <p>The host environment shall be selected, the engineered barriers of the disposal facility shall be designed and the facility shall be operated to ensure that safety is provided by means of multiple safety functions.</p>	<p>Requisito 7: Funzioni di sicurezza multiple</p> <p>L'ambiente che ospita il sito deve essere selezionato, la barriere ingegneristiche dell'impianto di smaltimento devono essere progettate e l'impianto deve esercito per garantire che la sicurezza sia assicurata dalle funzioni di sicurezza multiple.</p>

<p>Requirement 8: Containment of radioactive waste</p> <p>The engineered barriers, including the waste form and packaging, shall be designed, and the host environment shall be selected, so as to provide containment of the radionuclides associated with the waste. Containment shall be provided until radioactive decay has significantly reduced the hazard posed by the waste. In addition, in the case of heat generating waste, containment shall be provided while the waste is still producing heat energy in amounts that could adversely affect the performance of the disposal system.</p>	<p>Requisito 8: Contenimento dei rifiuti radioattivi</p> <p>Le barriere artificiali, compreso il manufatto (waste form) e il contenitore, devono essere progettati, e l'ambiente ospitante deve essere selezionato, in modo da garantire il contenimento dei radionuclidi presenti nel rifiuto.</p> <p>Il Contenimento deve essere assicurato fino a quando il decadimento radioattivo ha ridotto significativamente il pericolo rappresentato dal rifiuto.</p> <p>Inoltre, nel caso di rifiuti che producono calore la produzione di rifiuti, il contenimento deve essere assicurato sino a quando i rifiuti producono energia termica in una quantità tale che essa potrebbe influire negativamente sulle prestazioni del sistema di smaltimento.</p>
<p>Requirement 9: Isolation of radioactive waste</p> <p>The disposal facility shall be sited, designed and operated to provide features that are aimed at isolation of the radioactive waste from people and from the accessible biosphere.</p> <p>The features shall aim to provide isolation for several hundreds of years for short lived waste and at least several thousand years for intermediate and high level waste. In so doing, consideration shall be given to both the natural evolution of the disposal system and events causing disturbance of the facility.</p>	<p>Requisito 9: Isolamento dei rifiuti radioattivi</p> <p>L'impianto di smaltimento devono essere localizzato, progettato e gestito in modo da assicurare le funzionalità che mirano a isolare i rifiuti dalla popolazione e dalla biosfera accessibile.</p> <p>Le caratteristiche del deposito devono assicurare l'isolamento per diverse centinaia di anni per i rifiuti a vita breve e almeno diverse migliaia di anni per i rifiuti di livello intermedio ed alto. Così facendo si tiene conto sia per la naturale evoluzione del sistema di smaltimento e degli eventi che causano disturbi e modifiche della struttura.</p>
<p>Requirement 10: Surveillance and control of passive safety features</p> <p>An appropriate level of surveillance and control shall be applied to protect and preserve the passive safety features, to the extent that this is necessary, so that they can fulfil the functions that they are assigned in the safety case for safety after closure.</p>	<p>Requisito 10: Sorveglianza e controllo delle caratteristiche di sicurezza passiva</p> <p>Un adeguato livello di sorveglianza e controllo deve essere applicato per proteggere e conservare le caratteristiche di sicurezza passiva. Le funzioni di sicurezza passiva devono essere estese a dopo la chiusura.</p>
<p>Requirement 11: Step by step development and evaluation of disposal facilities</p> <p>Disposal facilities for radioactive waste shall be developed, operated and closed in a series of steps. Each of these steps shall be supported, as necessary, by iterative evaluations of the site, of the options for design, construction, operation and management, and of the performance and safety of the disposal system.</p>	<p>Requisito 11: Sviluppo passo dopo passo e valutazione degli impianti di smaltimento.</p> <p>Impianti di smaltimento per i rifiuti radioattivi devono essere sviluppati, eserciti e chiusi in una serie di passi. Ciascuno di questi passi deve essere accompagnato, se necessario, da valutazioni effettuate con processi iterativi: del sito, delle opzioni di progetto, di costruzione, di esercizio, di gestione, e di prestazioni e sicurezza del sistema di smaltimento.</p>

<p>Requirement 12: Preparation, approval and use of the safety case and safety assessment for a disposal facility</p> <p>A safety case and supporting safety assessment shall be prepared and updated by the operator, as necessary, at each step in the development of a disposal facility, in operation and after closure.</p> <p>The safety case and supporting safety assessment shall be submitted to the regulatory body for approval. The safety case and supporting safety assessment shall be sufficiently detailed and comprehensive to provide the necessary technical input for informing the regulatory body and for informing the decisions necessary at each step.</p>	<p>Requisito 12: Preparazione, Approvazione ed utilizzo dei casi studio di sicurezza e delle valutazioni di sicurezza per un impianto di smaltimento.</p> <p>Caso studio di sicurezza (scenari, safety case) e di supporto alla valutazione della sicurezza (safety assessment) devono essere preparati e aggiornati da parte del gestore, e se necessario, ad ogni passo nello sviluppo di un impianto di smaltimento, in esercizio e dopo la chiusura.</p> <p>I casi studio di sicurezza e le valutazioni di sicurezza a supporto devono essere presentate agli organismi di controllo per l'approvazione.</p> <p>I casi studio di sicurezza e di supporto alla valutazione della sicurezza devono essere sufficientemente dettagliati e completi per assicurare il necessario input tecnico per informare l'organismo di controllo e consentire le decisioni necessarie ad ogni passo.</p>
<p>Requirement 13: Scope of the safety case and safety assessment</p> <p>The safety case for a disposal facility shall describe all safety relevant aspects of the site, the design of the facility and the managerial control measures and regulatory controls. The safety case and supporting safety assessment shall demonstrate the level of protection of people and the environment provided and shall provide assurance to the regulatory body and other interested parties that safety requirements will be met.</p>	<p>Requisito 13: Scopo dei casi studio di sicurezza e valutazioni di sicurezza.</p> <p>Il caso studio di sicurezza per un impianto di smaltimento deve descrivere tutti gli aspetti di sicurezza rilevanti del sito, del progetto della struttura e le misure di controllo e i controlli delle autorità di controllo.</p> <p>Il caso studio di sicurezza e la valutazione della sicurezza devono dimostrare il livello di protezione della popolazione e dell'ambiente e deve fornire garanzia per l'organismo di controllo e a tutte le altre parti interessate che i requisiti di sicurezza saranno soddisfatti.</p>
<p>Requirement 14: Documentation of the safety case and safety assessment</p> <p>The safety case and supporting safety assessment for a disposal facility shall be documented to a level of detail and quality sufficient to inform and support the decision to be made at each step and to allow for independent review of the safety case and supporting safety assessment.</p>	<p>Requisito 14: Documentazione del "safety case" e della "safety assessment"</p> <p>Gli studi di scenario e le valutazioni di sicurezza per un impianto di smaltimento devono essere documentati ad un livello di dettaglio e di qualità sufficiente per informare e supportare le decisioni da prendere ad ogni passo del processo autorizzativi e devono permettere delle revisioni indipendenti per gli studi di scenario e per le valutazioni di sicurezza.</p>

<p>Requirement 15: Site characterization for a disposal facility</p> <p>The site for a disposal facility shall be characterized at a level of detail sufficient to support a general understanding of both the characteristics of the site and how the site will evolve over time. This shall include its present condition, its probable natural evolution and possible natural events, and also human plans and actions in the vicinity that may affect the safety of the facility over the period of interest.</p> <p>It shall also include a specific understanding of the impact on safety of features, events and processes associated with the site and the facility.</p>	<p>Requisito 15: Caratterizzazione del sito per un impianto di smaltimento</p> <p>Il sito per un impianto di smaltimento deve essere caratterizzato ad un livello di dettaglio sufficiente per supportare una conoscenza generale delle caratteristiche del sito e di come il sito evolverà nel tempo.</p> <p>Questo requisito comprende lo stato attuale, la sua probabile evoluzione naturale e i possibili eventi naturali, e anche i piani e le azioni umane nel suo intorno che possono compromettere la sicurezza della struttura durante il periodo di interesse.</p> <p>Questo requisito comprende inoltre una conoscenza specifica degli impatti sulla sicurezza delle caratteristiche (features), degli eventi e dei processi associati con il sito e con l'impianto.</p>
<p>Requirement 16: Design of a disposal facility</p> <p>The disposal facility and its engineered barriers shall be designed to contain the waste with its associated hazard, to be physically and chemically compatible with the host geological formation and/or surface environment, and to provide safety features after closure that complement those features afforded by the host environment. The facility and its engineered barriers shall be designed to provide safety during the operational period.</p>	<p>Requisito 16: Progettazione di un impianto di smaltimento</p> <p>L'impianto di smaltimento e le sue barriere ingegneristiche devono essere progettati per contenere i rifiuti con tutti i suoi rischi associati. Essi devono essere progettati per essere fisicamente e chimicamente compatibili con la formazione geologica e / o l'ambiente di superficie che ospita il deposito; e per fornire delle caratteristiche di sicurezza che dopo la chiusura complementano le capacità di confinamento dell'ambiente ospitante.</p> <p>La struttura e le sue barriere artificiali devono essere progettate per assicurare la sicurezza durante il periodo di esercizio del deposito e di controllo istituzionale..</p>
<p>Requirement 17: Construction of a disposal facility</p> <p>The disposal facility shall be constructed in accordance with the design as described in the approved safety case and supporting safety assessment. It shall be constructed in such a way as to preserve the safety functions of the host environment that have been shown by the safety case to be important for safety after closure. Construction activities shall be carried out in such a way as to ensure safety during the operational period.</p>	<p>Requisito 17: Costruzione di un impianto di smaltimento</p> <p>L'impianto di smaltimento deve essere costruito in conformità con il progetto, come descritto nel "safety case" e nel "safety assessment" di supporto approvati. L'impianto deve essere costruito in un modo tale da conservare le funzioni di sicurezza dell'ambiente ospitante che hanno dimostrato nel "safety case" di essere importanti per la sicurezza dopo la chiusura. Attività di costruzione devono essere effettuate in modo tale da garantire la sicurezza durante il periodo di esercizio.</p>

<p>Requirement 18: Operation of a disposal facility</p> <p>The disposal facility shall be operated in accordance with the conditions of the licence and the relevant regulatory requirements so as to maintain safety during the operational period and in such a manner as to preserve the safety functions assumed in the safety case that are important to safety after closure.</p>	<p>Requisito 18: Esercizio di un impianto di smaltimento</p> <p>L'impianto di smaltimento deve essere gestito in conformità con le condizioni della licenza e nel rispetto delle prescrizioni dettate dalla autorità di controllo in modo da mantenere la sicurezza durante il periodo di esercizio e in modo tale da preservare le funzioni di sicurezza assunte nel "safety case" come importanti per la sicurezza dopo chiusura.</p>
<p>Requirement 19: Closure of a disposal facility</p> <p>A disposal facility shall be closed in a way that provides for those safety functions that have been shown by the safety case to be important after closure. Plans for closure, including the transition from active management of the facility, shall be well defined and practicable, so that closure can be carried out safely at an appropriate time.</p>	<p>Requisito 19: Chiusura di un impianto di smaltimento</p> <p>Un impianto di smaltimento deve essere chiuso in un modo tale che assicuri quelle funzioni di sicurezza indicate importanti nel "safety case" dopo la chiusura.</p> <p>Il piano per la chiusura, inclusa la transizione dalla gestione attiva della struttura, deve essere ben definito e praticabile, così che la chiusura può essere effettuata in modo sicuro al momento opportuno.</p>
<p>Requirement 20: Waste acceptance in a disposal facility</p> <p>Waste packages and unpackaged waste accepted for emplacement in a disposal facility shall conform to criteria that are fully consistent with, and are derived from, the safety case for the disposal facility in operation and after closure.</p>	<p>Requisito 20: accettabilità dei rifiuti in un impianto di smaltimento</p> <p>Manufatti idonei per lo smaltimento e rifiuti non condizionati accettati per essere collocati in un impianto di smaltimento devono essere conformi ai criteri considerati nel "safety case" e a quelli da questi derivati dal "safety case" dell'impianto di smaltimento in esercizio e dopo la chiusura.</p>
<p>Requirement 21: Monitoring programmes at a disposal facility</p> <p>A programme of monitoring shall be carried out prior to, and during, the construction and operation of a disposal facility and after its closure, if this is part of the safety case.</p> <p>This programme shall be designed to collect and update information necessary for the purposes of protection and safety.</p> <p>Information shall be obtained to confirm the conditions necessary for the safety of workers and members of the public and protection of the environment during the period of operation of the facility.</p> <p>Monitoring shall also be carried out to confirm the absence of any conditions that could affect the safety of the facility after closure.</p>	<p>Requisito 21: Programmi di monitoraggio ad un impianto di smaltimento</p> <p>Un programma di monitoraggio deve essere svolto prima e durante la costruzione e l'esercizio di un impianto di smaltimento e dopo la sua chiusura, se ciò è previsto nel "safety case".</p> <p>Questo programma deve essere progettato per raccogliere e aggiornare le informazioni necessarie ai fini della protezione e della sicurezza.</p> <p>Le informazioni devono essere ottenute per confermare le condizioni necessarie per la sicurezza dei lavoratori e della popolazione e la tutela dell'ambiente durante il periodo di esercizio della struttura.</p> <p>Il monitoraggio deve essere effettuato anche per confermare l'assenza di condizioni che potrebbero influenzare la sicurezza della struttura dopo la chiusura.</p>

<p>Requirement 22: The period after closure and institutional controls</p> <p>Plans shall be prepared for the period after closure to address institutional control and the arrangements for maintaining the availability of information on the disposal facility. These plans shall be consistent with passive safety features and shall form part of the safety case on which authorization to close the facility is granted.</p>	<p>Requisito 22: Il periodo dopo la chiusura e controlli istituzionali</p> <p>I piani devono essere preparati per il periodo dopo la chiusura per indirizzare il controllo istituzionale e le modalità di mantenimento della disponibilità di informazioni sul deposito.</p> <p>Questi piani devono essere consistenti con le caratteristiche di sicurezza passiva e devono far parte del "safety case" con il quale è stata concessa l'autorizzazione per la chiusura della struttura.</p>
<p>Requirement 23: Consideration of the State system of accounting for, and control of, nuclear material</p> <p>In the design and operation of disposal facilities subject to agreements on accounting for, and control of, nuclear material, consideration shall be given to ensuring that safety is not compromised by the measures required under the system of accounting for, and control of, nuclear material.</p>	<p>Requisito 23: Considerazione sullo stato del sistema utilizzato per la contabilizzazione e controllo del materiale nucleare.</p> <p>Nella progettazione ed esercizio degli impianti di smaltimento oggetto di accordi sulla contabilizzazione e controllo del materiale nucleare, considerazioni devono essere poste per garantire che la sicurezza non venga compromessa dalle misure richieste nell'ambito del sistema di contabilizzazione e di controllo del materiale nucleare .</p>
<p>Requirement 24: Requirements in respect of nuclear security measures</p> <p>Measures shall be implemented to ensure an integrated approach to safety measures and nuclear security measures in the disposal of radioactive waste.</p>	<p>Requisito 24: Requisiti in materia di misure di "security" nucleare</p> <p>Misure devono essere attuate per garantire un approccio integrato alle misure di sicurezza e alle misure di security nucleare nello smaltimento delle scorie radioattive.</p>
<p>Requirement 25: Management systems</p> <p>Management systems to provide for the assurance of quality shall be applied to all safety related activities, systems and components throughout all the steps of the development and operation of a disposal facility. The level of assurance for each element shall be commensurate with its importance to safety.</p>	<p>Requisito 25: Sistemi di gestione</p> <p>I sistemi di gestione dedicati alla garanzia di qualità devono essere applicati a tutte le attività relative alla sicurezza, ai sistemi e componenti in tutte le fasi dello sviluppo ed esercizio di un impianto di smaltimento.</p> <p>Il livello di garanzia per ogni elemento deve essere commisurato con la sua importanza alla sicurezza.</p>
<p>Requirement 26: Existing disposal facilities</p> <p>The safety of existing disposal facilities shall be assessed periodically until termination of the licence.</p> <p>During this period, the safety shall also be assessed when a safety significant modification is planned or in the event of changes with regard to the conditions of the authorization.</p> <p>In the event that any requirements set down in this Safety Requirements publication are not met, measures shall be put in place to upgrade the safety of the facility, economic and social factors being taken into account.</p>	<p>Requisito 26: Impianti di smaltimento esistenti</p> <p>La sicurezza degli impianti di smaltimento esistenti deve essere valutata periodicamente fino al termine della licenza.</p> <p>Durante questo periodo, la sicurezza deve essere valutata quando una modifica rilevante per la sicurezza è pianificata o in caso di cambiamenti per quanto riguarda le condizioni dell'autorizzazione.</p> <p>Nel caso in cui delle prescrizioni indicate nella presente pubblicazione non sono rispettate, le misure devono essere messe in atto per migliorare la sicurezza della struttura considerando i fattori economici e sociali.</p>

Allegato A-3: Guide di sicurezza e Norme di riferimento

Guide di Sicurezza IAEA

1.	Siting of Near Surface Disposal Facilities Safety Series No. 111-G-3.1, December , 1994
2.	Siting of Geological Disposal Facilities, Safety Series No. 111-G-4 1, May , 1994.
3	Safety Assessment for Near Surface Disposal of Radioactive Waste , Safety Standard Series WS-G-1.1, September 23, 1999.
4	Regulatory control of radioactive discharges to the environment, Safety Standard Series WS-G-2.3, July 2000
5.	Organization and Staffing of the Regulatory Body for Nuclear Facilities Safety Standards Series, GS-G-1.1, September 2002.
6.	Review and Assessment of Nuclear Facilities by the Regulatory Body Safety Guide, Series No. GS-G-1.2, September 05, 2002.
7.	Regulatory Inspection of Nuclear Facilities and Enforcement by the Regulatory Body Safety Guide, Series No. GS-G-1.3, September 06, 2002.
8.	Documentation for Use in Regulating Nuclear Facilities, Series No. GS-G-1.4, September 09, 2002.
9	Environmental and Source Monitoring for purposes of radiation protection Safety guide RS-G-1.8 , July 2005
10	Categorization of Radioactive sources Safety Guide RS-G-1.9, August 2005
11	Fundamental Safety Principles, Safety Standards Series SF-1, 2006
12	Release of sites from regulatory control on termination of practices Safety Guides WS-G-5.1, November 2006
13	Storage of Radioactive Waste Safety Guide WS-G-6.1 , November 2006
14	The Management System for the processing, handling and storage of radioactive waste Safety guide GS-G-3.3, June 2008
15	The Management System for the Disposal of Radioactive Waste Safety Guide, Series No. GS-G-3.4, July 01, 2008.
16	Borehole Disposal Facilities for Radioactive Waste , Specific Safety Guide SSG-1, December , 2009.
17	Classification of Radioactive Waste General Safety Guide GSG-1, November 2009
18	Governmental, legal, and regulatory framework for safety General safety requirements part 1. GSR part 1, September 2010
19	Radiation Safety of gamma, electron and X ray irradiation facilities, Specific Safety Guide SSG-8 , July 2010
20	Disposal of Radioactive Waste

	Specific Safety Requirements, SSR-5 April 2011.
--	---

Normativa UNI

UNI 9498-1 DISATTIVAZIONE IMPIANTI NUCLEARI - CRITERI GENERALI (Settembre 1989)

UNI 9498-2 DISATTIVAZIONE IMPIANTI NUCLEARI - TECNICHE DI DECONTAMINAZIONE (Dicembre 1991)

UNI 9498-3 DISATTIVAZIONE IMPIANTI NUCLEARI - CONSERVAZIONE CON SORVEGLIANZA (Dicembre 1991)

UNI 9498-4 DISATTIVAZIONE IMPIANTI NUCLEARI - SMANTELLAMENTO (Dicembre 1991)

UNI 9498-5 DISATTIVAZIONE IMPIANTI NUCLEARI – CARATTERIZZAZIONE RADIOLOGICA (Dicembre 1991)

UNI 9498-6 DISATTIVAZIONE IMPIANTI NUCLEARI – CARATTERIZZAZIONE RADIOLOGICA E CLASSIFICAZIONE DEI MATERIALI PRODOTTI (Novembre 1998)

UNI 9498-7 DISATTIVAZIONE IMPIANTI NUCLEARI - CRITERI PER IL RILASCIO PARZIALE (Novembre 1998)

UNI 9498-8 DISATTIVAZIONE IMPIANTI NUCLEARI - REQUISITI DI UN DEPOSITO TEMPORANEO (Novembre 1998)

UNI 11015 DISATTIVAZIONE IMPIANTI NUCLEARI – DETERMINAZIONE DEGLI ISOTOPI DI PU, AM E CM (Marzo 2003)

UNI 10621 MANUFATTI DI RIFIUTI RADIOATTIVI CONDIZIONATI - CARATTERIZZAZIONE (Novembre 1997)

UNI 10704 RIFIUTI RADIOATTIVI - CLASSIFICAZIONE (Gennaio 1998)

UNI 10755 MANUFATTI DI RIFIUTI RADIOATTIVI CONDIZIONATI - COLORAZIONE, MARCATURA, SCHEDATURA E REGISTRAZIONE (Aprile 1999)

UNI 11193 METODI DI PROVA PER LA QUALIFICAZIONE DEI PROCESSI DI CONDIZIONAMENTO PER MANUFATTI APPARTENENTI ALLA CATEGORIA 2 (Novembre 2006)

UNI 11194 CARATTERIZZAZIONE RADIOLOGICA DI MANUFATTI APPARTENENTI ALLA CATEGORIA 2 AI FINI DEL CONFERIMENTO AL DEPOSITO FINALE (Dicembre 2006)

UNI 11195 SISTEMA INFORMATIVO PER LA GESTIONE DI UN DEPOSITO DI TIPO SUPERFICIALE PER MANUFATTI APPARTENENTI ALLA CATEGORIA 2 (novembre 2006)

UNI 11196 CONTENITORI PER IL DEPOSITO FINALE DI MANUFATTI APPARTENENTI ALLA CATEGORIA 2 (Novembre 2006)

UNI 11197 MODALITA' DI IDENTIFICAZIONE E DI RINTRACCIABILITA' DELL'INFORMAZIONE PER MANUFATTI APPARTENENTI ALLA CATEGORIA 2 (Dicembre 2006)

UNI ISO 7503-1 VALUTAZIONE DELLA CONTAMINAZIONE SUPERFICIALE - PARTE 1: EMETTITORI BETA (ENERGIA BETA MASSIMA MAGGIORE 0,15 MEV) E EMETTITORI ALFA (Marzo 2010 – *recepita integralmente da ISO*)

UNI ISO 7503-2 VALUTAZIONE DELLA CONTAMINAZIONE SUPERFICIALE - PARTE 2: CONTAMINAZIONE SUPERFICIALE DA TRIZIO (Marzo 2010– *ibidem*)

UNI 9778 DETERMINAZIONE DEGLI ISOTOPI ALFA EMETTITORI DEL PU NEI TERRENI, FANGHI E SEDIMENTI (Novembre 1990)

UNI 9882 DETERMINAZIONE DEI RADIONUCLIDI NEL LATTE (Luglio 1991)

UNI 9888 DETERMINAZIONE RADIOCHIMICA DELLO ^{90}Sr (Dicembre 1991)

UNI 10313 DETERMINAZIONE DEL ^{210}Pb NEI CARBONI E NELLE CENERI DI CARBONE (Febbraio 1994)

UNI 10314 DETERMINAZIONE DELL'URANIO NATURALE E DEL ^{226}Ra NELLE FOSFORITI E NEI LORO DERIVATI (Febbraio 1994)

UNI 11260 DETERMINAZIONE DEL CONTENUTO DI ATTIVITA' ALFA E BETA NELLE ACQUE PER IL CONSUMO UMANO (Aprile 2008)

UNI 11261 DETERMINAZIONE DELLA CONCENTRAZIONE DI ATTIVITA' DI ^{222}Rn NELLE ACQUE MEDIANTE SCINTILLAZIONE LIQUIDA (Aprile 2008)

PROGETTO DI NORMA UNICEN 215 – DETERMINAZIONE DI ^{55}Fe , ^{59}Ni , ^{63}Ni (Settembre 2004)

Normativa ISO

1. ISO 6962 Standard method for testing the long-term alpha irradiation stability of matrices for solidification of high-level radioactive waste - Second Edition (July 2007)
2. ISO 14850-1 Waste-packages activity measurement Part 1: High-resolution gamma spectrometry in integral mode with open geometry - First Edition (May 2004)
3. ISO 21238 Scaling factor method to determine the radioactivity of low- and intermediate level radioactive waste packages generated at nuclear power plants - First Edition (April 2004)
4. ISO 2889 Sampling airborne radioactive materials from the stacks and ducts of nuclear facilities (2010)
5. ISO 6980-1 Reference beta-particle radiation - Part 1: Methods of production (2006)
6. ISO 6980-2 Reference beta-particle radiation - Part 2: Calibration fundamentals related to basic quantities characterizing the radiation field (2004)
7. ISO 7503-3 Evaluation of surface contamination - Part 3: Isomeric transition and electron capture emitters, low energy beta-emitters (E betamax less than 0,15 MeV) (1996)
8. ISO 8298 Determination of mg amounts of Pu in nitric acid solutions – Potentiometric titration with potassium dichromate after oxidation by Ce(IV) and reduction by Fe(II) (2000)
9. ISO 8299 Determination of the isotopic and elemental U and Pu concentrations of nuclear materials in nitric acid solutions by thermal-ionization mass spectrometry (2005)
10. ISO 8769 Calibration of surface contamination monitors - Alpha, beta and photon emitters (2010)
11. ISO 9463 Determination of Pu in nitric acid solutions by spectrophotometry (2009)
12. ISO 9696 Water quality - Measurement of gross alpha activity in non-saline water – Thick source method (2007)
13. ISO 9697 Water quality - Measurement of gross beta activity in non-saline water – Thick source method (2008)
14. ISO 10703 Water quality - Determination of the activity concentration of radionuclides - Method by high resolution gamma-ray spectrometry (2007)
15. ISO 10704 Water quality - Measurement of gross alpha and gross beta activity in non-saline water - Thin source deposit method (2009)
16. ISO 10981 Determination of U in reprocessing-plant dissolver solution – Liquid chromatography method (2004)

17. ISO 11483 Preparation of Pu sources and determination of ^{238}Pu / ^{239}Pu isotope ratio by alpha spectrometry (2005)
18. ISO 11704 Water quality - Measurement of gross alpha and beta activity concentration in non-saline water - Liquid scintillation counting method (2010)
19. ISO 12183 Nuclear fuel technology - Controlled-potential coulometric assay of Pu (2005)
20. ISO 13465 Determination of Np in nitric acid solutions by spectrophotometry (2009)
21. ISO 15366 Chemical separation and purification of U and Pu in nitric acid solutions for isotopic and dilution analysis by solvent chromatography (1999)
22. ISO 18589-1 Measurement of radioactivity in the environment - Soil - Part 1: General guidelines and definitions (2005)
23. ISO 18589-3 Measurement of radioactivity in the environment - Soil - Part 3: Measurement of gamma-emitting radionuclides (2007)
24. ISO 18589-4 Measurement of radioactivity in the environment - Soil - Part 4: Measurement of plutonium isotopes (^{238}Pu , ^{239}Pu and ^{240}Pu) by alpha spectrometry (2009)
25. ISO 18589-5 Measurement of radioactivity in the environment - Soil - Part 5: Measurement of ^{90}Sr (2009)
26. ISO 18589-6 Measurement of radioactivity in the environment - Soil - Part 6: Measurement of gross alpha and gross beta activities (2009)
27. ISO 21847-1 Alpha spectrometry - Part 1: Determination of Np in U and its compounds (2007)
28. ISO 21847-2 Alpha spectrometry - Part 2: Determination of Pu in U and its compounds (2007)
29. ISO 21847-3 Alpha spectrometry - Part 3: Determination of ^{232}U in U and its compounds (2007)
30. ISO 26062 Procedures for the measurement of elemental impurities in U - and Pu – based materials by inductively coupled plasma mass spectrometry (2010)

Codice dell'ENERGIA: Legislazione relativa all'Energia nucleare

Disciplina Sovranazionale

- Reg.(CE) 8 giugno 1993, n. 1493/93, Regolamento del Consiglio sulle spedizioni di sostanze radioattive tra gli Stati membri
- Dir. 22 dicembre 2003, n. 2003/122/Euratom, Direttiva del Consiglio sul controllo delle sorgenti radioattive sigillate ad alta attività e delle sorgenti orfane
- Dir. 20 novembre 2006, n. 2006/117/Euratom, Direttiva del Consiglio relativa alla sorveglianza e al controllo delle spedizioni di rifiuti radioattivi e di combustibile nucleare esaurito
- Dec. 18 dicembre 2006, n. 2006/970/Euratom, Decisione del Consiglio concernente il settimo programma quadro della Comunità europea dell'energia atomica (Euratom) per le attività di ricerca e formazione nel settore nucleare (2007-2011)
- Dec. 19 dicembre 2006, n. 2006/977/Euratom, Decisione del Consiglio concernente il programma specifico da attuare mediante azioni dirette del Centro comune di ricerca nell'ambito del settimo programma quadro della Comunità europea dell'energia atomica (Euratom) per le attività di ricerca e formazione nel settore nucleare (2007-2011)
- Dec. 27 marzo 2007, n. 2007/198/Euratom, Decisione del Consiglio che istituisce l'Impresa comune europea per ITER e lo sviluppo dell'energia da fusione e le conferisce dei vantaggi.
- Dec. 17 luglio 2007, n. 2007/530/Euratom, Decisione della Commissione relativa all'istituzione del gruppo europeo ad alto livello sulla sicurezza nucleare e la sicurezza della gestione dei residui
- Dec. 5 marzo 2008, n. 2008/312/Euratom, Decisione della Commissione relativa al documento uniforme per la sorveglianza e il controllo delle spedizioni di rifiuti radioattivi e di combustibile nucleare esaurito di cui alla direttiva 2006/117/Euratom del Consiglio

Disciplina Nazionale

- L. 31 dicembre 1962, n. 1860, Impiego pacifico dell'energia nucleare
- D.P.R. 5 dicembre 1969, n. 1303, Determinazione delle quantità di radioattività, delle attività specifiche o concentrazioni e delle intensità di dose di esposizione soggette alle prescrizioni del D.P.R. 13 febbraio 1964, n. 185
- L. 2 agosto 1975, n. 393, Norme sulla localizzazione delle centrali elettronucleari e sulla produzione e sull'impiego di energia elettrica (artt. 1-7)
- D.Lgs. 17 marzo 1995, n. 230, Attuazione delle direttive 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 92/3/Euratom e 96/29/Euratom in materia di radiazioni ionizzanti
- D.Lgs. 16 marzo 1999, n. 79, Attuazione della direttiva 96/92/CE recante norme comuni per il mercato interno dell'energia elettrica (art. 13)
- D.Lgs. 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
- D.L. 18 febbraio 2003, n. 25, Disposizioni urgenti in materia di oneri generali del sistema elettrico e di realizzazione, potenziamento, utilizzazione e ambientalizzazione di impianti termoelettrici
- D.Lgs. 30 settembre 2003, n. 257, Riordino della disciplina dell'Ente per le nuove tecnologie, l'energia e l'ambiente - ENEA, a norma dell'articolo 1 della L. 6 luglio 2002, n. 137
- D.L. 14 novembre 2003, n. 314, Disposizioni urgenti per la raccolta, lo smaltimento e lo stoccaggio, in condizioni di massima sicurezza, dei rifiuti radioattivi
- D.M. 2 dicembre 2004, Indirizzi strategici e operativi alla SOGIN - Società gestione impianti nucleari S.p.a., ai sensi dell'articolo 13, comma 4, del decreto legislativo 16 marzo 1999, n. 79

- D.P.C.M. 24 giugno 2005, n. 183, Regolamento di sicurezza nucleare e protezione sanitaria per l'Amministrazione della difesa
- D.P.C.M. 10 febbraio 2006, Linee guida per la pianificazione di emergenza per il trasporto di materie radioattive e fissili, in attuazione dell'articolo 125 del decreto legislativo 17 marzo 1992, n. 230 e successive modifiche ed integrazioni
- D.Lgs. 6 febbraio 2007, n. 52, Attuazione della direttiva 2003/122/CE Euratom sul controllo delle sorgenti radioattive sigillate ad alta attività e delle sorgenti orfane
- D.M. 25 febbraio 2008, Costituzione del gruppo di lavoro per l'individuazione della tipologia, delle procedure e della metodologia di selezione dirette alla realizzazione, su un sito del territorio nazionale, di un centro di servizi tecnologici e di ricerca ad alto livello nel settore dei rifiuti radioattivi
- L. 23 luglio 2009, n. 99, Disposizioni per lo sviluppo e l'internazionalizzazione delle imprese, nonché in materia di energia (artt. 25, 26, 27, 29)

Prassi

- Circ. 26 maggio 1997, n. 244/F, Disposizioni amministrative relative alla autorizzazione per la effettuazione dei trasporti stradali di materie radioattive e fissili speciali (procedura per il rilascio delle autorizzazioni di cui all'art. 5 della legge 31 dicembre 1962, n. 1860, come modificato dall'art. 2 del decreto del Presidente della Repubblica 30 dicembre 1965, n. 1704)
- Circ. 8 gennaio 2001, n. 5, D.Lgs. 26 maggio 2000, n. 241: attuazione della direttiva 96/29/Euratom in materia di protezione sanitaria dei lavoratori e della popolazione contro i rischi derivanti dalle radiazioni ionizzanti
- Circ. 29 marzo 2002, n. 17, La valutazione dei rischi per il personale addetto alla vigilanza in materia di radiazioni ionizzanti
- Circ. 22 luglio 2003, n. 47, Protezione sanitaria delle persone contro i pericoli delle radiazioni ionizzanti connesse ad esposizioni mediche presso gli impianti radiologici dell'Istituto
- Del.AEEG 30 luglio 2008, ARG/elt n. 103/2008, Disposizioni dell'Autorità per l'energia elettrica e il gas ai fini del riconoscimento degli oneri conseguenti alle attività di smantellamento delle centrali elettronucleari dismesse, di chiusura del ciclo del combustibile e alle attività connesse e conseguenti, di cui alla legge 17 aprile 2003, n. 83

Allegato A-4:

Allegato: Trasmutazioni e emissioni gamma di alcuni radionuclidi

Trizio

Authors: J.H. KELLEY, D. R. TILLEY, H.R. WELLER AND H.H. HASAN

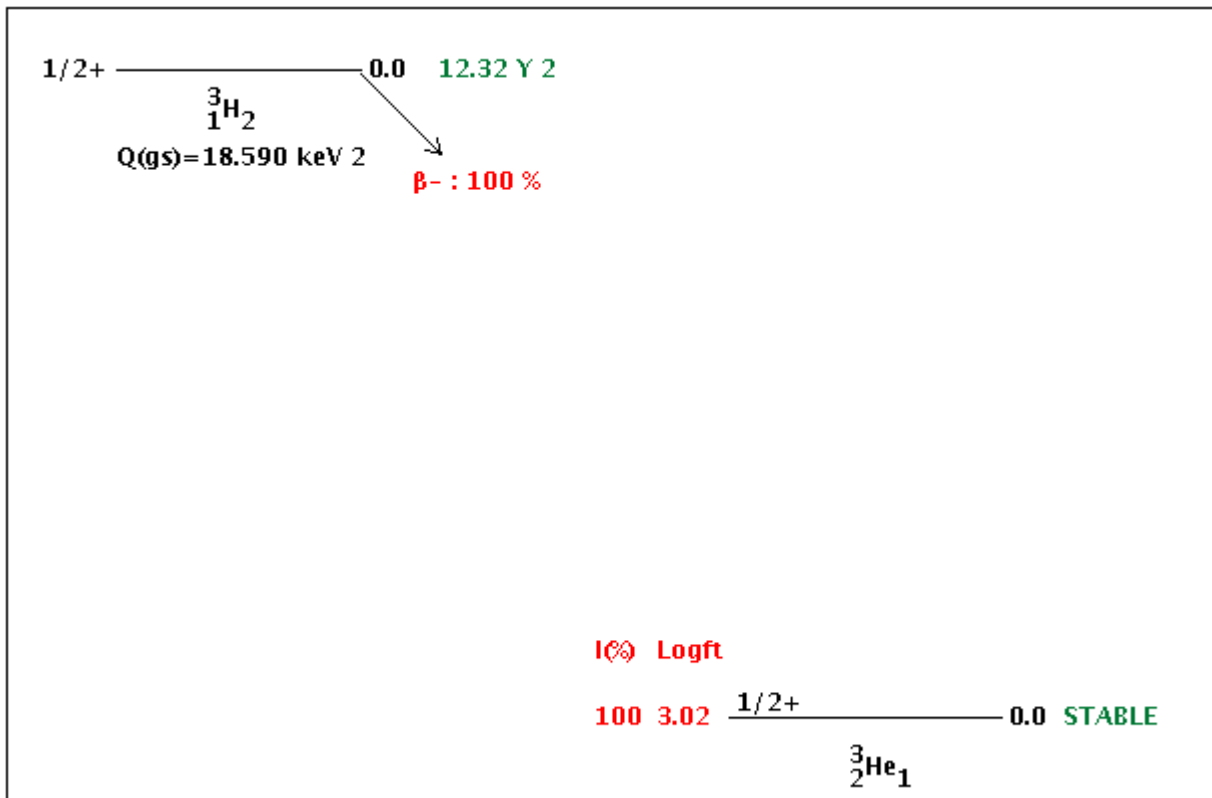
Parent Nucleus	Parent E(level)	Parent J π	Parent T _{1/2}	Decay Mode	GS-GS Q-value (keV)	Daughter Nucleus
^3_1H	0.0	1/2+	12.32 y 2	β^- : 100 %	18.590 2	^3_2He

Beta-:

Energy (keV)	End-point energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
5.69 4	18.5900 20	100 %	0.00569

Mean beta- energy: 5.69 keV , total beta- intensity: 100 % , mean beta- dose: 0.00569 MeV/Bq-s

Processo di Trasmutazione



Carbonio 14

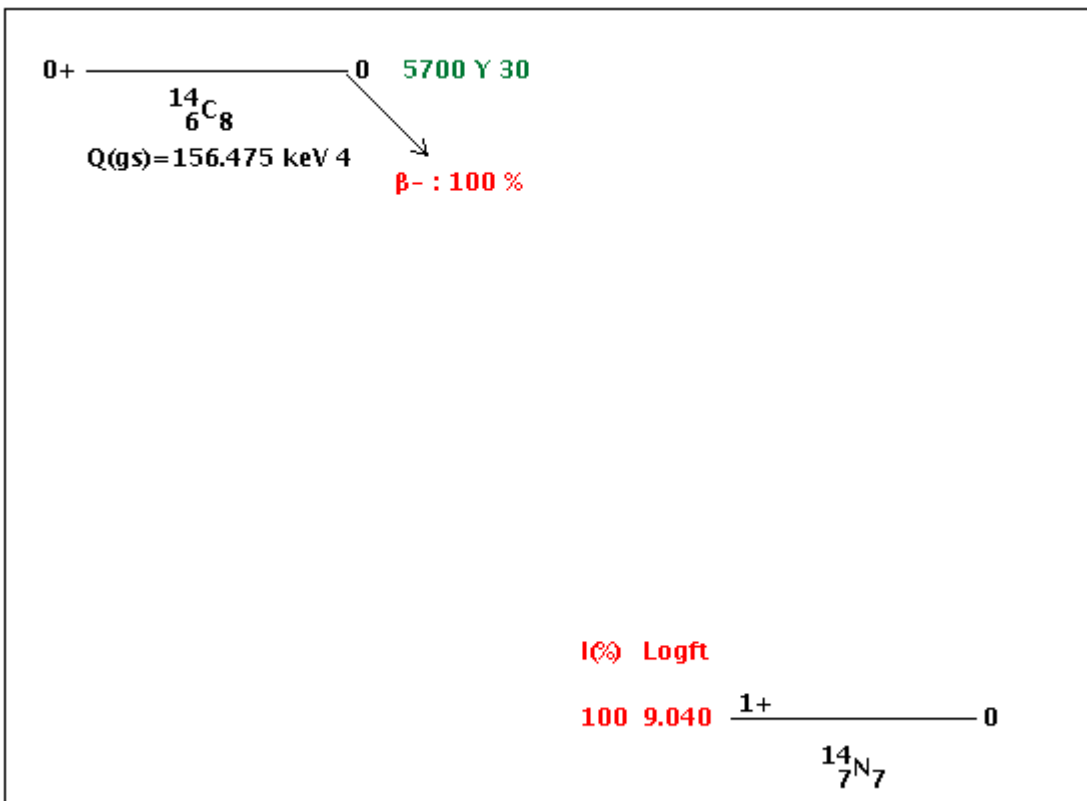
Author: F. AJZENBERG-SELOVE Citation: Nuclear Physics A523,1 (1991)

Parent Nucleus	Parent E(level)	Parent J π	Parent T _{1/2}	Decay Mode	GS-GS Q-value (keV)	Daughter Nucleus
¹⁴ ₆ C	0	0+	5700 y 30	β^- : 100 %	156.475 4	¹⁴ ₇ N

Beta-:

Energy (keV)	End-point energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
49.47	156.475 4	100 %	0.0495

Mean beta- energy: 49.47 keV , total beta- intensity: 100 % , mean beta- dose: 0.0495 MeV/Bq-s



Authors: P. M. ENDT, R.B. FIRESTONE Citation: Nuclear Physics A633, 1 (1998)

Parent Nucleus	Parent E(level)	Parent J π	Parent T _{1/2}	Decay Mode	GS-GS Q-value (keV)	Daughter Nucleus
³⁶ ₁₇ Cl	0	2+	3.01E+5 y 2	ϵ : 1.9 1 %	1142.07 25	³⁶ ₁₆ S

Beta+:

Energy (keV)	End-point energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
50.24 10	120.07 25	0.0140 % 12	7.0E-6 6

Mean beta+ energy: 50 keV 6, total beta+ intensity: 0.0140 % 12, mean beta+ dose: 7.0E-6 MeV/Bq-s 11

Electrons:

Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)	
Auger K	2.11	1.57 % 12	3.31E-5 25

Gamma and X-ray radiation:

Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)	
XR k α 2	2.307	0.042 % 5	9.8E-7 12
XR k α 1	2.308	0.085 % 11	1.97E-6 25
XR k β 1	2.464	0.0039 % 5	9.6E-8 12
XR k β 3	2.464	0.0020 % 3	4.9E-8 6
Annihil.	511.0	0.0280 % 25	

Cloro 36

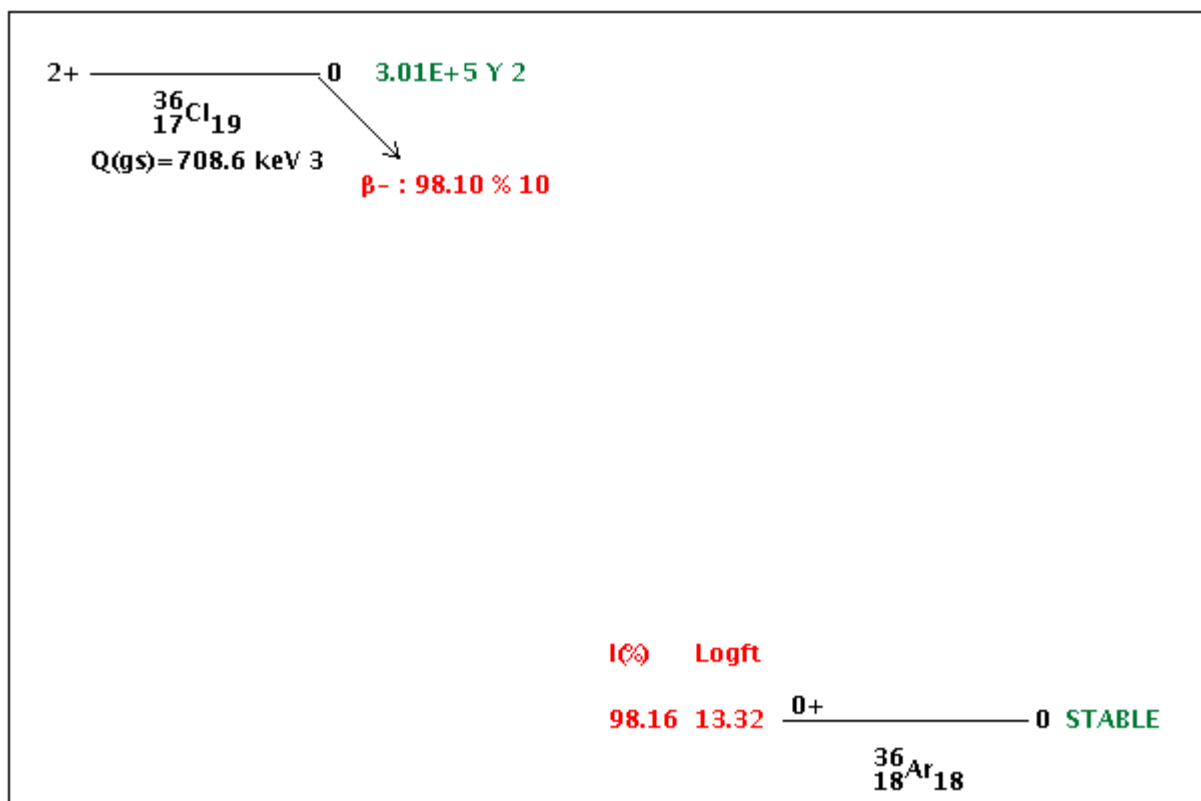
Authors: P. M. ENDT, R.B. FIRESTONE Citation: Nuclear Physics A633, 1 (1998)

Parent Nucleus	Parent E(level)	Parent J π	Parent T _{1/2}	Decay Mode	GS-GS Q-value (keV)	Daughter Nucleus
³⁶ ₁₇ Cl	0	2+	3.01E+5 y 2	β^- : 98.1 1 %	708.6 3	³⁶ ₁₈ Ar

Beta-:

Energy (keV)	End-point energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
251.20 11	708.6 3	98.16 % 14	0.2466 4

Mean beta- energy: 251.2 keV 5, total beta- intensity: 98.16 % 14, mean beta- dose: 0.2466 MeV/Bq-s 6



Calcio 41 Author: JOHN A. CAMERON AND BALRAJ SINGH Citation: Nuclear Data Sheets 94, 429 (2001)

Parent Nucleus	Parent E(level)	Parent J π	Parent T _{1/2}	Decay Mode	GS-GS Q-value (keV)	Daughter Nucleus
⁴¹ ₂₀ Ca	0	7/2-	1.02E+5 y 7	ϵ : 100 %	421.39 28	⁴¹ ₁₉ K

Electrons:

Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
Auger K	2.97	76.6 % 4
		0.002274 11

Gamma and X-ray radiation:

Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
XR k α 2	3.311	3.8 % 4
XR k α 1	3.314	7.6 % 8
XR k β 1	3.59	0.71 % 7
XR k β 3	3.59	0.36 % 4
		1.27E-4 12
		2.5E-4 3
		2.5E-5 3
		1.28E-5 13

$7/2^-$ ————— 0 $1.02E+5$ Y 7
 $^{41}_{20}\text{Ca}_{21}$
 $Q(\text{gs})=421.39$ keV 28
 $\epsilon: 100\%$

Logft

100 10.53 $3/2^+$ ————— 0
 $^{41}_{19}\text{K}_{22}$

Manganese 54

Authors: HUO JUNDE, HUO SU Citation:Nuclear Data Sheets 107, 1393 (2006)

Parent Nucleus	Parent E(level)	Parent J π	Parent T _{1/2}	Decay Mode	GS-GS Q-value (keV)	Daughter Nucleus
⁵⁴ ₂₅ Mn	0.0	3+	312.05 d 4	ϵ : 100 %	1377.1 10	⁵⁴ ₂₄ Cr

Electrons:

	Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
Auger L	0.54	143.2 % 5	7.734E-4 25
Auger K	4.78	63.3 % 4	0.003024 21
CE K	828.859 3	0.0224 % 10	1.86E-4 8

Gamma and X-ray radiation:

	Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
XR 1	0.57	0.37 % 13	2.1E-6 7
XR k α 2	5.405	7.4 % 4	3.99E-4 19
XR k α 1	5.415	14.6 % 6	7.9E-4 3
XR k β 1	5.947	1.64 % 7	9.7E-5 4
XR k β 3	5.947	0.84 % 4	4.97E-5 21
Annihil.	511.0	6E-7 % 6	
	834.848 3	99.9760 % 10	0.834648 9

Manganese 54 :Dataset #2:

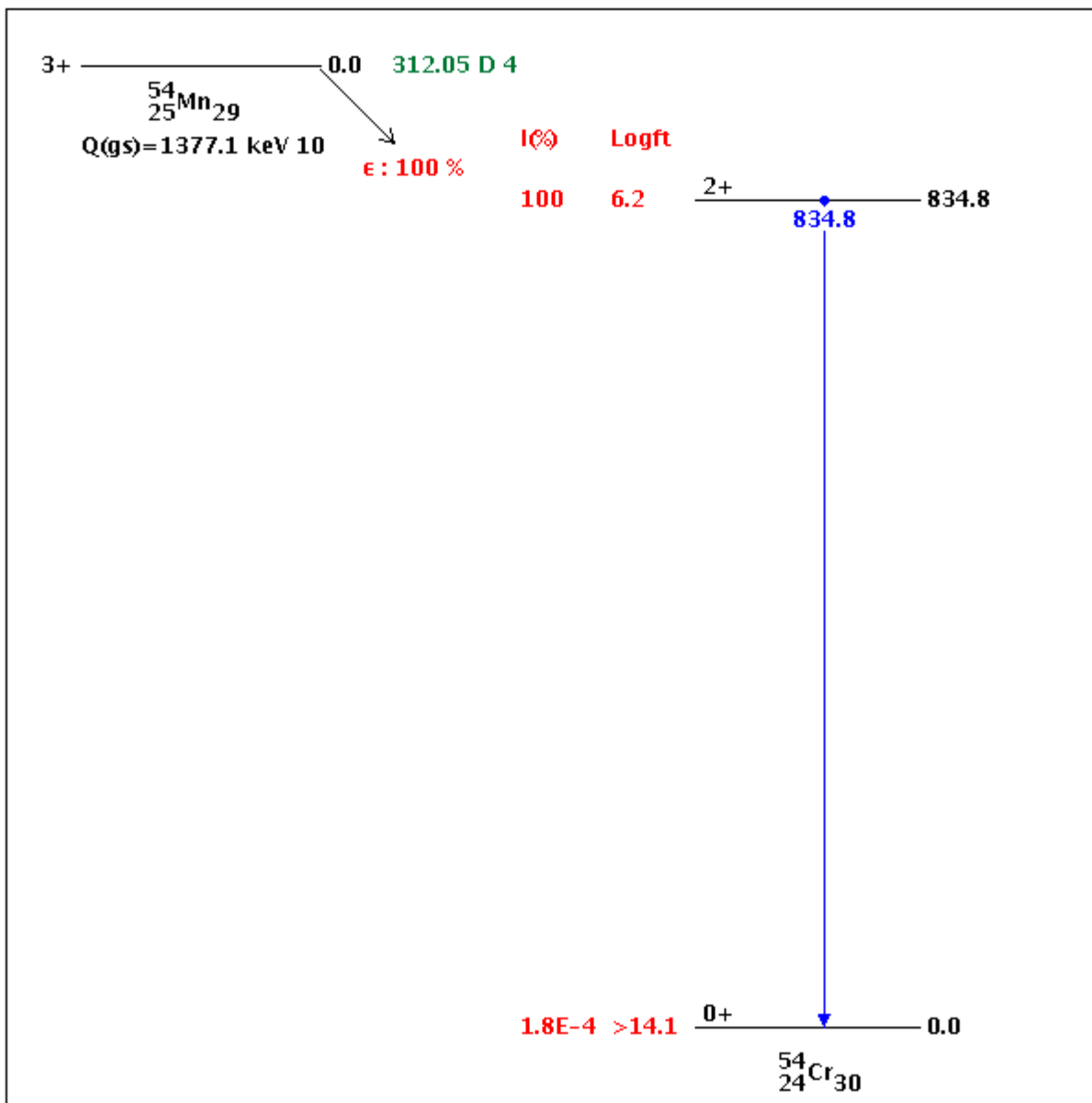
Authors: HUO JUNDE, HUO SU Citation:Nuclear Data Sheets 107, 1393 (2006)

Parent Nucleus	Parent E(level)	Parent J π	Parent T _{1/2}	Decay Mode	GS-GS Q-value (keV)	Daughter Nucleus
⁵⁴ ₂₅ Mn	0.0	3+	312.05 d 4	β^- : 0.93E-4 %	697.1 1	⁵⁴ ₂₆ Fe

Beta-:

Energy (keV)	End-point energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
239.62 4	697.10 10	2.0E-5 % 20	5E-8 5

Mean beta- energy: 0 keV AP, total beta- intensity: 2.0E-5 % 20, mean beta- dose: 0 MeV/Bq-s AP



Dataset #1:

Author: HUO JUNDE Citation:Nuclear Data Sheets 109, 787 (2008)

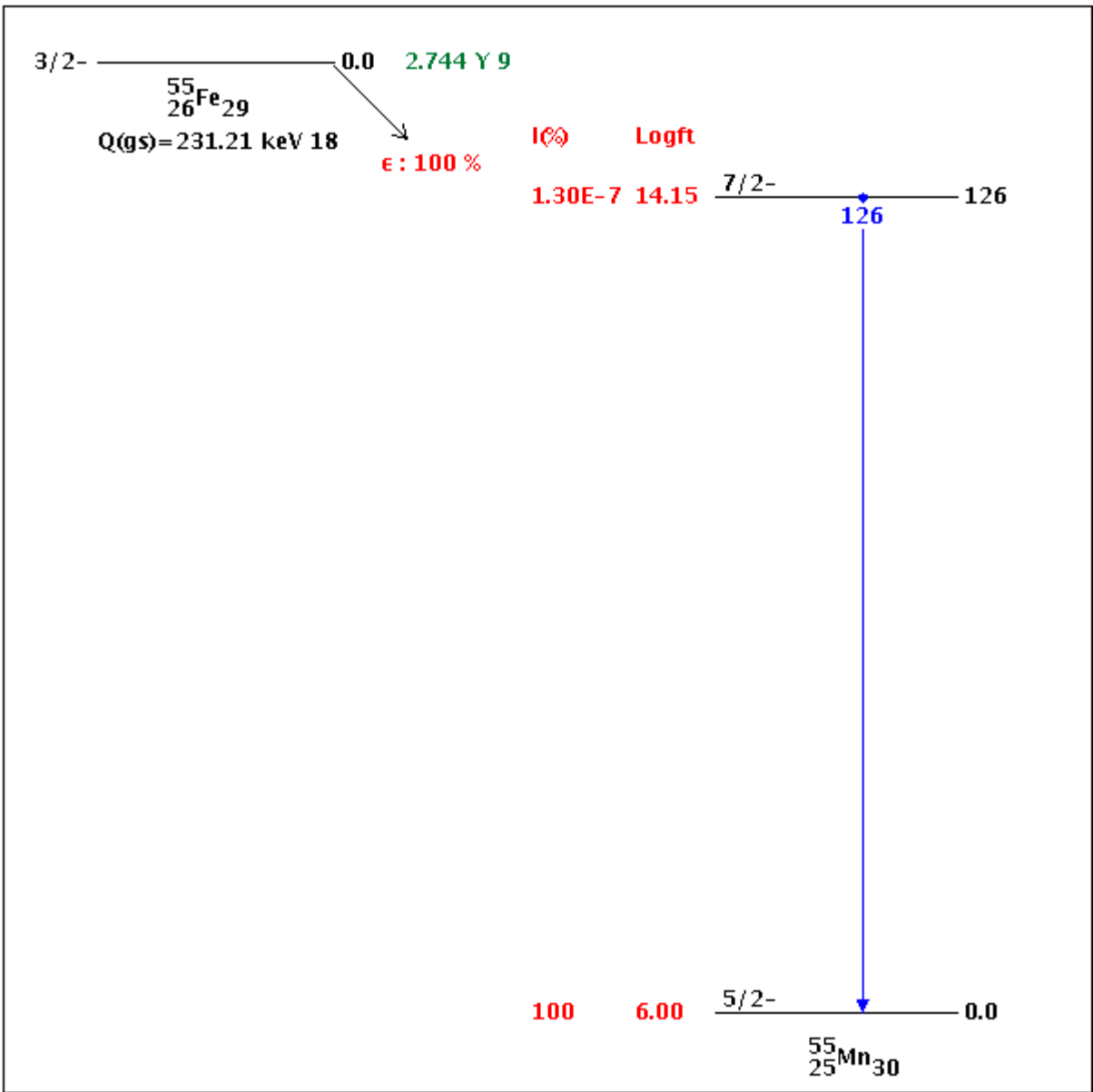
Parent Nucleus	Parent E(level)	Parent J π	Parent T _{1/2}	Decay Mode	GS-GS Q-value (keV)	Daughter Nucleus
⁵⁵ ₂₆ Fe	0.0	3/2-	2.744 y 9	ϵ : 100 %	231.21 18	⁵⁵ ₂₅ Mn

Electrons:

	Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
Auger L	0.61	139.9 % 14	8.53E-4 8
Auger K	5.19	60.1 % 8	0.00312 4

Gamma and X-ray radiation:

	Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
XR 1	0.64	0.66 % 10	4.2E-6 6
XR k α 2	5.888	8.2 % 4	4.85E-4 21
XR k α 1	5.899	16.2 % 7	9.6E-4 4
XR k β 1	6.49	1.89 % 9	1.23E-4 6
XR k β 3	6.49	0.96 % 5	6.3E-5 3
	126.0 1	1.280E-7 % 20	1.61E-10 3



Author: Coral M. BAGLIN Citation: Nuclear Data Sheets 95, 215 (2002)

Parent Nucleus	Parent E(level)	Parent J π	Parent T _{1/2}	Decay Mode	GS-GS Q-value (keV)	Daughter Nucleus
⁵⁹ ₂₈ Ni	0.0	3/2-	7.6E+4 y 5	ϵ : 100 %	1072.5 6	⁵⁹ ₂₇ Co

Beta+:

Energy (keV)	End-point energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
24.69 27	50.5 6	3.7E-5 % 12	9E-9 3

Mean beta+ energy: 25 keV 11, total beta+ intensity: 3.7E-5 % 12, mean beta+ dose: 9.E-9 MeV/Bq-s 5

Electrons:

Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
Auger L 0.75	134.4 % 4	0.001008 3
Auger K 6.07	54.3 % 4	0.003296 22

Gamma and X-ray radiation:

Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
XR 1 0.78	0.97 % 7	7.6E-6 5
XR k α 2 6.915	9.9 % 4	6.9E-4 3
XR k α 1 6.93	19.6 % 9	0.00136 6
XR k β 1 7.649	2.35 % 11	1.80E-4 8
XR k β 3 7.649	1.21 % 5	9.2E-5 4
Annihil. 511.0	7.4E-5 % 24	

$3/2^-$ ————— 0.0 $7.6E+4$ Y 5
 $^{59}_{28}\text{Ni}_{31}$
 $Q(\text{gs})=1072.5$ keV 6
 $\epsilon: 100\%$

Logft

100 11.89 $7/2^-$ ————— 0.0
 $^{59}_{27}\text{Co}_{32}$

Cobalto 60

Results: 3 different decay possibilities were found

Dataset #1:

Author: J. K. Tuli Citation: Nuclear Data Sheets 100, 347 (2003)

Parent Nucleus	Parent E(level)	Parent J π	Parent T _{1/2}	Decay Mode	GS-GS Q-value (keV)	Daughter Nucleus
⁶⁰ ₂₇ Co	58.6037	2+	10.467 m 6	IT		⁶⁰ ₂₇ Co

Electrons:

	Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
Auger L	0.75	125.3 % 3	9.395E-4 24
Auger K	6.07	48.4 % 3	0.002938 19
CE K	50.894 7	79.0798 %	0.040247
CE L	57.677 7	14.0362 %	0.0080957

Gamma and X-ray radiation:

	Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
XR 1	0.78	0.91 % 6	7.1E-6 5
XR k α 2	6.915	8.9 % 4	6.1E-4 3
XR k α 1	6.93	17.5 % 8	0.00121 5
XR k β 1	7.649	2.10 % 9	1.60E-4 7
XR k β 3	7.649	1.08 % 5	8.2E-5 4
	58.603 7	2.0359 %	0.0011931

Author: J. K. Tuli Citation: Nuclear Data Sheets 100, 347 (2003)

Parent Nucleus	Parent E(level)	Parent J π	Parent T _{1/2}	Decay Mode	GS-GS Q-value (keV)	Daughter Nucleus
⁶⁰ ₂₇ Co	58.6037	2+	10.467 m 6	β^-	2823.64 11	⁶⁰ ₂₈ Ni

Beta-:

Energy (keV)	End-point energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
248.80 6	723.43 13	0.0084 % 13	2.1E-5 3
606.37 5	1549.73 11	0.23 % 3	0.00139 18

Mean beta- energy: 5.9E+2 keV 10, total beta- intensity: 0.24 % 3, mean beta- dose: 0.0014 MeV/Bq-s 3

Gamma and X-ray radiation:

Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
826.28 9	0.0077 % 12	6.3E-5 10
1332.501 5	0.24 %	0.0032
2158.77 9	7.2E-4 % 12	1.55E-5 25

Gamma Coincidence Data:

For each gamma, the list of gammas in coincidence is given. If experimentally known, an estimate of the average time interval (in seconds) between both gammas is given

E(γ)	Coincidence
826.28	1332.501
826.28	1332.501
1332.501	826.28, 826.28

Author: J. K. Tuli Citation: Nuclear Data Sheets 100, 347 (2003)

Parent Nucleus	Parent E(level)	Parent J π	Parent T _{1/2}	Decay Mode	GS-GS Q-value (keV)	Daughter Nucleus
⁶⁰ ₂₇ Co	0.0	5+	1925.28 d 14	β^- : 100 %	2823.9 5	⁶⁰ ₂₈ Ni

Beta-:

Energy (keV)	End-point energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
95.77 15	318.2 5	99.88 % 3	0.09566 15
625.87 21	1491.4 5	0.12 % 3	7.5E-4 19

Mean beta- energy: 96.41 keV 25, total beta- intensity: 100.00 % 4, mean beta- dose: 0.09641 MeV/Bq-s 25

Electrons:

Energy (keV)		Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
Auger L	0.84	0.0366 % 12	3.08E-7 10
Auger K	6.54	0.0154 % 5	1.01E-6 3
CE K	338.81 7	3.77E-5 % 23	1.28E-7 8
CE L	346.13 7	3.81E-6 % 23	1.32E-8 8
CE K	817.77 3	2.4E-6 % 4	1.9E-8 3
CE L	825.09 3	2.2E-7 % 3	1.84E-9 22
CE K	1164.895 3	0.0151 % 7	1.76E-4 8
CE K	1324.159 4	0.0115 % 5	1.52E-4 7
CE K	2150.24 3	5.4E-8 % 9	1.16E-9 20
CE L	2157.56 3	5.2E-9 % 9	1.11E-10 19
CE K	2497.359 5	1.6E-10 % 3	3.9E-12 8
CE L	2504.684 5	1.5E-11 % 3	3.8E-13 8

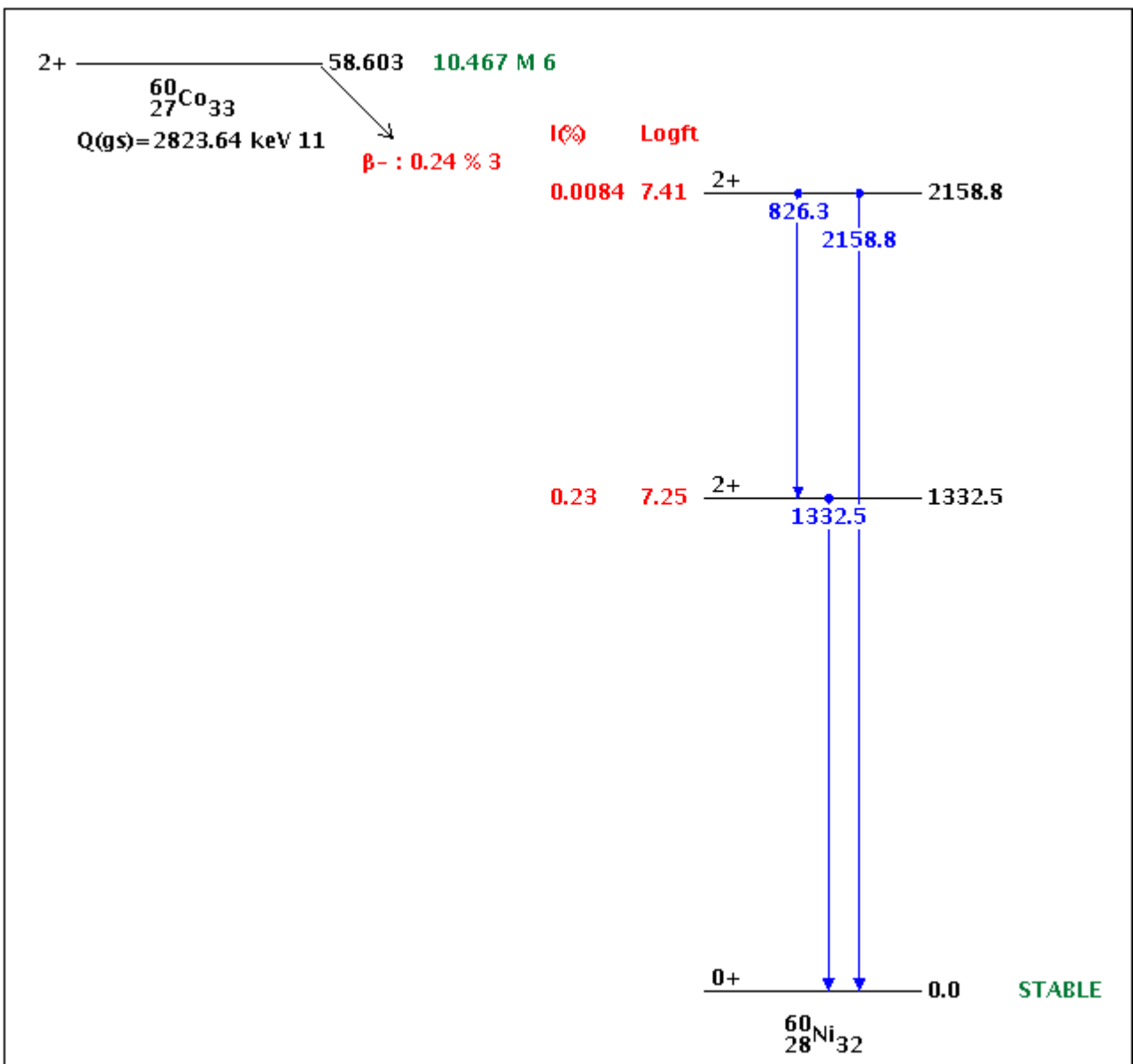
Gamma and X-ray radiation:

Energy (keV)		Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
XR 1	0.85	3.10E-4 % 18	2.64E-9 15
XR k α 2	7.461	0.00325 % 19	2.42E-7 14
XR k α 1	7.478	0.0064 % 4	4.8E-7 3
XR k β 1	8.265	7.7E-4 % 4	6.3E-8 4
XR k β 3	8.265	3.94E-4 % 23	3.26E-8 19
	347.14 7	0.0075 % 4	2.60E-5 14
	826.10 3	0.0076 % 8	6.3E-5 7
	1173.228 3	99.85 % 3	1.1715 4
	1332.492 4	99.9826 % 6	1.332260 9
	2158.57 3	0.00120 % 20	2.6E-5 4
	2505.692 5	2.0E-6 % 4	5.0E-8 10

Gamma Coincidence Data:

For each gamma, the list of gammas in coincidence is given. If experimentally known, an estimate of the average time interval (in seconds) between both gammas is given

E(γ)	Coincidence
347.14	826.10, 1332.492 (9.00E-13), 2158.57
347.14	826.10, 1332.492 (9.00E-13), 2158.57
826.10	347.14, 347.14, 1332.492 (9.00E-13)
826.10	1332.492 (9.00E-13)
1173.228	1332.492 (9.00E-13)
1173.228	1332.492 (9.00E-13)
1332.492	347.14 (9.00E-13), 347.14 (9.00E-13), 826.10 (9.00E-13), 826.10 (9.00E-13), 1173.228 1173.228 (9.00E-13)
2158.57	347.14, 347.14



2+ ————— 58.603 10.467 M 6

$^{60}_{27}\text{Co}_{33}$

Q(gs)=2823.64 keV 11

β^- : 0.24 % 3

I(%) Logft

0.0084 7.41

2+ ————— 2158.8

826.3

2158.8

0.23

7.25

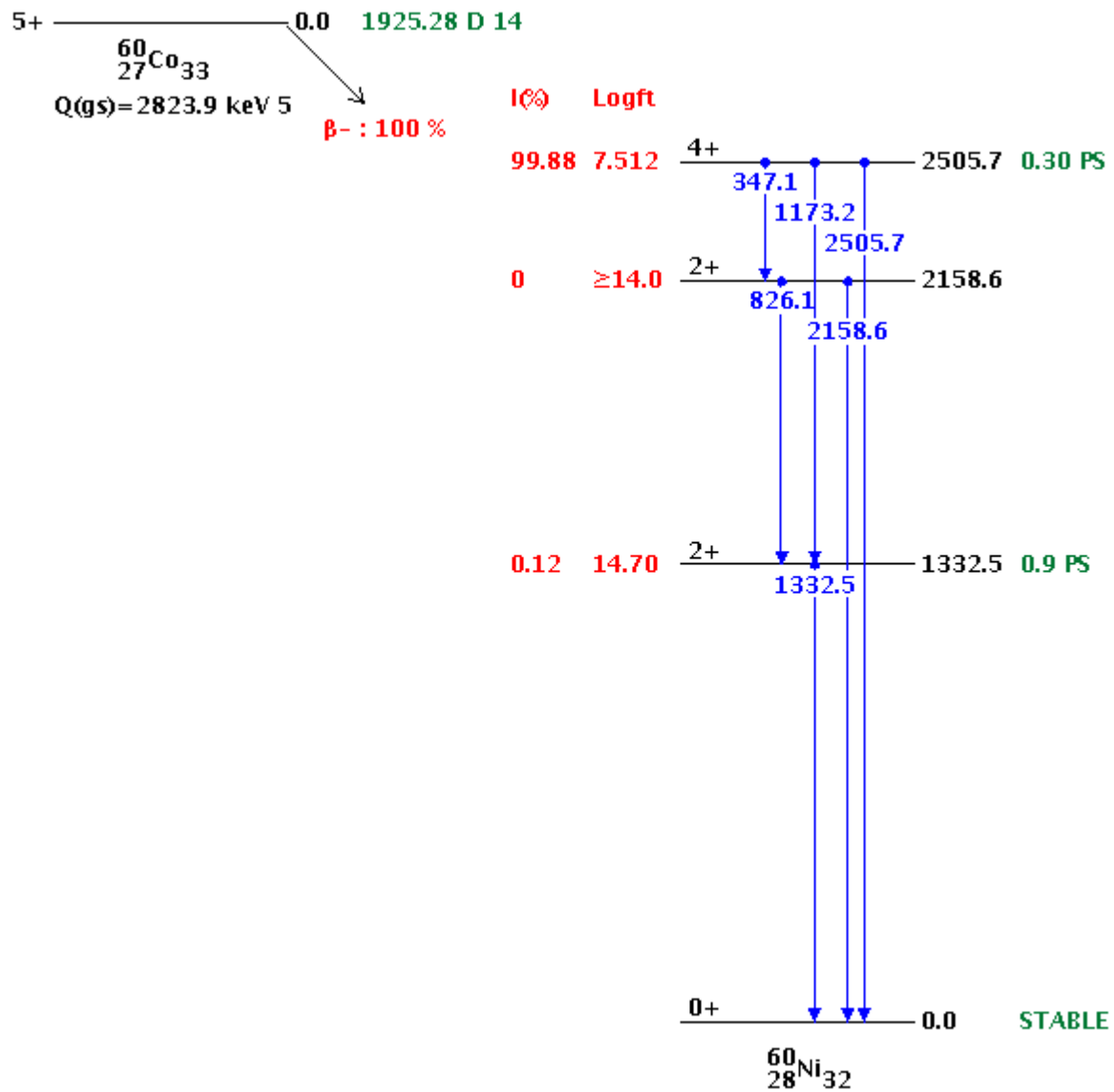
2+ ————— 1332.5

1332.5

0+ ————— 0.0

STABLE

$^{60}_{28}\text{Ni}_{32}$



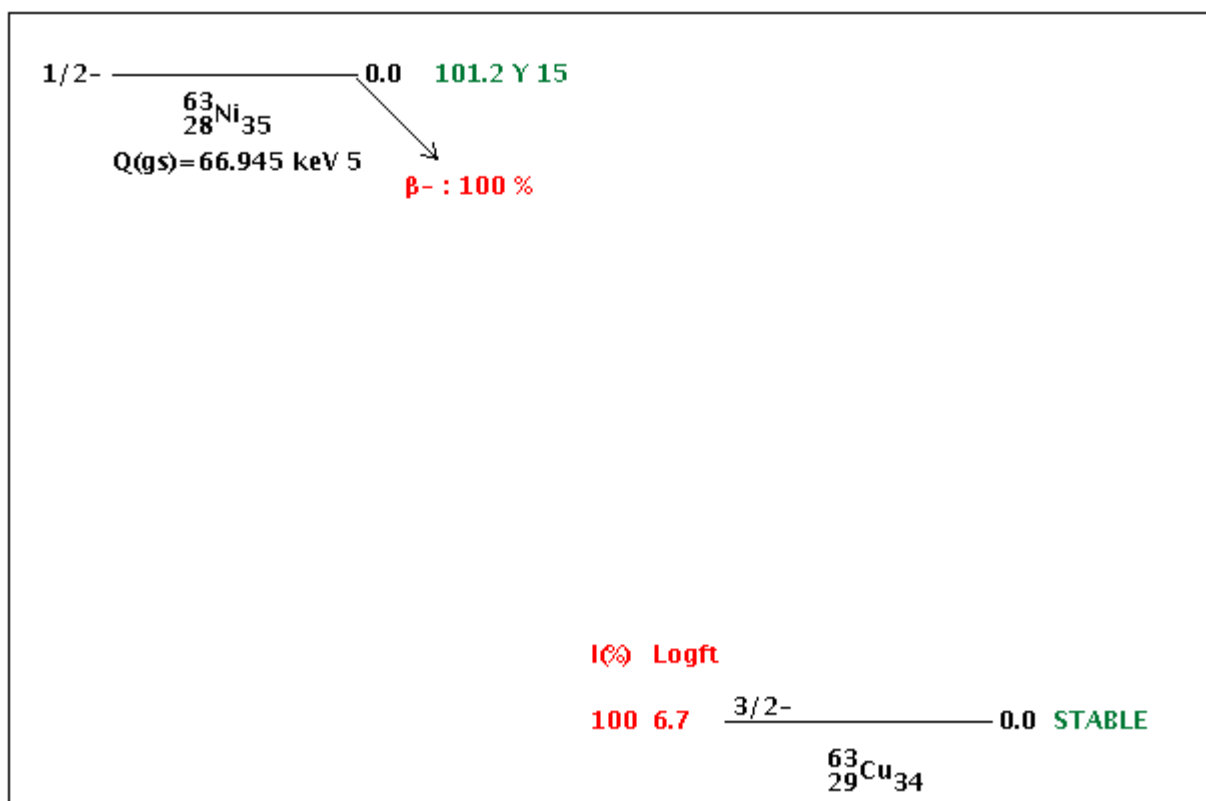
Authors: BAI ERJUN, HUO JUNDE Citation: Nuclear Data Sheets 92, 147 (2001)

Parent Nucleus	Parent E(level)	Parent J π	Parent T _{1/2}	Decay Mode	GS-GS Q-value (keV)	Daughter Nucleus
⁶³ ₂₈ Ni	0.0	1/2-	101.2 y 15	β^- : 100 %	66.945 5	⁶³ ₂₉ Cu

Beta-:

Energy (keV)	End-point energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
17.425 6	66.945 5	100 %	0.017425

Mean beta- energy: 17.425 keV , total beta- intensity: 100 % , mean beta- dose: 0.0174 MeV/Bq-s



Dataset #1:

Authors: E. BROWNE, J. K. TULI Citation: Nuclear Data Sheets 111, 2425 (2010)

Parent Nucleus	Parent E(level)	Parent J π	Parent T _{1/2}	Decay Mode	GS-GS Q-value (keV)	Daughter Nucleus
⁶⁵ Zn	0	5/2-	243.93 d 9	ϵ : 100 %	1352.1 3	

30						⁶⁵ ₂₉ Cu
----	--	--	--	--	--	--------------------------------

Beta+:

Energy (keV)	End-point energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
142.5 3	330.1 3	1.421 % 7	0.002025 11

Mean beta+ energy: 142.5 keV 10, total beta+ intensity: 1.421 % 7, mean beta+ dose: 0.002025 MeV/Bq-s 18

Electrons:

	Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
Auger L	0.92	126.7 % 4	0.001166 4
Auger K	7.03	47.5 % 4	0.003340 25
CE K	335.97 20	1.41E-5 % 10	4.7E-8 3
CE L	343.85 20	1.44E-6 % 10	5.0E-9 4
CE M	344.95 20	2.02E-7 % 15	7.0E-10 5
CE N	344.95 20	5.8E-9 % 4	2.02E-11 15
CE NP	344.95 20	5.8E-9 % 4	2.02E-11 15
CE K	761.62 20	9.2E-7 % 8	7.0E-9 6
CE L	769.50 20	9.1E-8 % 8	7.0E-10 6
CE M	770.60 20	1.29E-8 % 11	9.9E-11 8
CE N	770.60 20	3.9E-10 % 3	3.0E-12 3
CE NP	770.60 20	3.9E-10 % 3	3.0E-12 3
CE K	1106.5601 20	0.00828 % 12	9.16E-5 13
CE L	1114.4424 20	8.16E-4 % 12	9.10E-6 13
CE M	1115.5389 20	1.146E-4 % 20	1.278E-6 22
CE N	1115.5389 20	3.52E-6 % 5	3.93E-8 6
CE NP	1115.5389 20	5.294E-5 % 11	5.906E-7 12

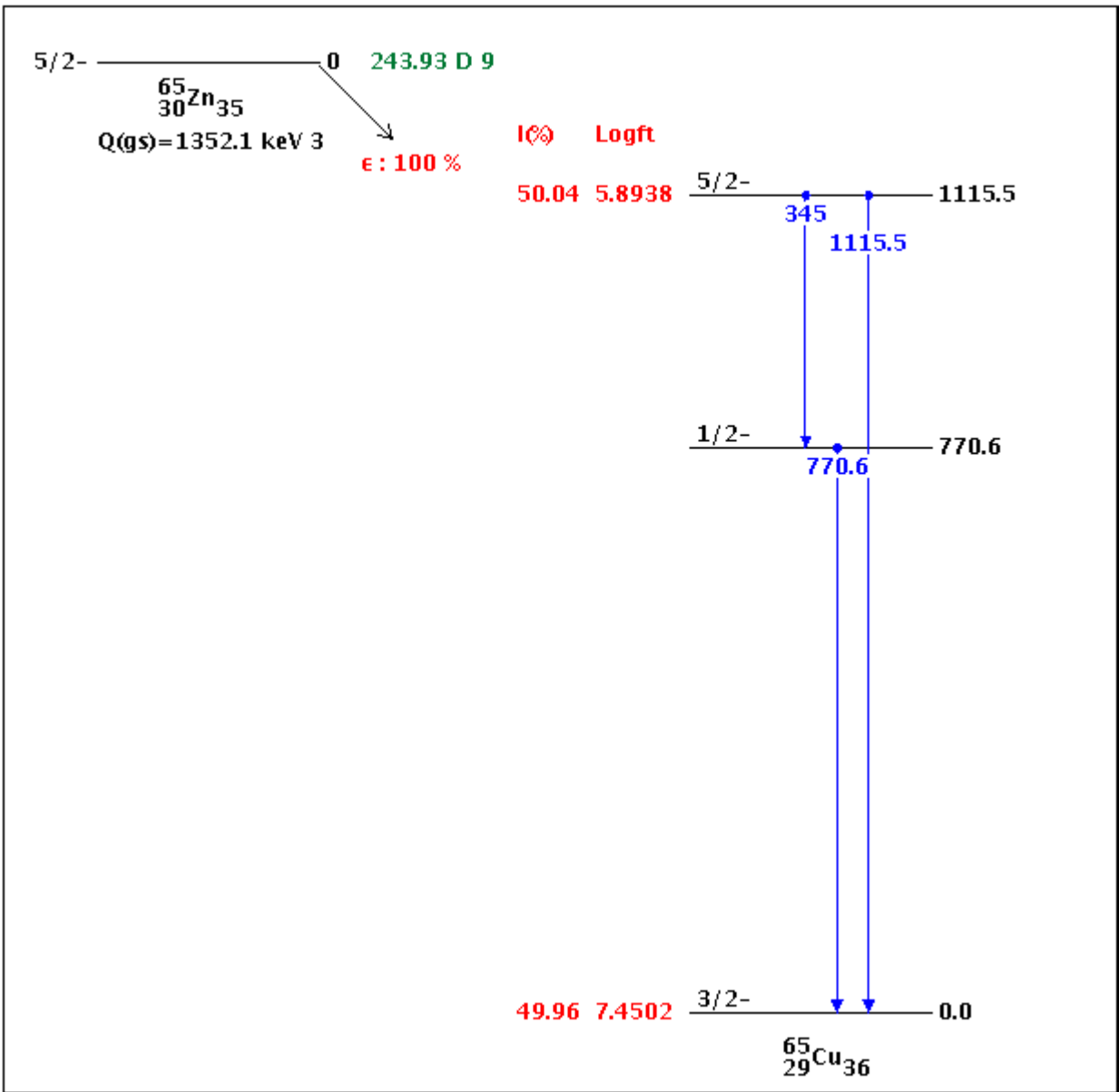
Gamma and X-ray radiation:

Energy (keV)		Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
XR l	0.93	1.24 % 5	1.15E-5 5
XR k α 2	8.028	11.6 % 5	9.3E-4 4
XR k α 1	8.048	22.6 % 10	0.00182 8
XR k β 1	8.905	2.70 % 12	2.40E-4 11
XR k β 3	8.905	1.38 % 6	1.23E-4 5
	344.95 20	0.00253 % 18	8.7E-6 6
Annihil.	511.0	2.842 % 14	
	770.6 2	0.00268 % 22	2.07E-5 17
	1115.539 2	50.04 % 10	0.5582 11

Gamma Coincidence Data:

For each gamma, the list of gammas in coincidence is given. If experimentally known, an estimate of the average time interval (in seconds) between both gammas is given

E(γ)	Coincidence
344.95	770.6
770.6	344.95



Author: BALRAJ SINGH Citation: Nuclear Data Sheets 85, 1 (1998)

Parent Nucleus	Parent E(level)	Parent J π	Parent T _{1/2}	Decay Mode	GS-GS Q-value (keV)	Daughter Nucleus
⁸⁹ ₃₈ Sr	0.0	5/2+	50.53 d 7	β^- : 100 %	1495.1 22	⁸⁹ ₃₉ Y

Beta-:

Energy (keV)	End-point energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
189.0 10	586.1 22	0.00964 % 5	1.822E-5 13
584.6 10	1495.1 22	99.99036 % 5	0.5845 10

Mean beta- energy: 584.6 keV 10, total beta- intensity: 100.00000 % 7, mean beta- dose: 0.5846 MeV/Bq-s 10

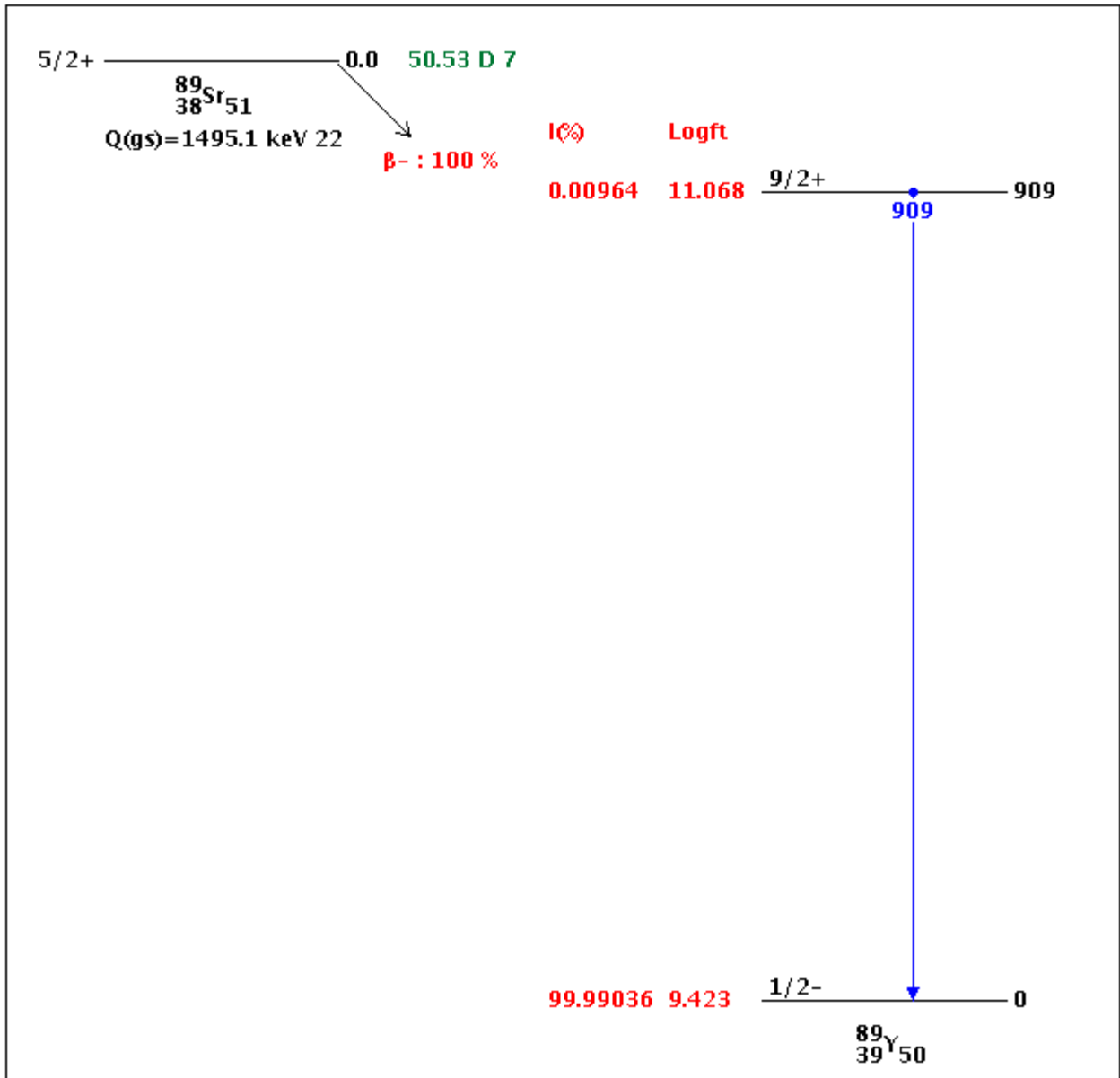
Electrons:

	Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
Auger L	1.91	8.09E-5 % 3	1.546E-9 5
Auger K	12.7	1.97E-5 % 3	2.50E-9 4
CE K	891.92 3	6.931E-5 %	6.18191E-7
CE L	906.59 3	8.413E-6 %	7.62694E-8

Gamma and X-ray radiation:

	Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
XR 1	1.92	2.41E-6 % 6	4.62E-11 11
XR k α 2	14.883	1.45E-5 % 5	2.16E-9 7
XR k α 1	14.958	2.78E-5 % 10	4.16E-9 15
XR k β 3	16.726	2.11E-6 % 8	3.52E-10 13
XR k β 1	16.738	4.08E-6 % 15	6.83E-10 24

XR kβ2	17.013	7.8E-7 % 3	1.33E-10 5
	908.960 25	0.00956 %	8.69E-5



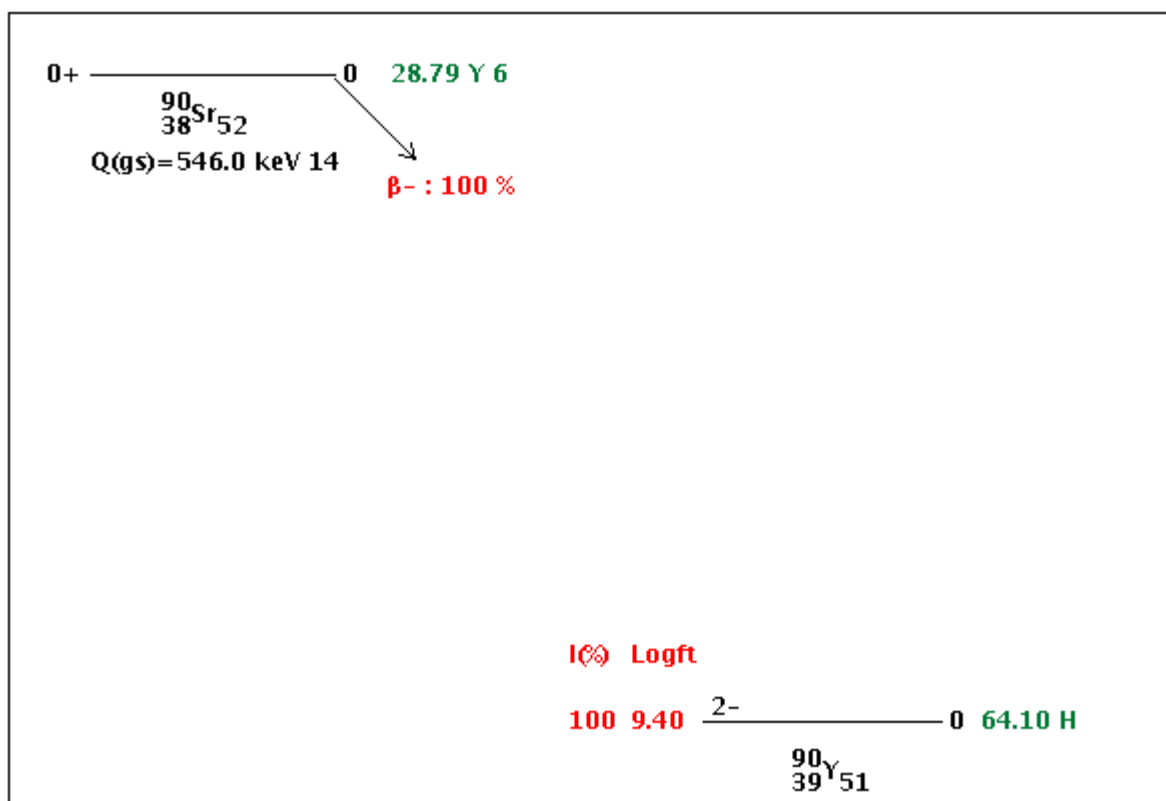
Author: E. BROWNE Citation: Nuclear Data Sheets 82, 379 (1997)

Parent Nucleus	Parent E(level)	Parent J π	Parent T _{1/2}	Decay Mode	GS-GS Q-value (keV)	Daughter Nucleus
⁹⁰ ₃₈ Sr	0	0+	28.79 y 6	β^- : 100 %	546.0 14	⁹⁰ ₃₉ Y

Beta-:

Energy (keV)	End-point energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
195.8 8	546.0 14	100 %	0.1958

Mean beta- energy: 195.8 keV , total beta- intensity: 100 % , mean beta- dose: 0.196 MeV/Bq-s



Author: Coral M. Baglin Citation: Nuclear Data Sheets 86, 1 (1999)

Parent Nucleus	Parent E(level)	Parent J π	Parent T _{1/2}	Decay Mode	GS-GS Q-value (keV)	Daughter Nucleus
⁹¹ ₃₉ Y	555.575	9/2+	49.71 m 4	IT		⁹¹ ₃₉ Y

Electrons:

Energy (keV)		Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
Auger L	1.91	5.013 % 17	9.58E-5 3
Auger K	12.7	1.206 % 17	1.532E-4 22
CE K	538.53 5	4.247 %	0.0228687
CE L	553.20 5	0.572 %	0.0031637

Gamma and X-ray radiation:

Energy (keV)		Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
XR l	1.92	0.149 % 4	2.86E-6 7
XR k α 2	14.883	0.89 % 3	1.32E-4 4
XR k α 1	14.958	1.70 % 6	2.55E-4 9
XR k β 3	16.726	0.129 % 5	2.16E-5 8
XR k β 1	16.738	0.250 % 9	4.19E-5 15
XR k β 2	17.013	0.0480 % 17	8.2E-6 3
	555.57 5	95.0 %	0.5278

Author: Coral M. Baglin Citation:Nuclear Data Sheets 86, 1 (1999)

Parent Nucleus	Parent E(level)	Parent J π	Parent T _{1/2}	Decay Mode	GS-GS Q-value (keV)	Daughter Nucleus
⁹¹ ₃₉ Y	0	1/2-	58.51 d 6	β^- : 100 %	1544.8 18	⁹¹ ₄₀ Zr

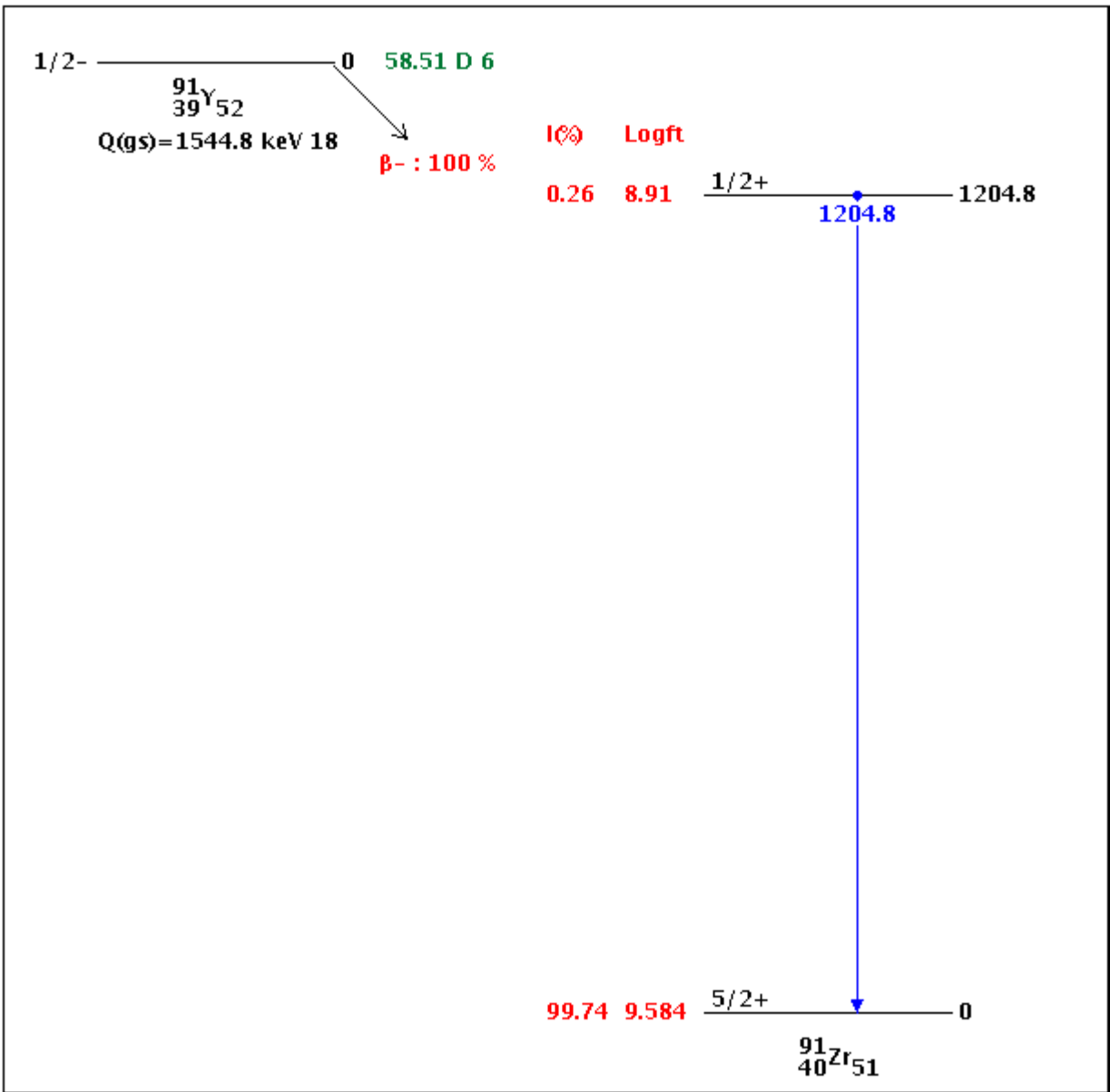
Beta-:

Energy (keV)	End-point energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
100.5 6	340.0 18	0.26 % 4	2.6E-4 4
604.5 8	1544.8 18	99.74 % 4	0.6029 8

Mean beta- energy: 603.2 keV 9, total beta- intensity: 100.00 % 6, mean beta- dose: 0.6032 MeV/Bq-s 10

Gamma and X-ray radiation:

Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
1204.77 12	0.26 %	0.0031



Author: Coral M. Baglin Citation: Nuclear Data Sheets 86, 1 (1999)

Parent Nucleus	Parent E(level)	Parent J π	Parent T $_{1/2}$	Decay Mode	GS-GS Q-value (keV)	Daughter Nucleus
$^{91}_{39}\text{Y}$	555.575	9/2+	49.71 m 4	IT		$^{91}_{39}\text{Y}$

Electrons:

	Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
Auger L	1.91	5.013 % 17	9.58E-5 3
Auger K	12.7	1.206 % 17	1.532E-4 22
CE K	538.53 5	4.247 %	0.0228687
CE L	553.20 5	0.572 %	0.0031637

Gamma and X-ray radiation:

	Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
XR l	1.92	0.149 % 4	2.86E-6 7
XR k α 2	14.883	0.89 % 3	1.32E-4 4
XR k α 1	14.958	1.70 % 6	2.55E-4 9
XR k β 3	16.726	0.129 % 5	2.16E-5 8
XR k β 1	16.738	0.250 % 9	4.19E-5 15
XR k β 2	17.013	0.0480 % 17	8.2E-6 3
	555.57 5	95.0 %	0.5278

Author: Coral M. Baglin Citation: Nuclear Data Sheets 86, 1 (1999)

Parent Nucleus	Parent E(level)	Parent J π	Parent T _{1/2}	Decay Mode	GS-GS Q-value (keV)	Daughter Nucleus
⁹¹ ₃₉ Y	0	1/2-	58.51 d 6	β^- : 100 %	1544.8 18	⁹¹ ₄₀ Zr

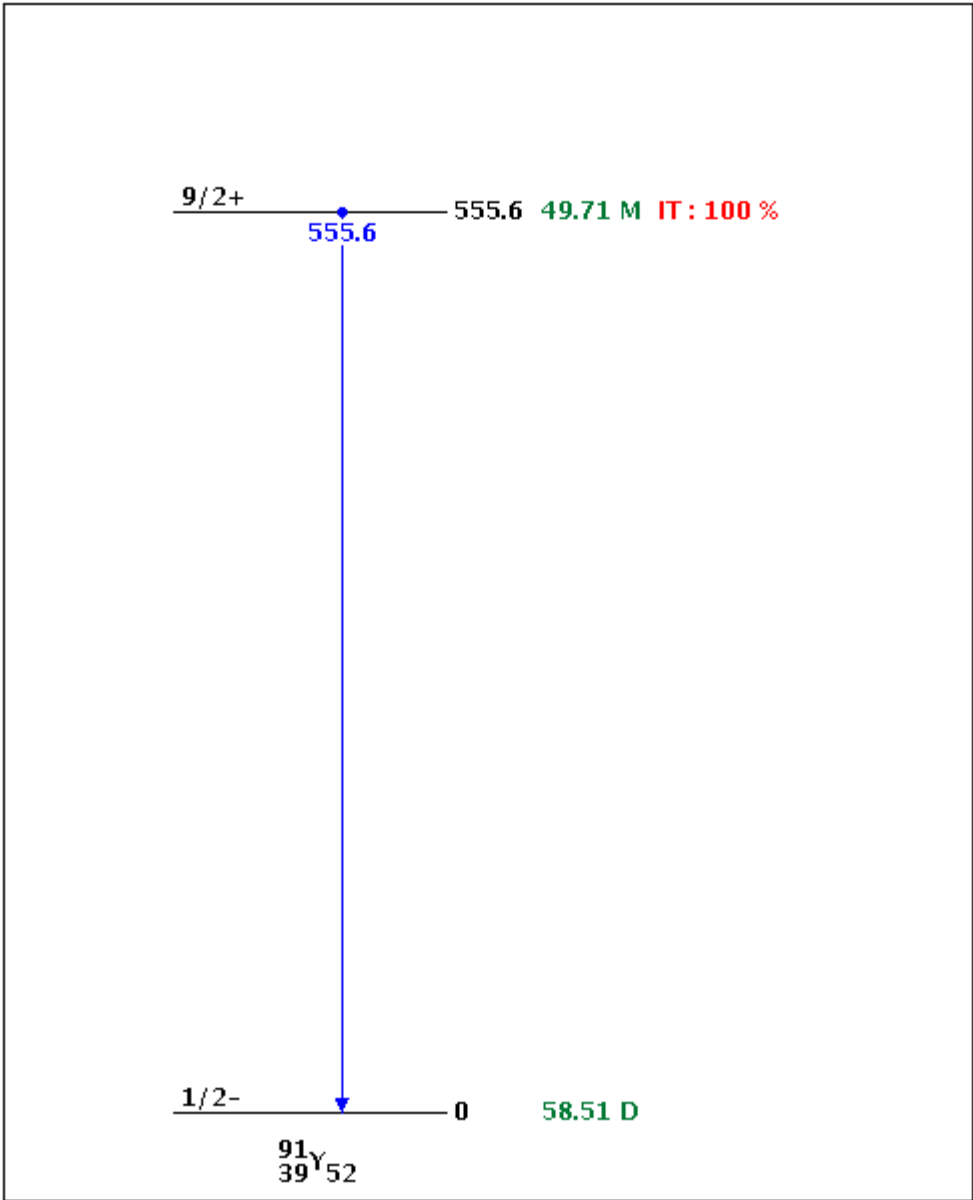
Beta-:

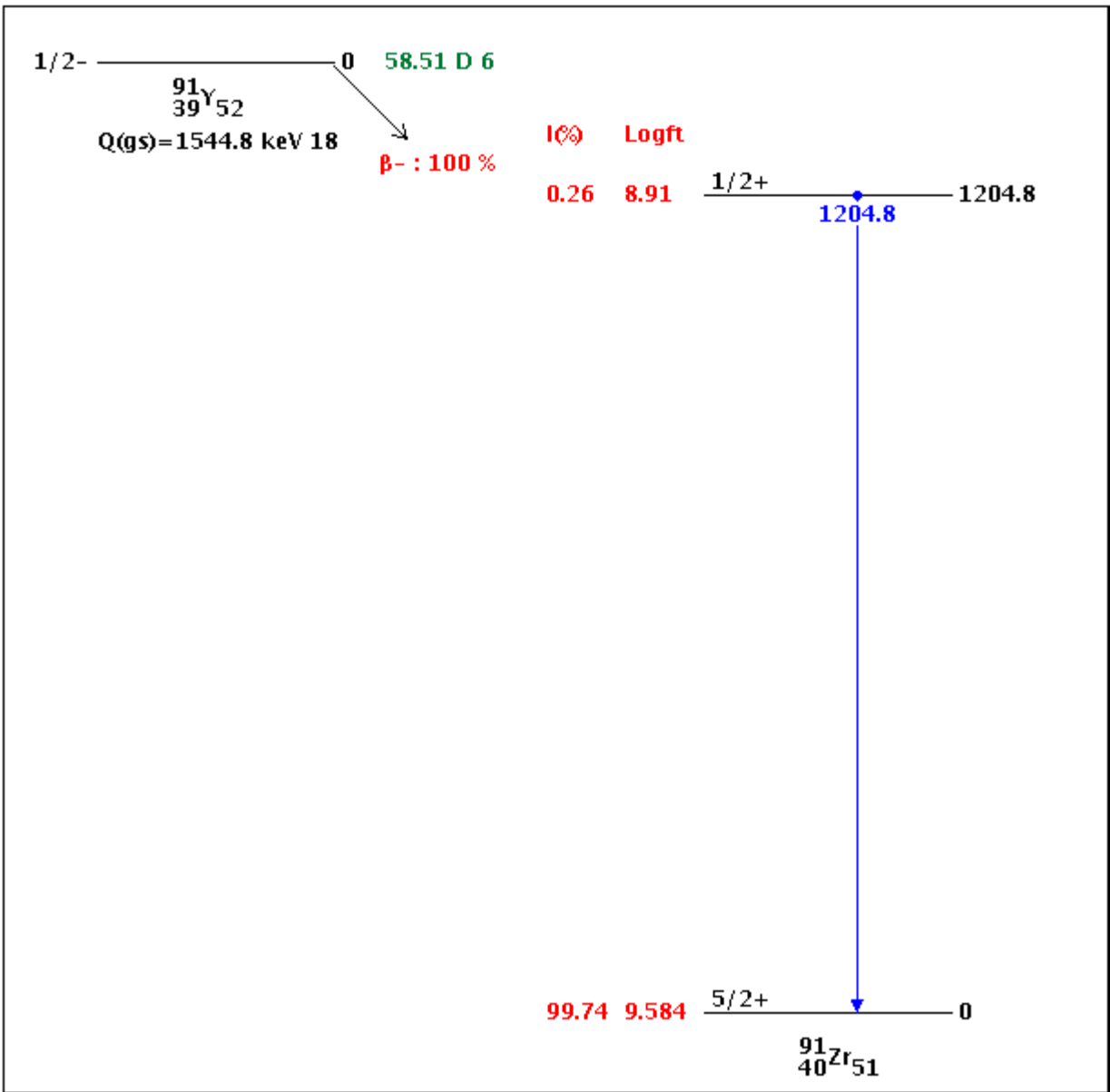
Energy (keV)	End-point energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
100.5 6	340.0 18	0.26 % 4	2.6E-4 4
604.5 8	1544.8 18	99.74 % 4	0.6029 8

Mean beta- energy: 603.2 keV 9, total beta- intensity: 100.00 % 6, mean beta- dose: 0.6032 MeV/Bq-s 10

Gamma and X-ray radiation:

Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
1204.77 12	0.26 %	0.0031





Authors: D. Abriola, A.A. Sonzogni Citation: Nuclear Data Sheets 107, 2423 (2006)

Parent Nucleus	Parent E(level)	Parent J π	Parent T $_{1/2}$	Decay Mode	GS-GS Q-value (keV)	Daughter Nucleus
$^{94}_{41}\text{Nb}$	40.89212	3+	6.263 m 4	IT: 99.50 6 %		$^{94}_{41}\text{Nb}$

Electrons:

	Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
Auger L	2.15	90.08 % 24	0.001937 5
Auger K	14.0	14.22 % 23	0.00199 3
CE K	21.95 3	57.113 %	0.012539
CE L	38.24 3	33.631 %	0.012861
CE M	40.47 3	6.547 %	0.0026497

Gamma and X-ray radiation:

	Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
XR l	2.17	3.24 % 8	7.03E-5 18
XR k α 2	16.521	12.5 % 3	0.00207 6
XR k α 1	16.615	23.9 % 7	0.00397 11
XR k β 3	18.607	1.87 % 5	3.49E-4 10
XR k β 1	18.623	3.63 % 10	6.75E-4 19
XR k β 2	18.952	0.822 % 23	1.56E-4 4
	40.94 3	0.07311 %	2.993E-5

Authors: D. Abriola, A.A. Sonzogni Citation: Nuclear Data Sheets 107, 2423 (2006)

Parent Nucleus	Parent E(level)	Parent J π	Parent T $_{1/2}$	Decay Mode	GS-GS Q-value (keV)	Daughter Nucleus
$^{94}_{41}\text{Nb}$	40.89212	3+	6.263 m 4	β^- : 0.50 6 %	2045.2 20	$^{94}_{42}\text{Mo}$

Beta-:

Energy (keV)	End-point energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)

62.16	222 3	7.5E-4 % 18	4.7E-7 11
160.87	513 3	0.0032 % 7	5.1E-6 11
444.01	1215.1 22	0.50 % 8	0.0022 4

Mean beta- energy: 4.4E+2 keV 11, total beta- intensity: 0.50 % 8, mean beta- dose: 0.0022 MeV/Bq-s 7

Electrons:

Energy (keV)		Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
Auger L	2.27	5.237E-4 % 20	1.189E-8 5
Auger K	14.8	1.107E-4 % 19	1.64E-8 3
CE K	682.0005 3	5.1E-6 % 7	3.5E-8 5
CE L	699.1345 3	6.0E-7 % 9	4.2E-9 6
CE K	851.0005 3	4.70E-4 %	4.00E-6
CE L	868.1345 3	5.495E-5 %	4.7699652E-7
CE K	973.0005 3	5.2E-7 % 9	5.1E-9 9

Gamma and X-ray radiation:

Energy (keV)		Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
XR 1	2.29	2.07E-5 % 5	4.75E-10 11
XR kα2	17.374	1.06E-4 % 3	1.85E-8 5
XR kα1	17.479	2.02E-4 % 6	3.54E-8 10
XR kβ3	19.59	1.62E-5 % 5	3.17E-9 9
XR kβ1	19.607	3.14E-5 % 9	6.16E-9 18
XR kβ2	19.965	6.89E-6 % 19	1.38E-9 4
	702	0.0031 % 4	2.2E-5 3
	871	0.50 %	0.0044
	993	7.5E-4 % 13	7.4E-6 13

Gamma Coincidence Data:

For each gamma, the list of gammas in coincidence is given. If experimentally known, an estimate of the average time interval (in seconds) between both gammas is given

E(γ)	Coincidence
------	-------------

702	871
871	702, 993
993	871

Authors: D. Abriola, A.A. Sonzogni Citation: Nuclear Data Sheets 107, 2423 (2006)

Parent Nucleus	Parent E(level)	Parent J π	Parent T _{1/2}	Decay Mode	GS-GS Q-value (keV)	Daughter Nucleus
⁹⁴ ₄₁ Nb	0.0	6+	2.03E+4 y 16	β^- : 100 %	2045.2 20	⁹⁴ ₄₂ Mo

Beta-:

Energy (keV)	End-point energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
145.79	471.5 20	100 %	0.146

Mean beta- energy: 145.79 keV , total beta- intensity: 100 % , mean beta- dose: 0.146 MeV/Bq-s

Electrons:

	Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
Auger L	2.27	0.2808 % 10	6.374E-6 23
Auger K	14.8	0.0593 % 10	8.78E-6 15
CE K	682.65 6	0.161 %	0.00110
CE L	699.78 6	0.0190 %	1.33E-4
CE K	851.091 18	0.094 %	8.0E-4
CE L	868.226 18	0.011 %	9.54018E-5

Gamma and X-ray radiation:

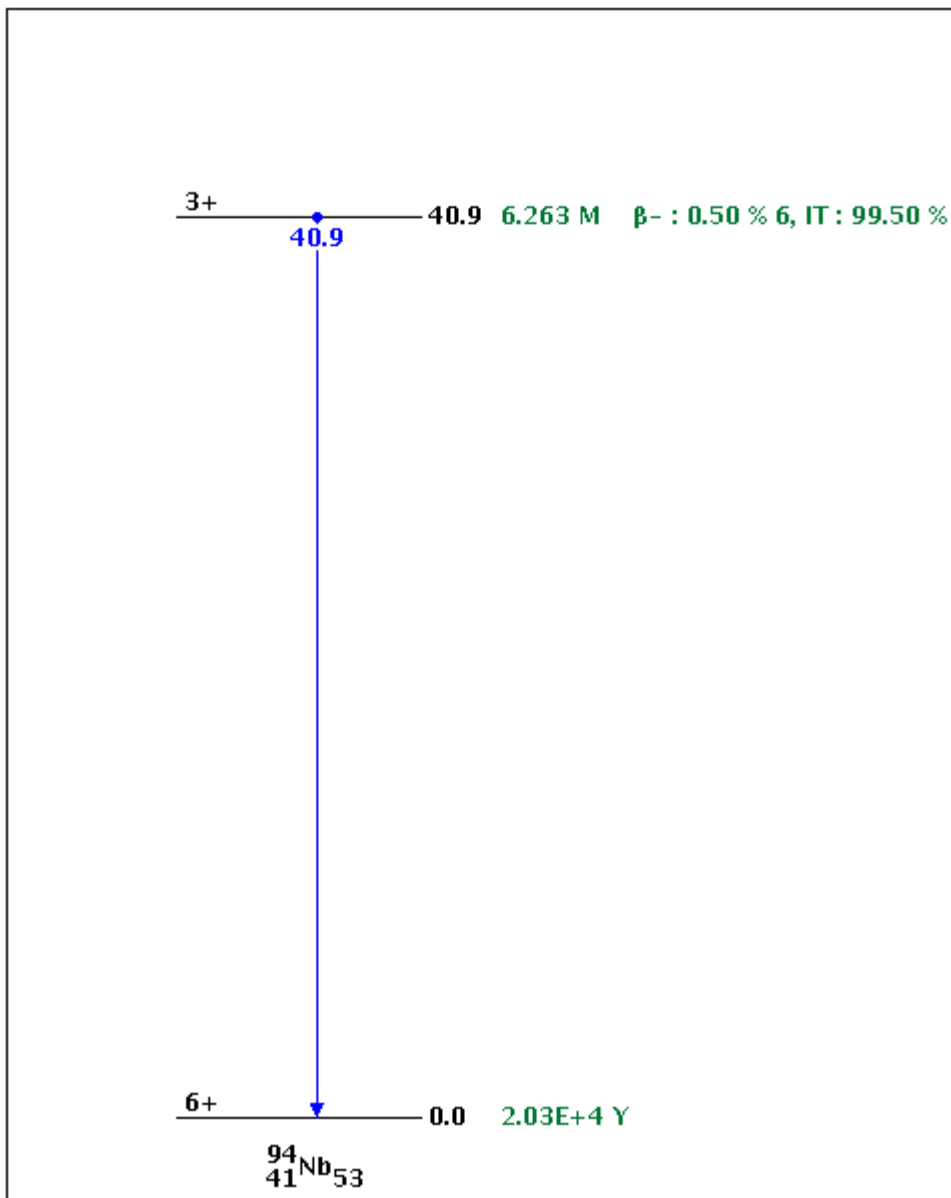
	Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
XR 1	2.29	0.0111 % 3	2.55E-7 6
XR k α 2	17.374	0.0570 % 15	9.9E-6 3
XR k α 1	17.479	0.108 % 3	1.90E-5 5

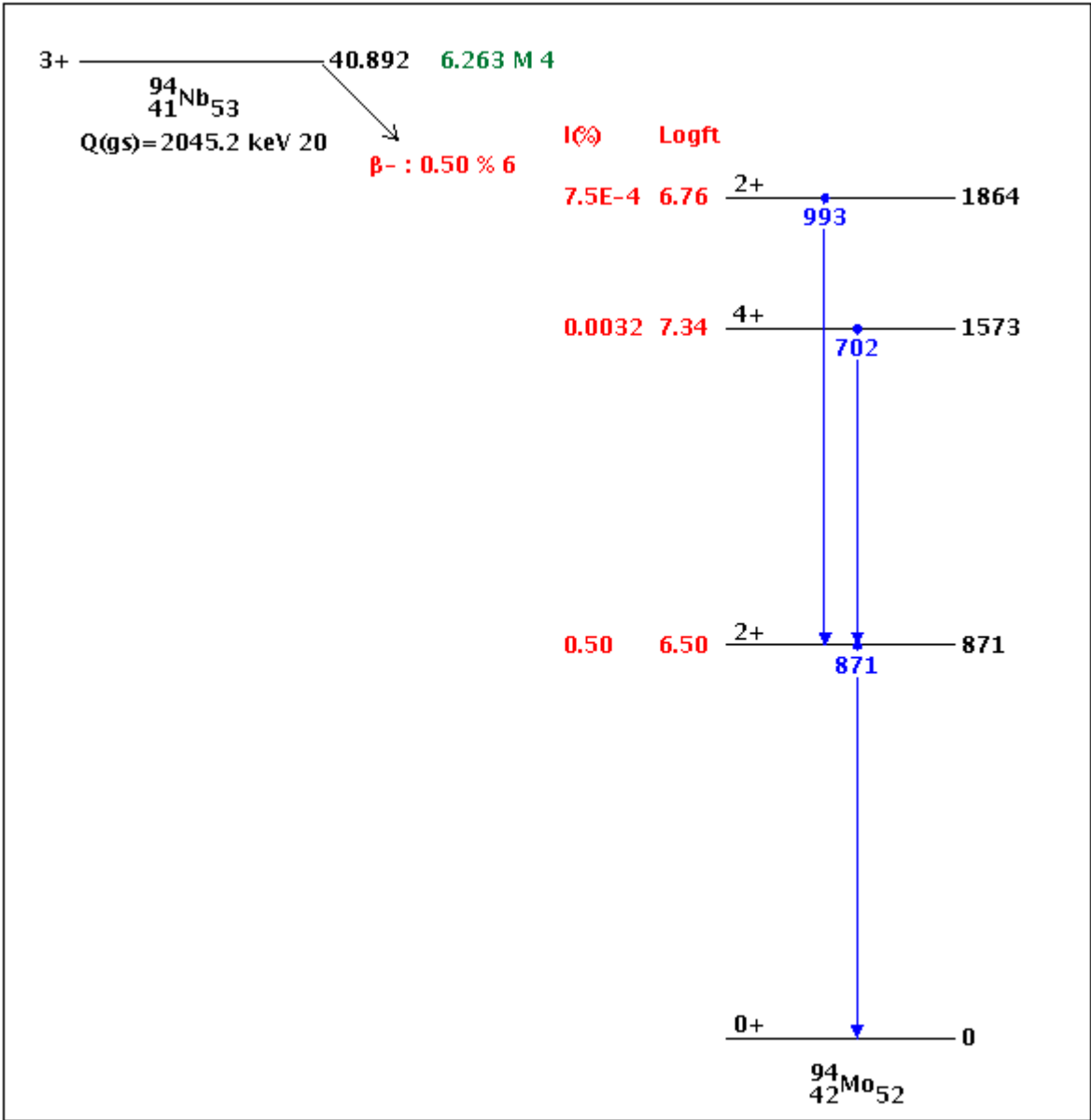
XR $k\beta_3$	19.59	0.0087 % 3	1.70E-6 5
XR $k\beta_1$	19.607	0.0168 % 5	3.30E-6 9
XR $k\beta_2$	19.965	0.00369 % 10	7.37E-7 20
	702.65 6	99.814 %	0.70135
	871.091 18	99.892 %	0.870151

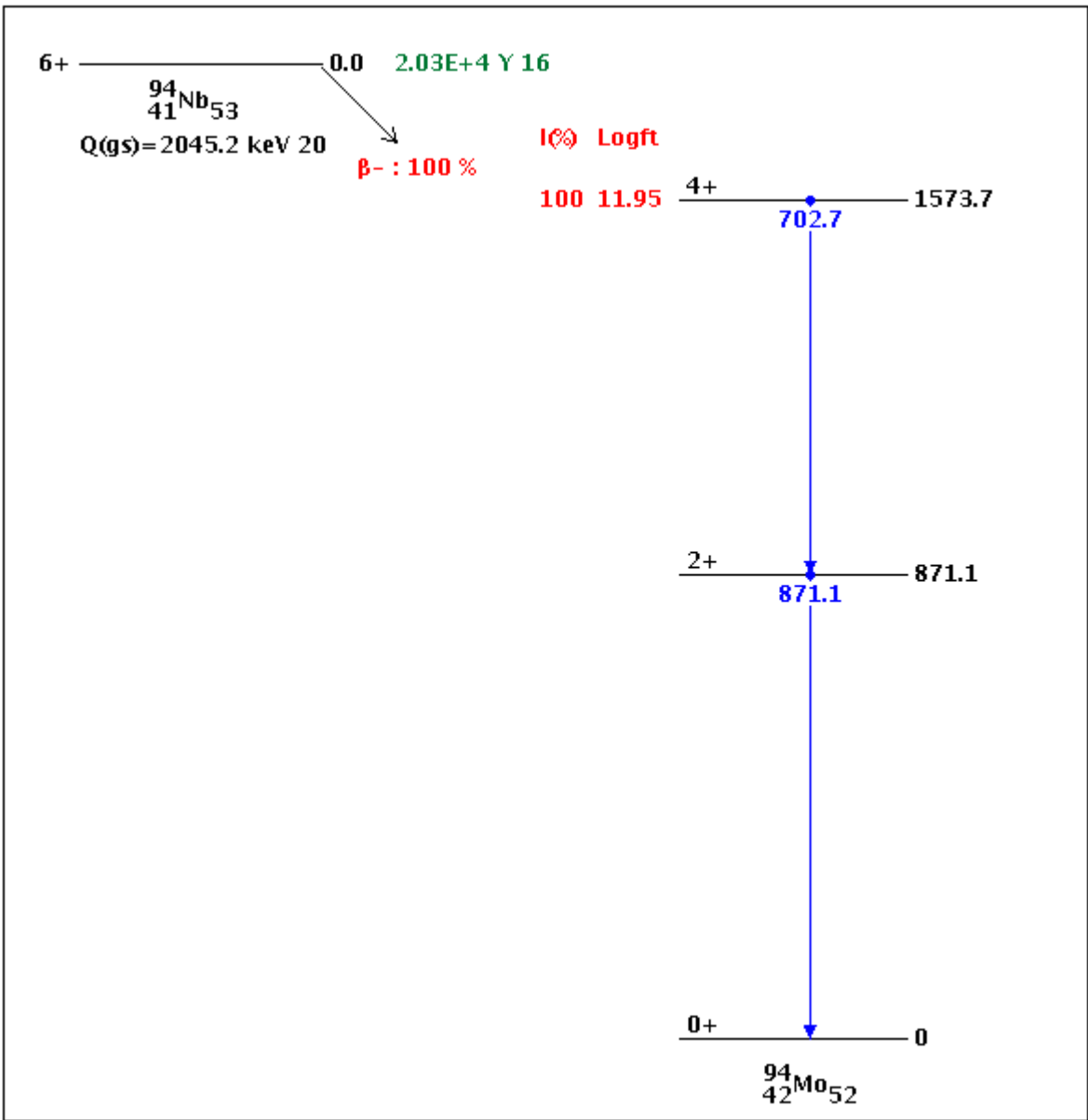
Gamma Coincidence Data:

For each gamma, the list of gammas in coincidence is given. If experimentally known, an estimate of the average time interval (in seconds) between both gammas is given

E(γ)	Coincidence
702.65	871.091
871.091	702.65







Author: T. W. BURROWS Citation: Nuclear Data Sheets 68,635 (1993)

Parent Nucleus	Parent E(level)	Parent J π	Parent T _{1/2}	Decay Mode	GS-GS Q-value (keV)	Daughter Nucleus
⁹⁵ ₄₀ Zr	0.0	5/2+	64.032 d 6	β^- : 100 %	1124.8 19	⁹⁵ ₄₁ Nb

Beta-:

Energy (keV)	End-point energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
109.80 68	368.1 19	54.46 % 22	0.0598 4
121.03 66	400.6 19	44.34 % 22	0.0537 4
327.72 77	889.1 19	1.08 % 7	0.00354 23
406.11 81	1124.8 19	0.103 % 11	4.2E-4 4

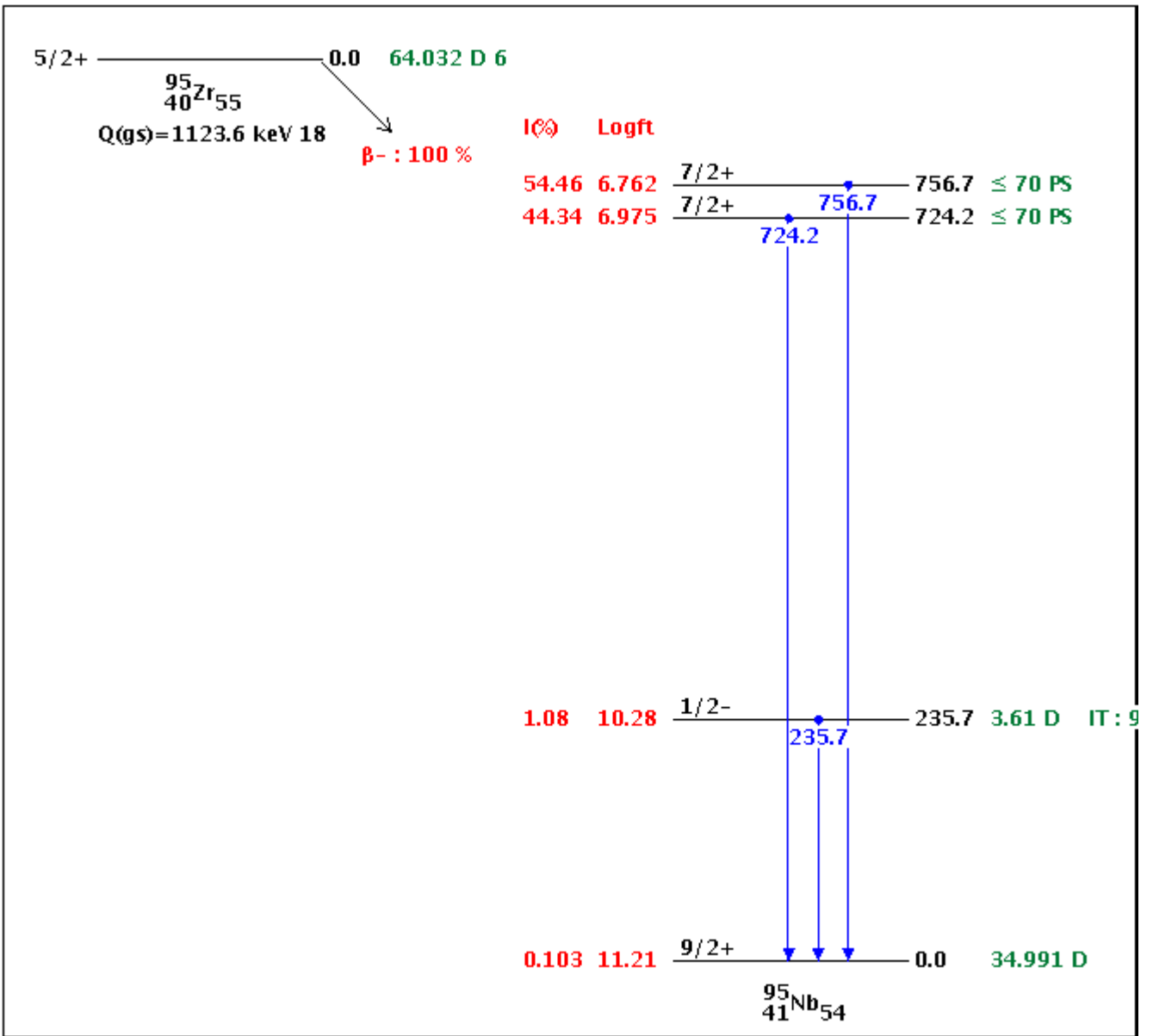
Mean beta- energy: 117.4 keV 7, total beta- intensity: 100.0 % 3, mean beta- dose: 0.1174 MeV/Bq-s 8

Electrons:

	Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
Auger L	2.15	0.85 % 4	1.83E-5 10
Auger K	14.0	0.179 % 11	2.50E-5 16
CE K	216.704 20	0.59 % 4	0.00129 10
CE L	232.992 20	0.119 % 9	2.77E-4 21
CE M	235.222 20	0.0219 % 16	5.1E-5 4
CE K	705.206 4	0.0584 % 3	4.121E-4 20
CE L	721.494 4	0.00651 % 3	4.695E-5 23
CE K	737.739 12	0.0653 % 3	4.814E-4 19
CE L	754.027 12	0.00723 % 3	5.454E-5 22

Gamma and X-ray radiation:

	Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
XR 1	2.17	0.0306 % 18	6.6E-7 4
XR k α 2	16.521	0.157 % 11	2.60E-5 17
XR k α 1	16.615	0.300 % 20	5.0E-5 3
XR k β 3	18.607	0.0235 % 16	4.4E-6 3
XR k β 1	18.623	0.046 % 3	8.5E-6 6
XR k β 2	18.952	0.0103 % 7	1.96E-6 13
	235.69 2	0.270 % 20	6.4E-4 5
	724.192 4	44.27 % 22	0.3206 16
	756.725 12	54.38 % 22	0.4115 17



Author: T. W. BURROWS Citation: Nuclear Data Sheets 68,635 (1993)

Parent Nucleus	Parent E(level)	Parent J π	Parent T $_{1/2}$	Decay Mode	GS-GS Q-value (keV)	Daughter Nucleus
$^{95}_{41}\text{Nb}$	235.692	1/2-	3.61 d 3	IT: 94.4 6 %		$^{95}_{41}\text{Nb}$

Electrons:

	Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
Auger L	2.15	67.3 % 4	0.001447 9
Auger K	14.0	13.94 % 24	0.00195 3
CE K	216.704 20	56.0 % 4	0.1213 8
CE L	232.992 20	11.23 % 7	0.02617 17
CE M	235.222 20	2.058 % 13	0.00484 3
CE N	235.632 20	0.3710 % 24	8.74E-4 6

Gamma and X-ray radiation:

	Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
XR 1	2.17	2.42 % 6	5.25E-5 14
XR k α 2	16.521	12.3 % 3	0.00203 6
XR k α 1	16.615	23.4 % 7	0.00389 11
XR k β 3	18.607	1.84 % 5	3.42E-4 10
XR k β 1	18.623	3.55 % 10	6.62E-4 19
XR k β 2	18.952	0.806 % 23	1.53E-4 4
	235.690 20	24.8 % 8	0.0585 18

Author: T. W. BURROWS Citation: Nuclear Data Sheets 68,635 (1993)

Parent Nucleus	Parent E(level)	Parent J π	Parent T $_{1/2}$	Decay Mode	GS-GS Q-value (keV)	Daughter Nucleus
$^{95}_{41}\text{Nb}$	234.7014	1/2-	3.61 d 3	β^-	925.6 5	$^{95}_{42}\text{Mo}$

Beta-:

Energy (keV)	End-point energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
32.20 15 ?	121.1 5	1.3E-5 % 14	4E-9 4
100.06 18 ?	339.7 5	3.7E-4 % 22	3.7E-7 22
111.68 18	374.1 5	0.071 % 12	7.9E-5 13
334.55 22	956.2 5	2.4 % 4	0.0080 13
437.37 22	1160.3 5	3.2 % 11	0.014 5

Mean beta- energy: 3.9E+2 keV 11, total beta- intensity: 5.7 % 11, mean beta- dose: 0.022 MeV/Bq-s 8

Electrons:

	Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
Auger L	2.27	0.1153 % 4	2.617E-6 9
Auger K	14.8	0.0241 % 4	3.57E-6 6
CE K	184.1166 17	0.104 %	1.91E-4
CE L	201.2506 17	0.0133 %	2.68E-5
CE M	203.6115 17	0.00236 %	4.82E-6
CE NP	204.0543 17	4.22E-4 %	8.6E-7

Gamma and X-ray radiation:

	Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
XR l	2.29	0.00457 % 11	1.046E-7 25
XR kα2	17.374	0.0232 % 6	4.03E-6 11
XR kα1	17.479	0.0441 % 12	7.71E-6 22
XR kβ3	19.59	0.00353 % 10	6.92E-7 20
XR kβ1	19.607	0.00684 % 20	1.34E-6 4
XR kβ2	19.965	0.00150 % 4	3.00E-7 8
	204.1161 17	2.30 %	0.0047
	218.640 8 ?	3E-8 % 3	6E-11 6
	253.070 3 ?	6E-7 % 6	1.4E-9 14
	582.0775 21	0.048 %	2.8E-4
	616.507 8	9.5E-5 %	5.9E-7

	786.1922 27	0.0134 %	1.06E-4
	820.622 7	3.4E-4 %	2.8E-6
	835.146 6 ?	3E-5 % 3	2.3E-7 24
	1039.260 6 ?	3E-6 % 3	3E-8 3

Gamma Coincidence Data:

For each gamma, the list of gammas in coincidence is given. If experimentally known, an estimate of the average time interval (in seconds) between both gammas is given

E(γ)	Coincidence
204.1161	218.640, 253.070, 582.0775, 616.507, 835.146
218.640	204.1161, 616.507, 820.622
253.070	204.1161, 582.0775, 786.1922
582.0775	204.1161, 253.070
616.507	204.1161, 218.640
786.1922	253.070
820.622	218.640
835.146	204.1161

Author: T. W. BURROWS Citation: Nuclear Data Sheets 68,635 (1993)

Parent Nucleus	Parent E(level)	Parent $J\pi$	Parent $T_{1/2}$	Decay Mode	GS-GS Q-value (keV)	Daughter Nucleus
$^{95}_{41}\text{Nb}$	0.0	9/2+	34.991 d 6	β^- : 100 %	925.6 5	$^{95}_{42}\text{Mo}$

Beta-:

Energy (keV)	End-point energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
43.34 15	159.8 5	99.970 % 6	0.04333 15
283.56 20	721.5 5	1.0E-3 % 10	3E-6 3
321.94 21	925.6 5	0.030 % 5	9.7E-5 16

Mean beta- energy: 43.43 keV 15, total beta- intensity: 100.001 % 8, mean beta- dose: 0.04343 MeV/Bq-s 15

Electrons:

Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
Auger L 2.27	0.1413 % 7	3.209E-6 15

Auger K	14.8	0.0301 % 5	4.45E-6 8
CE K	184.1166 17	0.0013 % 4	2.3E-6 7
CE L	201.2506 17	1.6E-4 % 5	3.3E-7 10
CE M	203.6115 17	2.9E-5 % 9	5.9E-8 19
CE N	204.0543 17	5.0E-6 % 16	1.0E-8 3
CE K	541.8805 3	4.4E-5 % 9	2.4E-7 5
CE L	559.0145 3	5.2E-6 % 10	2.9E-8 6
CE K	745.803 6	0.127754 % 9	9.5280E-4 7
CE L	762.938 6	0.0139731 % 10	1.06606E-4 8

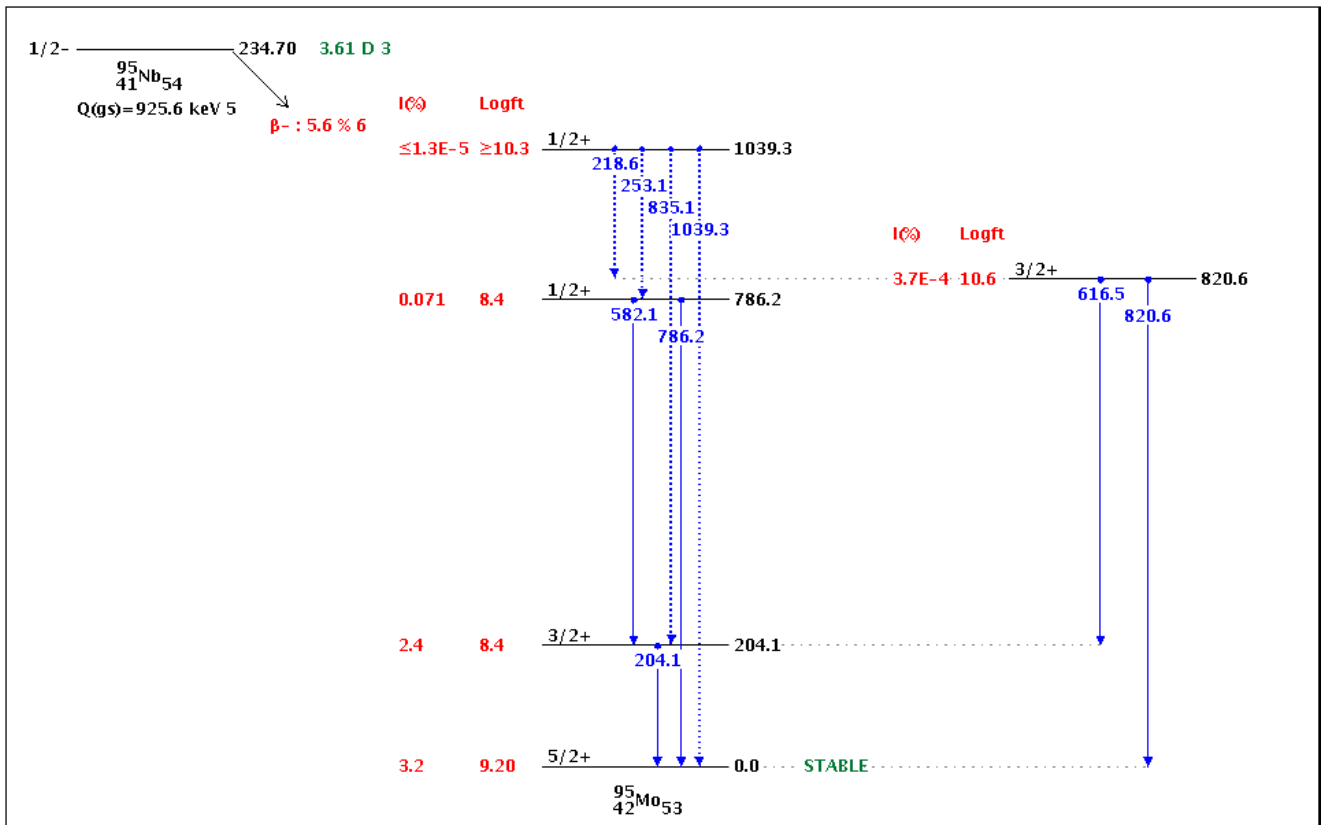
Gamma and X-ray radiation:

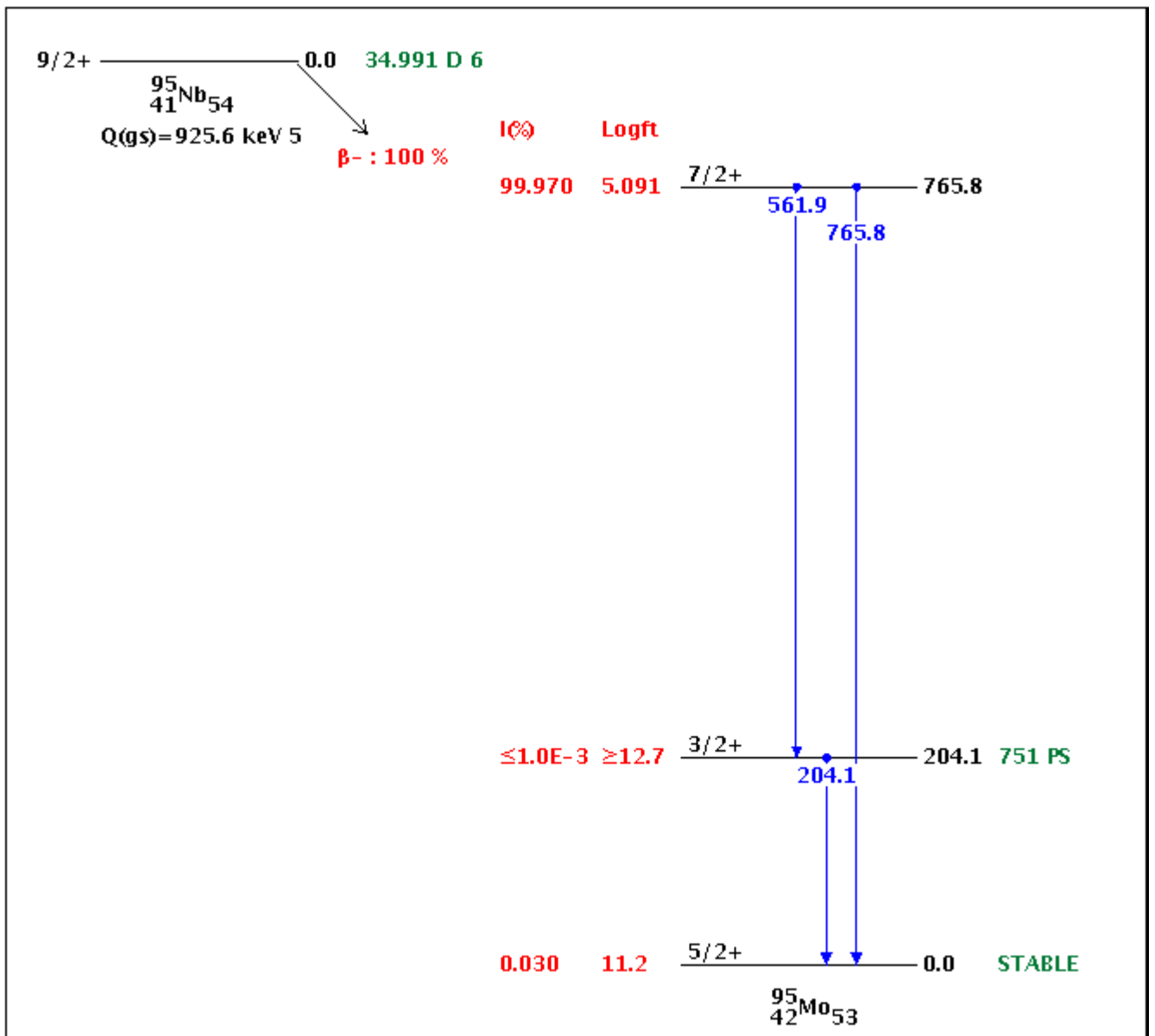
	Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
XR l	2.29	0.00560 % 13	1.28E-7 3
XR k α 2	17.374	0.0289 % 8	5.02E-6 14
XR k α 1	17.479	0.0550 % 16	9.6E-6 3
XR k β 3	19.59	0.00440 % 13	8.6E-7 3
XR k β 1	19.607	0.00853 % 25	1.67E-6 5
XR k β 2	19.965	0.00187 % 5	3.74E-7 10
	204.1161 17	0.028 % 9	5.7E-5 18
	561.88	0.015 % 3	8.4E-5 17
	765.803 6	99.808 % 7	0.76433 5

Gamma Coincidence Data:

For each gamma, the list of gammas in coincidence is given. If experimentally known, an estimate of the average time interval (in seconds) between both gammas is given

E(γ)	Coincidence
204.1161	561.88 (7.51E-10)
561.88	204.1161 (7.51E-10)





Author: L. K. PEKER Citation: Nuclear Data Sheets 73,1 (1994)

Parent Nucleus	Parent E(level)	Parent Jπ	Parent T _{1/2}	Decay Mode	GS-GS Q-value (keV)	Daughter Nucleus
⁹⁹ ₄₃ Tc	142.683211	1/2-	6.01 h 1	β ⁻ : 0.0037 6 %	293.5 14	⁹⁹ ₄₄ Ru

Beta-:

Energy (keV)	End-point energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
30.1 4	113.8 14	1.08E-4 % 18	3.3E-8 5
102.1 5	346.6 14	0.0026 % 7	2.7E-6 7

152.3 5	436.2 14	0.0010 % 3	1.5E-6 5
---------	----------	------------	----------

Mean beta- energy: 1.1E+2 keV 3, total beta- intensity: 0.0037 % 7, mean beta- dose: 4.2E-6 MeV/Bq-s 15

Electrons:

	Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
Auger L	2.53	0.001428 % 5	3.614E-8 13
Auger K	16.2	2.49E-4 % 5	4.04E-8 8
CE K	67.5 3	0.001220 %	8.23E-7
CE L	86.4 3	2.745E-4 %	2.371E-7
CE M	89.0 3	5.14E-5 %	4.58E-8
CE N	89.5 3	8.88E-6 %	7.95E-9
CE K	210.68 20	3.5E-7 % 15	7E-10 3
CE L	229.58 20	4.7E-8 % 23	1.1E-10 5
CE M	232.21 20	9E-9 % 5	2.0E-11 11
CE NP	232.73 20	1.6E-9 % 8	3.8E-12 18
CE K	300.28 20	1.5E-6 % 5	4.4E-9 14
CE L	319.18 20	1.8E-7 % 6	5.9E-10 18
CE M	321.82 20	3.4E-8 % 11	1.1E-10 4

Gamma and X-ray radiation:

	Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
XR 1	2.56	6.78E-5 % 17	1.74E-9 4
XR k α 2	19.15	2.83E-4 % 9	5.43E-8 16
XR k α 1	19.279	5.37E-4 % 15	1.04E-7 3
XR k β 3	21.634	4.41E-5 % 12	9.5E-9 3
XR k β 1	21.657	8.54E-5 % 24	1.85E-8 5
XR k β 2	22.074	2.00E-5 % 6	4.42E-9 13
	89.6 3 S	0.0010 %	9.3E-7
	232.8 2	8.5E-6 % 20	2.0E-8 5
	322.4 2	9.7E-5 % 17	3.1E-7 5

Authors: J. K. TULI, G. REED, B. SINGH Citation: Nuclear Data Sheets 93, 1 (2001)

Parent Nucleus	Parent E(level)	Parent J π	Parent T _{1/2}	Decay Mode	GS-GS Q-value (keV)	Daughter Nucleus
⁹⁹ ₄₃ Tc	142.683211	1/2-	6.015 h 9	IT: 99.9963 6 %		⁹⁹ ₄₃ Tc

Electrons:

	Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
CE M	1.6286 11	74.595 %	0.0012149
Auger L	2.17	10.32 % 6	2.240E-4 14
Auger K	15.5	2.05 % 4	3.17E-4 6
CE K	119.4670 12	8.84 %	0.01056
CE K	121.59 3	0.55 % 5	6.7E-4 6
CE L	137.4685 11	1.07 %	0.00147
CE L	139.59 3	0.172 % 16	2.40E-4 23
CE M	139.9670 14	0.194 %	2.72E-4
CE NP	140.4430 22	0.0374 %	5.25310E-5
CE M	142.09 3	0.034 % 3	4.8E-5 5
CE NP	142.56 3	0.0066 % 6	9.4E-6 9

Gamma and X-ray radiation:

	Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
	2.1726 4	6.201E-9 %	1.347E-13
XR 1	2.42	0.447 % 11	1.08E-5 3

XR k α 2	18.251	2.14 % 6	3.91E-4 11
XR k α 1	18.367	4.07 % 12	7.47E-4 21
XR k β 3	20.599	0.330 % 10	6.79E-5 20
XR k β 1	20.619	0.639 % 18	1.32E-4 4
XR k β 2	21.005	0.145 % 4	3.04E-5 8
	140.511 1	89.06 %	0.1251
	142.63 3	0.0187 % 18	2.7E-5 3

Dataset #3:

Author: L. K. PEKER Citation: Nuclear Data Sheets 73,1 (1994)

Parent Nucleus	Parent E(level)	Parent J π	Parent T _{1/2}	Decay Mode	GS-GS Q-value (keV)	Daughter Nucleus
⁹⁹ ₄₃ Tc	0	9/2+	2.111E+5 y 12	β^- : 100 %	293.5 14	⁹⁹ ₄₄ Ru

Beta-:

Energy (keV)	End-point energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
81.7 6	204.0 14	0.0016 % 4	1.3E-6 3
84.6 5	293.5 14	99.9984 % 4	0.0846 5

Mean beta- energy: 84.6 keV 5, total beta- intensity: 100.0000 % 6, mean beta- dose: 0.0846 MeV/Bq-s 5

Electrons:

	Energy (keV)	Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
Auger L	2.53	8.99E-4 % 3	2.274E-8 8
Auger K	16.2	1.57E-4 % 3	2.54E-8 5
CE K	67.38 20	7.68E-4 %	5.18E-7
CE L	86.28 20	1.731E-4 %	1.493E-7
CE M	88.92 20	3.24E-5 %	2.884E-8
CE NP	89.43 20	5.60E-6 %	5.00E-9

Gamma and X-ray radiation:

Energy (keV)		Intensity (%)	Dose (MeV/Bq-s)
XR 1	2.56	4.26E-5 % 10	1.09E-9 3
XR kα2	19.15	1.78E-4 % 5	3.41E-8 10
XR kα1	19.279	3.38E-4 % 9	6.52E-8 18
XR kβ3	21.634	2.77E-5 % 8	6.00E-9 17
XR kβ1	21.657	5.37E-5 % 15	1.16E-8 3
XR kβ2	22.074	1.26E-5 % 4	2.78E-9 8
	89.5 2	6.5E-4 %	5.8E-7

