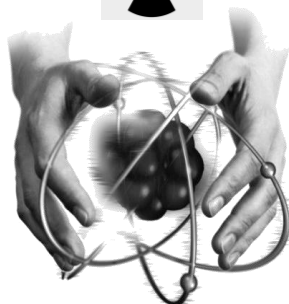
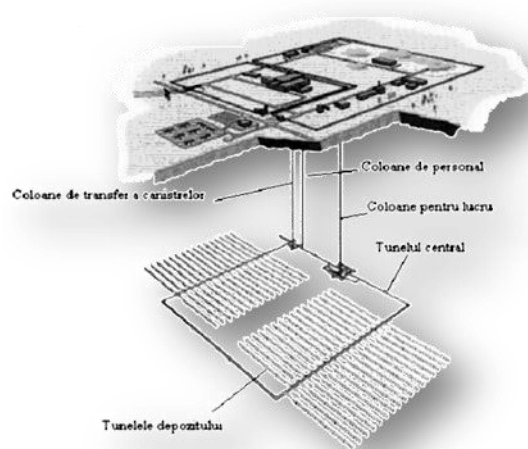


ALEXANDRU OCTAVIAN PAVELESCU

**ANALIZA
SISTEMELOR DE DEPOZITARE FINALĂ
A DEȘEURILOR RADIOACTIVE
ÎN ROCĂ DE GRANIT**



**Editura
ACADEMIEI OAMENILOR DE ȘTIINȚĂ DIN ROMÂNIA
București, 2009**

Descrierea CIP a Bibliotecii Naționale a României

PAVELESCU, ALEXANDRU OCTAVIAN

Analiza sistemelor de depozitare finală a deșeurilor radioactive în rocă de granit/Alexandru Octavian Pavelescu. București: Editura Academiei Oamenilor de Știință din România, 2009.

Bibliogr.

Index.

ISBN 978-606-92161-2-5

658.567:620.267

Lucrarea conține 190 pg.

Copyright © Editura **Academiei Oamenilor de Știință din România**, București, 2009

Șef serviciu: ing. Liviu Mihai SIMA

Redactor: prof. Andrei D. PETRESCU

Cuvânt înainte

Contrar dezvoltării altor tehnologii, utilizarea energiei nucleare a fost la început însoțită de un uriaș entuziasm. În timp însă, au apărut voci tot mai numeroase împotriva utilizării energiei nucleare. Așa se face ca viitorul energiei nucleare depinde decisiv de răsturnarea acestei situații și de repunerea în drepturi depline a acesteia.

Este știut că opoziția față de energia nucleară este dictată de temerea legată de radioactivitatea deșeurilor nucleare, în speță a combustibilului ars descărcat din reactorii energetici nucleari, care reprezintă subiectul cel mai fierbinte al momentului.

Cartea tânărului autor *dr. ing. Alexandru Octavian Pavelescu* vine în întâmpinarea rezolvării acestei probleme, arătând că în momentul de față comunitatea tehnică este capabilă să gestioneze corect și în limite rezonabile problema creată de combustibilul ars descărcat din reactorii CANDU, propunând un sistem de depozitarea finală a acestuia în roca de granit.

Cartea este un ansamblu de concepte, metode și modele de calcul - originale în mare măsură - care contribuie la acreditarea ideii larg împărtășite pe plan internațional că depozitarea finală în formațiuni geologice de acest tip este absolut sigură întrucât dozele evaluate la suprafața sunt mult inferioare normelor internaționale.

Lucrarea este rezultatul unei intense activități de cercetare desfășurate pe parcursul a șase ani la Universitatea Politehnica București, dintre care o parte la laboratorul ENEA, FIS-MET, Bologna, Italia și este o dezvoltare a unor metode de calcul utilizate în anii de început ai problematicii în țară, în cooperare cu GRS-Braunschweig, Germania. Ea se bazează în mare măsură pe rezultatele numerice obținute în teza de doctorat susținută în Universitatea Politehnica București în mai 2009.

Cartea se adresează în primul rând specialiștilor din domeniul nuclear, ingineri sau fizicieni, care pot găsi instrumente bine puse la punct ce le vor permite evaluări de înaltă precizie ale diverselor componente ale unui depozit final și, în al doilea rând, studenților, masteranzilor și doctoranzilor ce doresc să se specializeze în domeniul cel mai critic al energiei nucleare.

*Președintele Secției de Fizică a
Academiei Oamenilor de Știință din România
Prof. Dr. Fiz. Mărgărit Pavelescu*

Prefață

Problema combustibilului nuclear ars sau uzat reprezintă un subiect de actualitate, de importanță practică majoră și în același timp un aspect controversat al industriei nucleare. Atât pe plan mondial cât și în cadrul U.E. nu există o decizie comună referitoare la reprocesarea combustibilului uzat. În particular: în România nu există în momentul de față o opțiune clară pentru depozitarea pe termen lung într-o formațiune geologică preferată a combustibilului CANDU ars, provenit din Centrala Nucleară Cernavodă.

În acest context lucrarea de față se axează pe ideea unui depozit final în rocă de granit. Se arată că sunt deținute atât instrumentele cât și cunoștințele necesare pentru a garanta, în limite rezonabile, obiectivele depozitării definitive, propunându-se concepte noi și prezentând metode originale de calcul, validate pe rezultatele experimentale existente. În lucrare se introduc concepte teoretice noi și se dezvoltă metode originale de calcul, validate pe rezultate experimentale existente.

Prima parte a lucrării constă în evaluarea inventarului de radionuclizi și a radiotoxicității combustibilului CANDU ars (uzat) cu ajutorul sistemului de coduri SCALE 4.4a creat de laboratorul ORNL. Pentru aceasta, a fost realizată o bibliotecă de secțiuni eficiente specifice combustibilului CANDU cu ajutorul codului SAS2h. Bibliotecile de date nucleare au fost actualizate cu valori din bazele de date ENDF/B-(IV-VI). Inventarul de radionuclizi a fost calculat cu ajutorul codului ORIGEN-S utilizând date constructive de la CNE BRUCE pentru modelarea arderii în reactor. A fost evaluată radiotoxicitatea combustibilului după 50 de ani de dezintegrare prin două metode: noul concept de autorizare a eliberării deșeurilor radioactive în mediul ambiant („clearance”), recomandat de AIEA și factorii de risc la ingestie/inhalare în m^3 de apă/aer. În bibliotecile de dezintegrare ale codului ORIGEN-S au fost adăugate cu ajutorul programului SCALENEA-1, nivelele de clearance pentru toți radionuclizii. Termenul de sursă calculat a fost comparat cu valori măsurate pentru validarea experimentală a metodologiei utilizate. S-a certificat astfel, că acest sistem de coduri oferă predicții foarte bune ale inventarului, situate în cadrul intervalului de incertitudine la măsurare pentru actinide și majoritatea produșilor de fisiune și de activare.

În a doua parte a lucrării, inventarul calculat anterior a fost utilizat pentru modelarea numerică a unui depozit final de combustibil ars ipotetic pentru combustibilul ars de la CNE Cernavodă, amplasat în masivul de granit „Vârful Pietrii”. Această evaluare a fost realizată cu ajutorul programului Gran_PC 1.2 bazat pe sistemul de coduri EMOS creat și validat de institutul GRS-Braunschweig. Expunerea maximă la radiații în biosfera depozitului s-a situat sub 0,01 mSv/an, valoare sub doza naturală anuală de aproximativ 2,2 mSv/an pe

întreaga durată de 10 milioane de ani pe care s-a desfășurat simularea, pentru un scenariu de evoluție normală a depozitului. În final a fost realizată o analiză de sensibilitate prin varierea unor parametrii singulari ai sistemului depozitului. Acești parametri au fost următorii, în ordinea descrescătoare a importanței: *grosimea învelișului de bentonită, debitul apei prin zona deteriorată de excavație, gradul de fracturare al rocii de granit și adâncimea la care este situat depozitul final.*

Cartea se adresează atât specialiștilor din domeniu nuclear care se confruntă cu modelarea și simularea proceselor din echipamentele și sistemele de depozitare a combustibilului nuclear ars, cât și studenților, masteranzilor și doctoranzilor din facultățile tehnice și de fizica care includ în programele lor analitice elemente de inginerie nucleară. Astfel, lucrarea răspunde unei reale necesități pentru literatură tehnică în domeniul abordat din România.

Lucrarea se întinde pe aproximativ 190 de pagini, fiind structurată în 9 capitole și cuprinzând aproximativ 65 de figuri și 37 de tabele. Bibliografia citată cuprinde 53 de titluri, atât lucrări de bază din domeniu cât și articole recente ale autorului apărute în țară și în străinătate. Principala referință bibliografică este reprezentată de teza de doctorat a autorului, realizată în cadrul colectivului de Centrale Nucleare-electrice, condus de *dl. prof. dr. ing. Ilie Prisecaru* de la Facultatea de Energetică, din Universitatea „Politehnica” București și sub conducerea științifică a *d-lui prof. dr. ing. Nicolae Dănilă.*

În sprijinul activității de cercetare aferente acestei lucrări, autorul a beneficiat de două stagii de pregătire în Italia în cadrul ENEA (Agenția Națională Italiană pentru Noi Tehnologii, Energie și Mediu Ambient). În cadrul acestor specializări cu durata totală de un an, autorul l-a avut drept tutor științific pe *dl. prof. dr. ing. Dan Gabriel Cepraga*, de la Laboratorul FIS-MET, Bologna, laborator condus de *dr. ing. Renato Tinti.* Activitatea foarte fructuoasă de aici a fost desfășurată și în colaborare cu *dl. prof. dr. fiz. Giglio Cambi*, de la Universitatea din Bologna.

Autorul mulțumește pentru sprijinul deosebit acordat în realizarea lucrării *d-lui prof. dr. ing. Dan Gabriel Cepraga*, (ENEA, Bologna), *d-lui dr. fiz. Dieter Buhmann* (GRS, Braunschweig) și *d-lui C.P.-3, Fiz. Andrei Rizoiu* de la Institutul de Cercetări Nucleare (ICN, Pitești).

De asemenea nu se poate trece cu vederea faptul că domeniul cercetării depozitării finale a combustibilului ars a fost inițiat în România de *prof. dr. fiz. Mărgărit Pavelescu*, președintele Secției de Fizică a Academiei Oamenilor de Știință din România, prin câteva proiecte internaționale subvenționate prin contracte NATO cu GRS-Braunschweig. Aceasta a făcut posibilă dezvoltarea cercetării din domeniu care se regăsește în conținutul acestei lucrări.

Alexandru Octavian Pavelescu, 22 iunie 2009

Cuprins

1. Introducere	9
1.2 Obiectivele lucrării.....	9
1.3 Considerații generale asupra managementului deșeurilor înalt active și a combustibilului ars	10
2 Managementul deșeurilor radioactive	13
2.1 Semnificație și clasificare	13
2.2 Caracteristicile deșeurilor radioactive	15
2.2.1 Timpul de viață	16
2.2.2 Criticitatea.....	16
2.2.3 Radioliza	17
2.2.4 Compoziția chimică	17
2.2.5 Radiotoxicitatea	17
2.3 Etapele gestiunii deșeurilor radioactive	18
2.4 Strategia națională pe termen mediu și lung privind gestionarea combustibilului nuclear uzat	20
2.5 Cantitățile de deșeuri radioactive în România.....	22
2.6 Deșeurile înalt active (HLW) și combustibilul ars (SF) în România	24
2.7 Costuri și finanțare.....	26
2.8 Informarea și implicarea publicului	26
2.9 Activități europene și internaționale în domeniul depozitării finale	27
3 Conceptul nivelului de clearance și factorii de risc biologic la ingestie sau inhalare	31
3.1 Descrierea conceptelor utilizate	31
3.2 Aplicarea principiilor de clearance elaborate de IAEA.....	33
3.2.1 Necesitatea calculării nivelelor de clearance	33
3.2.2 Clearance necondiționat și clearance condiționat	33
3.2.3 Considerații pentru elaborarea nivelelor de clearance necondiționat	34
3.2.4 Considerații pentru elaborarea nivelelor de clearance condiționat.....	34
3.2.5 Elaborarea nivelelor de clearance necondiționat pentru radionuclizi din materiale solide	35
3.3 Concentrațiile de radioactivitate pentru ingestia continuă din apă și inhalarea din aer...	42
4 Modelarea inventarului și a radiotoxicității combustibilului CANDU	44
4.1 Caracterizarea combustibilului nuclear.....	44
4.1.1 Gradul de ardere și iradierea combustibilului	44
4.1.2 Efectele pe perioada iradierii în reactor	46
4.2 Modelarea inventarului izotopic al combustibilului iradiat folosind codul ORIGEN.....	47
4.2.1 Descrierea codului ORIGEN	47
4.2.2 Metoda numerică de calcul	48
4.2.3 Spectrul de neutroni datorat reacțiilor (α , n)	52
4.2.4 Spectrul de neutroni emiși din fisiuni spontane	54
4.2.5 Evaluarea caracteristicilor combustibilului iradiat.....	55
4.2.6 Dependența față de spectru a secțiunii de trecere a neutronilor	55
4.2.7 Vedere de ansamblu asupra modulelor SAS2H	57
4.2.8 Crearea bibliotecii specifice CANDU.....	58
4.2.9 Calculul parametrilor caracteristici pentru combustibilul iradiat	61
4.2.10 Inventarul de radionuclizi în combustibilul ars	62
4.2.11 Eliberarea gazelor de fisiune din combustibilul ars	64
4.2.12 Radiațiile emise de combustibilul ars	65
4.2.13 Puterea termică a combustibilului ars	66

4.3	Rezultatele numerice ale modelării arderii și dezintegrării combustibilului.....	66
4.3.1	Condițiile de modelare.....	66
4.3.2	Metoda de calcul pentru crearea și actualizarea bibliotecilor de secțiuni eficiente din ORIGEN-S.....	70
4.3.3	Inventarul de radionuclizi (termenul de sursă) calculat.....	74
4.4	Validarea experimentală și calificarea rezultatelor.....	82
4.4.1	Descrierea experimentului și măsurători (metode și date).....	83
4.4.2	Estimarea inventarului de radionuclizi cu ORIGEN.....	84
4.4.3	Analiza iradierii combustibilului în scopul producerii secțiunilor eficiente dependente de timp pentru biblioteca CANDU28 cu modulul SAS2h.....	84
4.4.4	Analiza gradului de ardere și a dezintegrării cu ORIGEN. Modelarea inputului și procesarea rezultatelor legate de inventarul obținut.....	86
4.4.5	Rezultate comparative pentru validarea experimentală.....	87
5	Depozitarea finală a combustibilului ars în rocă de granit.....	94
5.1	Considerații generale asupra depozitarea finală a combustibilului ars în România.....	94
5.2	Caracteristicile proiectului depozitului final de combustibil ars (DFCA).....	95
5.3	Formațiunile geologice și arealele propuse pentru amplasarea depozitului final.....	98
5.4	Modele matematice pentru caracterizarea transportului radionuclizilor în medii geologice.....	103
5.4.1	Procese de sorbție.....	103
5.4.2	Curgerea apei în soluri saturate.....	106
5.4.3	Transportul radionuclizilor prin difuzie.....	107
5.4.4	Transportul radionuclizilor prin advecție.....	109
5.4.5	Dispersia mecanică.....	110
5.4.6	Ecuția de advecție-dispersie pentru transportul radionuclizilor.....	111
5.5	Caracteristicile sitului granitic de referință.....	113
6	Evaluarea unui sistem propus pentru depozitarea finală geologică a combustibilului CANDU ars. 115	
6.1	Proiectul depozitului în formațiuni de granit.....	115
6.2	Modelul câmpului apropiat.....	119
6.2.1	Caracteristici generale ale câmpului apropiat.....	119
6.2.2	Mobilizarea radionuclizilor din containerul de combustibil ars.....	123
6.2.3	Difuzia radială în container.....	126
6.2.4	Limitele de solubilitate la interfața deșeu-bentonită.....	127
6.2.5	Difuzia și sorbția din bentonită.....	128
6.2.6	Eliberarea în roca gazdă din zona deteriorată de excavație.....	128
6.2.7	Parametrii câmpului apropiat.....	129
6.3	Modelul câmpului îndepărtat (geosfera).....	139
6.3.1	Caracteristici generale ale câmpului îndepărtat.....	139
6.3.2	Mecanismele de transport în geosferă.....	141
6.3.3	Ecuțiile de transport.....	142
6.3.4	Parametrii geosferei.....	146
6.4	Modelul biosferei.....	148
6.4.1	Caracteristicile modelului biosferei.....	148
6.4.2	Calculul dozei efective.....	149
6.4.3	Calculul dozei pe organ.....	150
6.4.4	Calculul dozei colective.....	150
6.4.5	Parametrii biosferei.....	151
7	Programul Gran_PC utilizat pentru modelarea numerică a depozitului final.....	153

7.1	Descrierea programului.....	153
7.2	Interfața grafică cu utilizatorul.....	153
7.3	Structura programului GRAPOS	154
7.3.1	Subrutinele programului GRAPOS.....	155
7.3.2	Fișierele de intrare	155
7.3.3	Fișierele de ieșire	156
7.4	Structura programului CHETMAD.....	157
7.4.1	Datele căii de transport	157
7.5	Structura programului EXMAS	158
7.6	Modificările realizate în programul Gran_PC 1.2.....	159
7.6.1	Modificările sistemului de management al fișierelor	159
7.6.2	Modificările de cod	160
8	Rezultatele numerice ale modelării depozitului final de combustibil ars.....	160
8.1	Câmpul apropiat.....	160
8.2	Câmpul îndepărtat și biosfera	168
8.3	Studiu de sensibilitate realizat prin varierea parametrilor sistemului depozitului.....	172
8.4	Comparație între combustibilul CANDU și combustibilul PWR.....	175
9	Concluzii.....	177
	Glosar de termeni.....	183

1. Introducere

1.1 Obiectivele lucrării

Deși centralele nucleare electrice există în multe țări din lume, iar fisiunea nucleară este un proces foarte stabil, complet predictibil, unul din cele mai bine înțelese și mai bine calculate procese complexe ingineresti, problema combustibilului nuclear uzat reprezintă un aspect controversat al industriei nucleare. Pe plan mondial, energia nucleară reprezintă a treia sursă de energie pentru producerea de electricitate, după energia combustibililor fosili și hidroenergie. Energia Nucleară a furnizat 2448 TWh în anul 2000, adică aproximativ 16% din energia electrică generată în lume. Energia nucleară furnizează mai mult de 35% din electricitatea generată în Uniunea Europeană, aducând o contribuție semnificativă la politica de diversificare a surselor de energie și la reducerea emisiei de CO₂.

Managementul sigur și pe termen lung al deșeurilor radioactive este perceput în general de către public drept punctul vulnerabil al energiei nucleare precum și ca un impediment major pentru utilizarea energiei nucleare pe viitor. Transportul combustibilului uzat și al deșeurilor nucleare și activitățile de evaluare pentru incintele de depozitare au constituit subiecte de îngrijorare pentru publicul larg și, în unele cazuri, chiar de manifestări de amploare. Astfel, subiectul este de o deosebită importanță politică, guvernele și parlamentele fiind puternic implicate în stabilirea politicilor de management al deșeurilor radioactive.

Deșeurile radioactive sunt, fără îndoială, o problemă pentru care există soluții tehnice. Implementarea acestor soluții ar trebui să meargă în paralel cu sporirea abilității de comunicare în scopul obținerii consensului și a acceptării politice. Problema principală legată de deșeurile radioactive se pare ca este de natură politică, fiind generată de lipsa unui sprijin din partea publicului. Această sferă a comunicării trebuie cu siguranță îmbunătățită, iar analiza unor informații corecte și oneste este recomandabilă pentru obținerea unei largi acceptări din partea publicului.

În România chestiunile legate de managementul deșeurilor radioactive au înregistrat progrese semnificative cu prioritate în domeniul depozitării deșeurilor slab și mediu active, pentru care se află în construcție un depozit aferent situat în localitatea Saligny, care urmează a fi dat în folosință în 2013. În ceea ce privește depozitarea pe termen lung (finală) a combustibilului CANDU ars, provenit din Centrala Nucleară Cernavodă, nu există deocamdată o opțiune clară pentru depozitarea într-o formațiune geologică preferată. Singura decizie se referă la strategia de depozitare a combustibilului ars, și anume depozitarea fără reprocesare în formațiuni geologice de adâncime, precedată de o perioadă de

stocare intermediară uscată pe o durată de 50 de ani. În contextul național al depozitării definitive a combustibilului ars, lucrarea de față își propune să arate că sunt deținute atât uneltele cât și cunoștințele necesare pentru a garanta, în limite rezonabile, faptul că obiectivele depozitării sunt satisfăcute pe perioadele de timp de interes, adică sute de mii de ani și chiar milioane, în conformitate cu legislația în vigoare.

În lucrarea de față este realizată o modelare a radiotoxicității combustibilului CANDU ars (uzat) propunându-se concepte noi cum ar fi potențialul de clearance. Inventarul radioactiv astfel calculat reprezintă termenul de sursă pentru o evaluare a performanței post-închidere a unui depozit ipotetic de combustibil CANDU ars, amplasat în granit. În capitolele următoare sunt prezentate și discutate metodologia, baza informațională, modelarea, rezultatele obținute și concluziile acestor evaluări.

1.2 Considerații generale asupra managementului deșeurilor înalt active și a combustibilului ars

De-a lungul anilor, de la începutul cercetărilor majore în privința deșeurilor radioactive, au fost propuse mai multe soluții de depozitare sau gestiune a deșeurilor. Interesul pentru diverse opțiuni se concentrează asupra a două probleme etice: echitatea intergenerației (considerațiile de corectitudine și echitate între generații) precum și echitatea intragenerației (considerațiile de corectitudine și echitate în cadrul generației contemporane).

Exista astfel, chiar și un set de principii care pot fi folosite pentru deciziile etice în ceea ce privește strategia de gestiune a deșeurilor radioactive după cum urmează:

- Răspunderea pentru gestiunea deșeurilor radioactive trebuie luată în calcul când se întreprind proiecte noi;
- Cei ce produc deșeurile trebuie să își asume responsabilitatea lor, și să asigure resursele pentru gestiunea acestor materiale într-un mod care nu va impune greutăți exagerate generațiilor viitoare;
- Deșeurile trebuie gestionate într-un mod care să asigure un nivel acceptabil de protecție pentru sănătatea umană și mediu, și să asigure, pentru generațiilor viitoare, cel puțin nivelul de securitate existent astăzi;
- O strategie de gestiune a deșeurilor radioactive nu ar trebui să se bazeze pe prezumția unor structuri stabile social pentru viitorul îndepărtat și nici pe avansul tehnologic, ci mai degrabă ar trebui să lase posterității o situație de securitate pasivă care nu se bazează pe controlul activ și instituțional.

Principiul echității intergenerații cere să fie demonstrată responsabilitatea pentru generațiile viitoare, puse în situația de a gestiona deșeurile noastre. Mai mult decât atât, generațiile prezente nu ar trebui să limiteze opțiunile disponibile generațiilor viitoare. Principiul echității intragenerații necesită ca generațiile contemporane, care obțin beneficii imediate, să suporte costurile în prezent, furnizând resursele financiare sau gestionând deșeurile într-o manieră în care toți oamenii din generația contemporană vor fi protejați la cel mai înalt nivel.

În ceea ce privește strategiile de gestiune sau management pentru deșeurile radioactive cele mai importante, combustibilul ars (SF) și deșeurile înalt active (HLW), trebuie menționat că procedeul de reprocesare a acestora se referă la extragerea plutoniului, uraniului, a produșilor de fisiune nedorți, precum și a actinidelor. Plutoniul este disponibil pentru re folosirea drept combustibil în centralele nucleare PWR sau CANDU. Uraniul descărcat din reactoarele PWR poate fi reciclat ca și combustibil sau poate fi utilizat pentru alte aplicații, dar în cele mai multe țări printre care și România, uraniul descărcat din reactorul CANDU este considerat deșeu în pofida conținutului ridicat de plutiniu, astfel încât reprocesarea nu este luată în considerare. Pe de altă parte, în cazul uraniului din PWR, dacă reprocesarea este realizată, produșii de fisiune precum și actinidele rămase, care constituie doar o mică parte din combustibilul ars, sunt încorporate într-o matrice convenabilă cum ar fi sticla pentru o eventuală depozitare. Cu toate că reprocesarea schimbă caracteristicile formei de deșeu, reprocesarea combustibilului ars, necesită în continuare soluții pentru depozitarea geologică.

Decizia de reprocesare trebuie să ia în calcul mai mulți factori cum ar fi costul gestiunii ciclului de combustibil, disponibilitatea resurselor locale de combustibil, cerința de maximizare a energiei extrase din uraniu, capacitatea de stocarea intermediară (interimară) pentru combustibilul ars și valoarea energetică a uraniului și plutoniului recuperat ca materie primă pentru fabricarea noului combustibil. În acest fel, opțiunea reprocesării sau a depozitării combustibilului ars (SF) din reactoarele PWR sau CANDU nu reprezintă de fapt o chestiune de gestiune (management) a deșeurilor radioactive, cum se considera până acum.

Partiționarea și transmutarea (P-T) constă în separarea pe cale chimică a deșeurilor, partiționarea, urmată de reducerea cantității de radionuclizi de viață lungă prin transformarea, sau transmutarea prin reacții nucleare a radionuclizilor de viață lungă în radionuclizi de viață scurtă, sau direct în elemente stabile.

Stocarea la suprafață pe termen lung, reprocesarea, partiționarea și transmutarea - reprezintă componente potențiale ale strategiei generale de management, conducând de asemenea, în cele din urmă, la depozitarea geologică de adâncime.

Din acest punct de vedere, pot fi avute în vedere mai multe strategii de gestiune pentru combustibilul ars (SF) și deșeurile înalt active (HLW), și anume:

- Stocarea extinsă sau pe termen nelimitat la suprafață;
- Depozitarea directă (stocarea interimară a SF urmată de depozitarea geologică de adâncime) cu sau fără opțiunea de retragere a deșeurilor;
- Ciclul convențional închis (stocare interimară urmată de reprocesare și depozitarea geologică cu sau fără opțiunea de retragere ulterioară;) după reprocesarea SF, o decizie de stocare geologică ar putea fi amânată, conducând la stocarea extinsă sau pe termen nelimitat pentru deșeurile înalt radioactive rezultate, fie ele lichide sau vitrificate;
- Ciclul avansat închis (stocare interimară urmată de reprocesare, P-T pentru actinidele minore și producții de fisiune de viață lungă, și depozitarea geologică de adâncime cu sau fără posibilitatea de retragere ulterioară); după partiționarea și transmutarea deșeurilor, o decizie de depozitare geologică de adâncime, ar putea fi amânată, conducând la stocarea extinsă sau pe termen nelimitat a reziduurilor provenite din partiționare și transmutare.

Schemele de P-T folosesc uzine de reprocesare a combustibilului, separarea radionuclizilor, și diverse tipuri de reactoare nucleare, pentru producerea energiei nucleare și în același timp minimizarea producției de deșeurii de viață lungă. Totuși va fi nevoie de o cercetare intensivă, pentru a realiza aceste scheme, ceea ce înseamnă că P-T constituie o tehnologie care va fi funcțională în câteva decenii. Realitatea este că programele de P-T sunt proiecte pe termen lung, care nu afectează strategiile prezente de combustibil și chiar acest concept nu elimină în final necesitatea depozitării geologice de adâncime. Depozitele geologice de adâncime corect executate sunt deja foarte convenabile din punctul de vedere al nivelului de risc. Astfel, deși procedurile de P-T ar reduce drastic consecințele ipotetice ale unor posibile evenimente viitoare neprevăzute, aceste proceduri nu ar trebui folosite ca pretext pentru întârzierea dezvoltării depozitelor geologice de adâncime de care va fi oricum nevoie.

Stocarea la suprafață pe termen lung ar permite deșeurilor să rămână ușor monitorizabile și retractabile, oferind generațiilor viitoare o mai mare libertate de alegere și permițând aplicarea eventuală a altor soluții. Alt avantaj al acestei tehnologii este costul său mai scăzut. Pe de altă parte, dezavantajul este ca stocarea pe termen extins implică un angajament în gestiunea activă a deșeurilor, de lungă durată, cu transferul obligațiilor de supraveghere continuă și mentenanță asupra generațiilor viitoare. De asemenea această abordare oferă o protecție scăzută împotriva riscurilor pe termen lung care ar putea proveni din pierderea stabilității sociale și a controlului.

O interpretare a conceptului de dezvoltare durabilă ar sprijini abordarea stocării extinse, unde o generație trece mai departe generației următoare o lume cu

oportunități egale. Conform acestei idei, generația actuală ar avea responsabilitatea să ofere generațiilor următoare, abilitățile, resursele și posibilitățile de a rezolva orice problemă pe care generația curentă o transmite mai departe. Cu toate acestea, dacă generația actuală, amână deciziile de depozitare geologică de adâncime, deoarece stocarea la suprafață este mai ieftină, nu se poate aștepta ca generațiile viitoare să adopte o decizie diferită. O asemenea abordare, de fapt ar pasa responsabilitatea pentru acțiunea reală, generațiilor viitoare și din acest motiv ar putea fi considerată neetică.

Cel mai potrivit concept rămâne în prezent, depozitarea geologică de adâncime în mai multe faze. O primă motivație pentru aceasta este bazată pe ideea că generațiile care beneficiază din activitățile care au produs deșeurile radioactive ar trebui să suporte costurile depozitării. Securitatea instalației de depozitare nu ar trebui să depindă de mentenanța pe termen lung, sau chiar de cunoștințele despre existența acesteia. În același timp, ar fi greșit să realizăm acțiuni care să închidă definitiv, toate opțiunile pe care generațiile viitoare ar putea să le aibă în vedere. Această necesitate ar putea fi satisfăcută de o abordare în mai multe faze a depozitării geologice de adâncime, în care deșeul rămâne retractabil pe o perioadă întinsă de timp. Posibilitatea de recuperare a deșeurilor va permite generațiilor următoare să decidă dacă există o alternativă mai bună decât depozitarea geologică. Principiul dezvoltării durabile, necesită un echilibru între nevoile prezentului și cele ale generațiilor viitoare. În acest context, multe țări favorizează o abordare treptată, pas cu pas, a dezvoltării de depozite, prin care generația actuală, realizează o instalație pentru gestiunea pe termen lung a deșeurilor, și în același timp lasă generațiilor următoare opțiunea adoptării unor strategii de management diferite.

2 Managementul deșeurilor radioactive

2.1 Semnificație și clasificare

Deșeurile radioactive se definesc ca acele materiale rezultate din activitățile nucleare pentru care nu s-a prevăzut nici o întrebuințare, care conțin sau sunt contaminate cu radionuclizi [1]. Acestea provin din următoarele activități: reactoarele nucleare, centrele de cercetare nucleară, laboratoarele producătoare de radioizotopi, spitalele ce utilizează radioizotopi în diagnosticarea și terapia internă și externă a bolilor

Deșeurile radioactive pot fi clasificate în diferite moduri, în funcție de sursa de proveniență, forma fizică (solidă, lichidă sau gazoasă), nivelele de radioactivitate, cantitatea de radionuclizi de viață scurtă și a celor de viață lungă, cerințele de depozitare sau toxicitate. În funcție de starea de agregare deșeurile se împart în deșeuri solide, lichide; gazoase.

În funcție de activitatea lor, deșeurile se clasifică în: [2]

- Deșuri cu activitate scăzută, care conțin diverși radionuclizi cu timpi de înjumătățire mici și urme de radionuclizi cu timpi de înjumătățire mari;
- Deșuri cu activitate medie care conțin cantități mari de produse de fisiune și actinide cu timpi mari de înjumătățire, prezintă un conținut mic de energie termică și masă solidă mare;
- Deșuri cu activitate ridicată care conțin cele mai multe dintre produsele de fisiune și actinidele din ciclul combustibilului, prezintă un conținut ridicat de energie termică și masă solidă mică.

Clasificarea deșeurilor radioactive, recomandată de International Atomic Energy Agency (IAEA) este prezentată în *Figura 2-1*. [1]

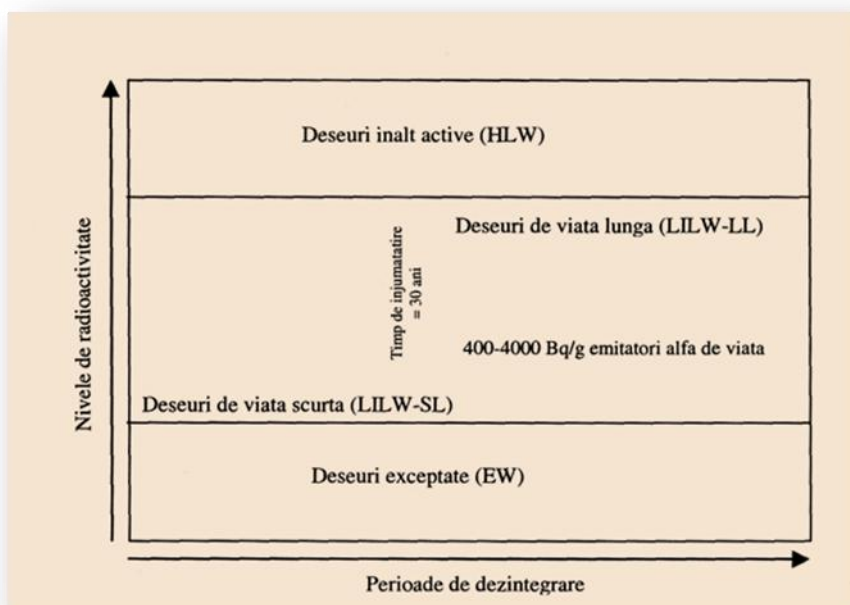


Figura 2-1. Sistemul AIEA de clasificare a deșeurilor radioactive.

Clasificarea bazată pe cerințele de depozitare în siguranță a deșeurilor radioactive pare să fie cel mai mult aplicată. Aceste criterii țin cont, pe lângă caracteristicile deșeurilor (nivelele de radioactivitate și conținutul radioizotopic) și de căldura generată, stabilitatea fizică și chimică, inflamabilitate și sursele acestor deșuri.

Cerințele de depozitare sunt în primul rând bazate pe cerințele radiologice din care derivă criteriul de izolare a deșeurilor de biosferă. Deși eficiența izolării variază în

timp, trebuie să se asigure ca eliberarea de radioactivitate în mediu din sistemele de depozitare să fie sub limitele de acceptare.

În vederea manipulării și depozitării adecvate a acestor deșeuri este foarte importantă determinarea conținutului radioizotopic al deșeurilor radioactive pentru a stabili categoria în care se încadrează deșeurile radioactive.

2.2 Caracteristicile deșeurilor radioactive

Majoritatea izotopilor se dezintegrează în câteva sute de ani. Riscul potențial asociat acestor deșeuri scade permanent prin dezintegrare radioactivă, iar măsurile de izolare pot fi mai relaxate cu trecerea timpului. Caracteristicile importante ale deșeurilor radioactive care afectează depozitarea acestora, sunt prezentate în Tabelul 2-1.

Tabelul 2-1. Caracteristicile deșeurilor radioactive. [1]

Categoria de deșeuri	Caracteristici
Înalt active de viață lungă / depozite geologice	Emisie beta/gama ridicată; Emisie alfa semnificativă; Radiotoxicitate ridicată; Căldură generată ridicată.
Mediu active de viață lungă / depozite geologice	Emisie beta/gama intermediară; Emisie alfa semnificativă; Radiotoxicitate medie; Căldură degajată scăzută.
Slab active de viață lungă / depozite geologice	Emisie beta/gama scăzută; Emisie alfa semnificativă; Radiotoxicitate slab/medie; Căldură degajată nesemnificativă.
Mediu active de viață scurtă / depozite de suprafață sau depozite geologice	Emisie beta/gama medie; Emisie alfa nesemnificativă; Radiotoxicitate medie; Căldură degajată slabă.
Slab active de viață scurtă / depozite de suprafață	Emisie beta/gama slabă; Emisie alfa nesemnificativă; Radiotoxicitate scăzută; Căldură degajată nesemnificativă.

2.2.1 Timpul de viață

Timpul de înjumătățire mare al unora dintre izotopii deșeurilor radioactive reprezintă o problema importantă atât din punct de vedere al securității cât și din punct de vedere al costurilor implicate. Izotopul cu cel mai mare timp de înjumătățire de 4.470.000.000 ani și totodată cel mai abundent este uraniul (^{238}U). Alți izotopi cu timp de înjumătățire mare sunt: radiul (^{226}R) de 1.620 ani, plutoniul (^{239}Pu) de 24.400 ani, uraniul (^{234}U) de 247.000, toriul (^{230}Th) de 80.000 ani, uraniul (^{235}U) de 710.000 ani, iodul (^{129}I) de 17.000.000 ani, etc.

Ca o regulă generală pentru depozitarea deșeurilor radioactive se considera ca după scurgerea a zece perioade de înjumătățire, materialul nu mai reprezintă un pericol. Aceasta înseamnă că stocarea și depozitarea finală a deșeurilor radioactive trebuie evaluată din punct de vedere al securității nucleare pentru perioade mari de timp. În funcție de tipul de depozit se stabilesc perioade de control instituțional, perioade în care se monitorizează menținerea performanțelor depozitului și se iau măsuri pentru prevenirea intruziunii oamenilor și a oricăror efecte nedorite datorate fenomenelor naturale (cutremure, incendii, tornade, etc).

2.2.2 Criticitatea

Criticitatea accidentală este un pericol asociat unei părți a deșeurilor radioactive. Prin criticitate se înțelege declanșarea reacției de fisiune în lanț în materialul fisionabil. O masă critică necontrolată emite mari cantități de radiații gama și de neutroni, care pot fi letale pentru persoane expuse. În plus la o concentrație suficientă de izotopi fisionabili materialul devine supracritic și poate exploda. O masă critică este cantitatea de material fisionabil necesar pentru a întreține reacția de fisiune în lanț, iar una subcritică este aceea din care lipsește puțin pentru ca să devină critică. Diferența dintre cele două poate fi chiar și numai forma containerului. Geometria este așadar un lucru foarte important în determinarea criticității. Dacă două containere sunt așezate foarte aproape unul de altul, ele pot forma o masă critică. Prezența unor substanțe cu rol de moderator (apa) va favoriza inițierea și întreținerea reacției în lanț, transformând o masă subcritică în una critică.

Odată declanșată, reacția de fisiune crește exponențial producând căldură, radiații gama, neutroni și radiații alfa și beta. Când masa devine supercritică se produce o lumina ca un fulger, de culoare albastră strălucitoare. Dacă procesul continuă se produce explozia, reacția fiind oprită, dar producându-se contaminarea radioactivă extinsă. Criticitatea accidentală se poate produce dacă deșeurile conțin izotopi fisionabili: ^{239}Pu , ^{235}U , ^{233}U .

2.2.3 Radioliza

Deșeurile care au componenta apă au tendința să producă hidrogen gazos, ca rezultat al disocierii radiolitice a apei în hidrogen și oxigen. În cazul containerelor cu deșeuri lichide depozitate, concentrația hidrogenului poate atinge nivele explozive, dacă acestea nu sunt ventilate. Hidrogenul se aprinde sau explodează chiar de la scântele produse de electricitatea statică. La producerea unei explozii într-un container închis, acesta se poate sparge iar materialul radioactiv se dispersează contaminând mediul.

2.2.4 Compoziția chimică

Un anumit procent din deșeurile radioactive sunt cele contaminate cu chimicalele din proces, iar acestea pot constitui ele însele un pericol. Deșeurile pot conține acizi, solvenți organici volatili, metale grele, compuși anorganici și alcalini. Aceste chimicale pot fi toxice, inflamabile, corozive, cancerigene sau caustice.

2.2.5 Radiotoxicitatea

Radionuclizii prezintă nivele diferite de pericol pentru organism și pentru mediul înconjurător. Conform standardului de securitate AIEA „Manipularea în siguranță a radionuclizilor” aceștia se clasifică în patru categorii de radiotoxicitate: foarte mare, mare, moderată și slabă. În *Tabelul 2-2* sunt prezentați radionuclizii reprezentativi din fiecare categorie.

Tabelul 2-2. Radiotoxicitatea radionuclizilor. [2]

RADIOTOXICITATEA	RADIONUCLIZII
1. Radiotoxicitate foarte mare	^{210}Pb , ^{226}Ra , ^{227}Th , ^{231}Pa , ^{233}U , ^{238}Pu , ^{243}Am , ^{244}Cm , ^{249}Cf , ^{210}Po , ^{228}Ra
2. Radiotoxicitate mare	^{22}Na , ^{56}Co , ^{95}Zr , ^{125}Sb , ^{137}I , ^{144}Ce , ^{181}Hf , ^{207}Bi , ^{228}Ac , ^{36}Cl , ^{60}Co , ^{125}I , ^{192}Ir
3. Radiotoxicitate moderată	^7Be , ^{48}Sc , ^{65}Zn , ^{91}Sr , ^{103}Ru , $^{125\text{m}}\text{Te}$, ^{140}La , ^{153}Ga , ^{187}W , ^{198}Au , ^{14}C , ^{48}V , $^{69\text{m}}\text{Zn}$, ^{32}P , ^{35}S , ^{51}Cr , ^{24}Na
4. Radiotoxicitate slabă	^3H , ^{58}Co , ^{71}Ge , ^{87}Ru , ^{97}Nb , ^{103}Rh , ^{131}Xe , ^{125}Cs , ^{191}Os , ^{232}Th , ^{15}O , ^{85}Kr , ^{99}Tc

2.3 Etapele gestiunii deșeurilor radioactive

Deșeurile radioactive sunt generate preponderent în ciclul combustibilului nuclear, dar și prin utilizarea radioizotopilor în industrie și cercetare, diagnoză medicală și tratament, etc. Căile de generare a deșeurilor radioactive sunt sugestiv ilustrate în *Figura 2-2*.

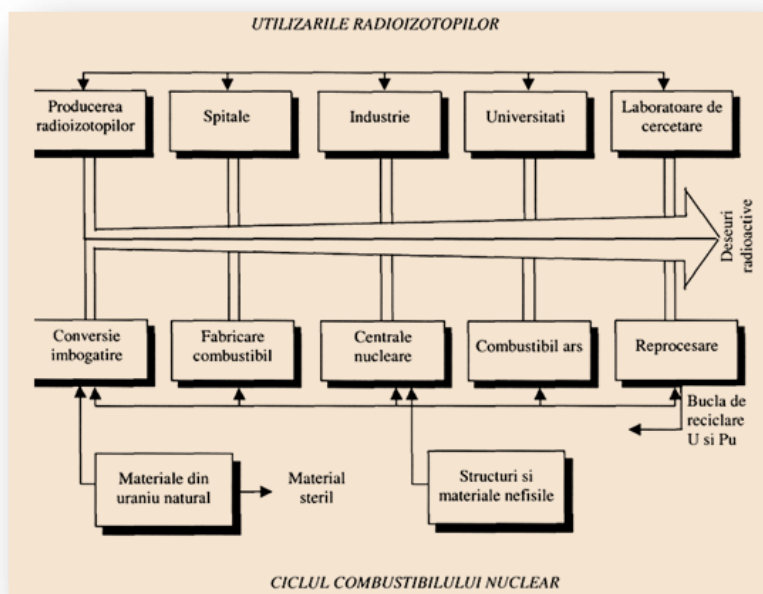


Figura 2-2. Generarea deșeurilor radioactive.

Spre deosebire de alte tipuri de deșeuri, deșeurile radioactive urmează un ciclu foarte riguros controlat, alcătuit din etapele prezentate în *Figura 2-3*. Etapele gestionării deșeurilor radioactive sunt: pretratarea, tratarea, condiționarea, depozitarea intermediară și depozitarea definitivă. Gestionarea deșeurilor radioactive considera etapele de baza ca părți ale unui sistem total, de la generare pana la depozitarea definitivă.

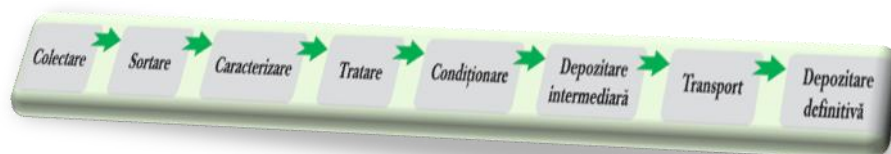


Figura 2-3. Fluxul general al deșeurilor radioactive. [3]

Etapele gestionarii deșeurilor radioactive pot fi aplicate în funcție de tipul deșeurilor radioactive. Deșeurile radioactive trebuie caracterizate în scopul determinării proprietăților lor fizice, chimice și radiologice și în scopul de a facilita păstrarea înregistrărilor și a acceptabilității lor de la o etapă la alta. Caracterizarea se poate face, de exemplu, pentru realizarea separării materialelor excluse sau celor reutilizabile, datorită metodei de depozitare, sau pentru asigurarea conformității coletelor de deșeuri cu cerințele de depozitare intermediară și depozitare definitivă. Gestiunea deșeurilor radioactive trebuie să ia în considerare și implicațiile transportului de deșeuri radioactive.

Pretratarea reprezintă totalitatea operațiilor care au loc după generarea deșeurilor, înainte de tratare. Pretratarea constă în una sau mai multe din următoarele operații: colectare, sortare, neutralizare, decontaminare și poate include și o perioadă de depozitare intermediară. Prima etapă a pretratării se face la producătorul deșeurilor, care, trebuie să asigure colectarea și sortarea deșeurilor pe care le produce. Ulterior deșeurile radioactive sunt transferate la unități specializate unde se trece la tratare.

Tratarea deșeurilor radioactive include acele operații făcute cu intenția de a asigura securitatea acestora sau din motive economice, realizate prin schimbarea caracteristicilor acestora.

Conceptele de bază ale tratării sunt reducerea volumului, eliminarea radionuclizilor sau schimbarea compoziției. Exemple de astfel de operații sunt: incinerarea deșeurilor combustibile, compactarea deșeurilor solide uscate, evaporarea, filtrarea sau tratarea cu schimbători de ioni a deșeurilor lichide, precipitarea sau flocularea speciilor chimice. Acestea pot conduce la producerea de deșeuri secundare ce necesită gospodărire separată: cartușe filtrante, rășini uzate.

Condiționarea deșeurilor radioactive implică acele operații care transformă deșeurile radioactive într-o formă potrivită pentru manipulare, transport, depozitare intermediară și depozitare finală. Operațiile pot include imobilizarea deșeurilor radioactive, plasarea deșeurilor în containere și ambalarea suplimentară. Cea mai comună metodă de imobilizare include solidificarea deșeurilor de joasă și medie activitate, de exemplu în ciment și bitum sau vitrifierea deșeurilor înalte active în matrice de sticlă. Deșeurile imobilizate pot fi ambalate în containere, de la butoaie standard de 200 litri la containere cu construcție complicată, aceasta depinzând de natura radionuclizilor și a concentrației acestora. În multe cazuri tratarea și condiționarea pot avea loc în strânsă legătură una cu cealaltă.

Depozitarea intermediară a deșeurilor radioactive implică menținerea deșeurilor radioactive astfel încât:

- Să fie asigurată izolarea, protecția populației și a mediului și monitorizarea;
- Să fie asigurate acțiuni cum ar fi: tratarea, condiționarea și depozitarea definitivă.

În unele cazuri depozitarea intermediară poate fi practică din considerente cum ar fi:

- Stocarea deșeurilor de viață scurtă pentru asigurarea dezintegrării și apoi eliberarea nerestricționată;
- Stocarea deșeurilor înalt active din considerente termice înainte de depozitarea geologică;
- Considerente economice sau politice.

Depozitarea finală sau definitivă este ultima etapă din sistemul de gestionare a deșeurilor radioactive. Aceasta constă în principal în plasarea deșeurilor radioactive în instalații de depozitare cu asigurarea unei securități rezonabile, fără intenția de a fi mutate și fără a asigura supravegherea și întreținerea pe termen lung. Securitatea este în principal realizată prin concentrare și reținere care implică izolarea deșeurilor radioactive condiționate în depozitul definitiv.

Izolarea este realizată prin plasarea de bariere în jurul deșeurilor radioactive în scopul reducerii eliberării radionuclizilor în mediul înconjurător. Barierele pot fi naturale sau ingineresti și sistemul de izolare poate consta din una sau mai multe bariere. Un sistem multibariere asigură o izolare mai bună și certifică faptul că orice eliberare de radionuclizi în mediul înconjurător va avea loc la un nivel acceptabil scăzut. Barierele pot asigura o reținere absolută pentru o perioadă de timp, așa cum ar fi containerul cu pereți metalici, sau pot întârzia eliberarea materialelor radioactive în mediul înconjurător, așa cum ar fi materialele de umplutura sau roca gazdă. În timpul perioadei când deșeurile radioactive sunt reținute printr-un sistem de bariere, radionuclizii din deșeurile se vor dezintegra. Sistemul de bariere este proiectat conform opțiunii de depozitare alese și matricii de depozitare. Depozitarea definitivă cuprinde și eliberarea efluenților în mediul înconjurător în limitele autorizate, cu dispersie ulterioară. Aceasta este considerată potrivită numai pentru cantități limitate din anumite deșeurile.

2.4 Strategia națională pe termen mediu și lung privind gestionarea combustibilului nuclear uzat

Strategia națională pe termen mediu și lung privind gestionarea combustibilului nuclear uzat și a deșeurilor radioactive, inclusiv depozitarea definitivă și dezafectarea instalațiilor nucleare și radiologice este parte integrantă a Planului Nuclear Național, aprobat prin Hotărârea Guvernului nr. 1259/2002 [3].

În Strategia națională pe termen mediu și lung privind gestionarea combustibilului nuclear uzat și a deșeurilor radioactive, inclusiv depozitarea definitivă și dezafectarea instalațiilor nucleare și radiologice se prevede că un depozit definitiv de deșeuri radioactive de activitate joasă și medie să fie pus în funcțiune în anul 2014. (DFDSMA). Depozitul trebuie să asigure depozitarea pe termen lung a deșeurilor de activitate joasă și medie de viață scurtă, provenite din funcționarea CNE Cernavodă, care va fi echipată cu 4 unități de tip CANDU, precum și a deșeurilor provenite de la dezafectarea acestor unități.

Utilizarea depozitelor de suprafață este o opțiune pentru depozitarea deșeurilor ce conțin radionuclizi de viață scurtă, a căror activitate scade până la nivele ne semnificative din punct de vedere radiologic într-un interval de timp de la câteva decenii până la câteva secole. Depozitarea trebuie astfel realizată încât să asigure protecția persoanelor expuse profesional, a populației și a mediului înconjurător împotriva riscului radiologic care ar putea fi generat de deșeurile depozitate.

Studiile și investigațiile realizate în ultimii 10-15 ani în România au indicat că deșeurile radioactive de activitate joasă și medie generate de CNE Cernavodă pot fi depozitate definitiv într-un depozit de suprafață constând în celule de beton în care se amplasează containere de beton cu deșeuri condiționate în ciment acoperite cu un capac de beton și în final cu un acoperiș multistrat impermeabil. Astfel de depozite se află în exploatare în multe țări ale Uniunii Europene, în SUA sau sunt planificate a fi construite în țări precum Coreea de Sud, Lituania, Bulgaria, etc.

Prin punerea în funcțiune în anul 2007 a Unității 2 de la CNE Cernavodă, producția de energie electrică de origine nucleară s-a dublat, urmarea firească a acestui fapt fiind dublarea producției de deșeuri radioactive în acest sector industrial de activitate.

Aplicațiile radioizotopilor în industrie, medicină, cercetare și alte domenii socio-economice generează și ele o mică parte din cantitatea totală de deșeuri radioactive produse.

Deșeurile tip HLW generează cantități importante de căldură reziduală produsă prin dezintegrare radioactivă, fapt care obligă la depozitare intermediară îndelungată în vederea dezactivării (50 - 100 ani). Acest interval de timp este utilizat pentru dezvoltarea și implementarea tehnologiilor de depozitare definitivă a combustibilului ars.

Gestionarea în siguranță, la scară industrială, a deșeurilor radioactive produse în România, constituie un obiectiv politic național de prim rang, capabil să contribuie la dezvoltarea durabilă a energiei nucleare.

Politica națională de gestionare a deșeurilor radioactive este aliniată în totalitate la cerințele internaționale, stabilite prin „Convenția comună asupra gestionării în siguranță a combustibilului uzat și asupra gestionării în siguranță a deșeurilor radioactive”, ratificată prin Legea nr. 105/1999, precum și la politica de gestionare a deșeurilor radioactive promovată la nivelul Uniunii Europene [4].

Obiectivul principal al politicii naționale de gestionare a deșeurilor radioactive este de a asigura un impact negativ teoretic nul și respectiv unul minim rezonabil posibil sub aspect practic, al activităților de gestionare a deșeurilor asupra populației și a mediului înconjurător.

2.5 Cantitățile de deșuri radioactive în România

Cantitățile de deșuri radioactive estimate a fi produse prin operarea instalațiilor nucleare din România pe durata de viață proiectată sunt [3]:

- Reactorul energetic tip CANDU 6 - cca. 3750 tone de HLW (SF) și cca. 2100 m³ de LILW, majoritar SL și o parte mică LL;
- Reactorul de încercări de materiale tip TRIGA(R)-14 MW: cca. 1 tonă de HLW (SF) și cca. 300 m³ de LILW majoritar SL și o mică parte LL;
- Reactorul de cercetare tip VVR-S(R)-2MWt: cca. 0.5 tone de HLW (SF) și cca. 300 m³ de LILW majoritar SL și o mică parte LL;
- Aplicațiile radioizotopilor în industrie, medicină, cercetare: cca. 15 m³/(milion locuitori), de deșuri tip LILW-SL.

Experiența țărilor membre ale UE în materie de dezafectare a unităților energetice, indică producerea unor cantități de deșuri de maximum 10000 m³/unitate, acestea fiind majoritar de tipul LILW-SL. Pentru reducerea considerabilă a volumului de deșuri, cât și a costurilor dezafectării, UE recomandă amânarea operațiilor propriu-zise de dezafectare cu 30 – 50 ani, după oprirea definitivă din funcționare.

În România deșeurile instituționale, ce provin din activitățile de cercetare și din aplicații medicale și industriale ale radioizotopilor, se colectează și depozitează la Institutului de Fizică și Inginerie Nucleară Horia Hulubei (IFIN-HH), într-un depozit intermediar, cu capacitate de stocare intermediară de 3000 de butoaie.

După tratare și condiționare, acestea se depozitează în depozitul național de deșuri slab și mediu active (DNDR) Băița, județul Bihor, localizat în Munții Apuseni, într-o fostă mină de uraniu (*Figura 2-4*). Depozitul a fost pus în operare în anul 1985 și se află actualmente în administrarea institutului IFIN-HH. Capacitatea maximă de depozitare este de 5000 m³, în prezent fiind utilizată în proporție de 30%.

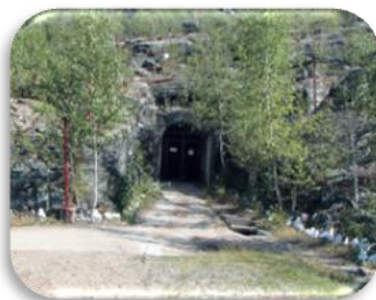


Figura 2-4. Depozitul național de deșeuri radioactive Băița-Bihor, DNDR. [3]



Figura 2-5. Depozitul intermediar de combustibil ars, DICA. [3]

Centrala nuclearo-electrică de la Cernavodă (Figura 2-6) are propriile instalații pentru manipularea și stocarea, în condiții de securitate nucleară, a tuturor tipurilor de deșeuri radioactive, majoritatea deșeurilor radioactive solide fiind depozitate pentru minim 10-15 ani.

În prezent, deșeurile radioactive rezultate din operarea CNE Cernavodă sunt stocate în Depozitul Intermediar de Deșeuri Radioactive (DIDR) Cernavodă, cuprinzând următoarele instalații:

- Depozit de deșeuri generale slab active;
- Depozit celular pentru deșeuri mediu active;
- Depozit de cartușe filtrante uzate

În afara acestora, mai există de asemenea în perimetrul centralei și depozitul de rășini ionice uzate care este amplasat în clădirea serviciilor. Combustibilul nuclear uzat este stocat pe o perioadă de minim șase ani în bazinul de stocare, amplasat lângă clădirea reactorului. În vederea depozitării intermediare a combustibilului nuclear uzat, pe amplasamentul CNE Cernavodă s-a construit un depozit intermediar *DICA* (Figura 2-5), după sistemul MACSTOR (depozit modular răcit cu aer) proiectat de firma AECL-Canada. Acesta va asigura o capacitate de stocare, cu o durată medie de 50 de ani, utilizând tehnologia de stocare uscată.



Figura 2-6. Centrala nuclearelectrică (CNE), Cernavodă.

O cantitate importantă de deșeuri radioactive, cu mult peste valorile caracteristice producției de deșeuri generate prin operarea și respectiv dezafectarea instalațiilor nucleare, este generată prin operarea instalațiilor nucleare industriale de extracție și prelucrare a minereurilor de uraniu. Principalele caracteristici radiologice ale acestor deșeuri sunt, radioactivitatea deosebit de scăzută, în limitele fondului natural de radiații din zona de extracție sau prelucrare și durată de viață deosebit de lungă. Deșeurile lichide și solide produse în cadrul acestor procese industriale sunt procesate și stocate în imediata vecinătate a instalațiilor de producție, în bazine de decantare și respectiv tranșee de colectare, special amenajate în acest scop. După atingerea capacității maxime de depozitare aceste facilități sunt izolate definitiv față de biosferă prin metode și bariere ingineresti.

Cantități importante de deșeuri industriale, cum sunt cenușa de la termocentrala (Mintia) și cenușa produsă în instalațiile de producere a îngrășămintelor chimice pe bază de fosfați (Valea Călugărească, Năvodari, Bacău, Turnu Măgurele), precum și șlamurile rezultate în industria extractivă, conțin cantități mici de materiale radioactive existente în natură. Concentrația de material radioactiv în aceste deșeuri este atât de redusă încât ele nu sunt considerate deșeuri radioactive. Datorită volumelor mari acumulate și care sunt în continuă creștere, aceste deșeuri ridică în prezent probleme ecologice deosebite.

2.6 Deșeurile înalt active (HLW) și combustibilul ars (SF) în România

Deșeurile de activitate înaltă și/sau de viață lungă produse în România sunt reprezentate în principal de combustibilul nuclear uzat rezultat din funcționarea reactoarelor de putere sau de cercetare. Având în vedere cele două caracteristici ale acestora, durata de viață mare, de ordinul miilor de ani, și radioactivitatea ridicată, gestiunea în siguranță a acestora constituie cea mai mare grijă a societății și problema cheie de care depinde în continuare dezvoltarea energiei nucleare și acceptanța publicului.

Conform practicii internațională curente, strategia gospodăririi combustibilului uzat cuprinde depozitarea temporară a combustibilului scos din reactor în piscine de calmare din incinta reactorului, urmată de depozitarea intermediară uscată în incinte special amenajate în afara clădirii reactorului și, în final, depozitarea definitivă în depozite geologice. Depozitarea temporară în piscina reactorului poate dura 6-10 ani, timp în care producția de fisiune de viață scurtă responsabili de generarea unor cantități semnificative de căldură se vor fi dezintegrat. Depozitarea intermediară uscată durează câteva zeci de ani și permite scăderea în continuare a căldurii de dezintegrare și a radioactivității. Depozitarea definitivă are rolul izolării permanente a deșeurilor înalt active de mediul accesibil omului. Chiar dacă, la momentul actual, factorii politici, economici și, nu în ultimul rând, de acceptare publică au determinat întâzieri semnificative în construirea depozitelor geologice, această soluție de gestionare este singura acceptată pe plan internațional, ca fiind alternativa cea mai sigură și cea mai fezabilă.

Un sistem de depozitare geologică poate fi definit ca o combinație de pachete de deșuri solide condiționate și alte bariere ingineresti, amplasate într-o cavitate excavată la sute de metri adâncime într-un mediu geologic stabil (rocă gazdă). Majoritatea sistemelor de depozitare geologică presupun realizarea depozitului la câteva sute de metri adâncime în roca gazdă. Abordarea cea mai obișnuită este reprezentată prin puțuri verticale sau tuneluri de acces, ori combinația acestora, care sunt forate până la adâncimea dorită. La acest orizont, sunt excavate galeriile de depozitare unde se plasează deșeurile, care sunt înconjurate apoi de materiale tampon. Spațiul gol rămas poate fi completat cu materiale de umplutură.

În prezent, există un singur depozit geologic în operare pentru deșuri transuraniene, la New Mexico (USA), și un număr mare de laboratoare subterane (URL) în operare în diverse tipuri de roci în care sunt testate in-situ diverse alternative de depozitare, materiale, tehnici de excavare și manipulare a deșeurilor și tipuri de containere, în scopul demonstrării securității depozitării geologice. Primele depozite geologice pentru combustibil nuclear uzat și deșuri înalt active sunt preconizate a fi puse în funcțiune în 2017 în USA (Yucca Mountain), respectiv 2018 în Suedia și Finlanda.

În România, se estimează că din funcționarea CNE Cernavoda vor rezulta aproximativ 11.500 tone uraniu. Aceste cantități de deșuri sunt mici față de cele produse în țări cu programe nucleare dezvoltate cum ar fi Franța sau Canada. Începând cu anul 1992 au fost demarate câteva studii de cercetare suport pentru dezvoltarea proiectului de depozitare geologică în România. Astfel, au fost realizate un set de studii generice și/sau teoretice, având ca obiective selectarea unor formațiuni geologice gazdă și a unui proiect conceptual al depozitului și evaluarea securității unor depozite generice, în vederea definirii direcțiilor majore și a necesarului de lucrări de cercetare-dezvoltare. Studiile teoretice de selecție a

amplasamentelor s-au bazat pe rezultatele investigațiilor geologice și geofizice, a cercetărilor miniere din zonele de lucrări hidrotehnice, a studiilor de cercetare geologică și geofizică (foraje și lucrări miniere) și/sau a forajelor exploratorii în zonele vecine existente, executate pentru explorarea și exploatarea resurselor minerale. În etapa de mapare regională (1992 - 1994), pe baza criteriilor de selecție a amplasamentelor emise de AIEA, au fost identificate șase formațiuni geologice potențial favorabile pentru a găzdui depozitul geologic, și anume: șisturile verzi din Dobrogea, granituri, bazalturi, argile, sare și tuf vulcanic. Aceste formațiuni satisfac cerințele generale de suprafață, grosime, omogenitate și adâncime, însă situația hidrogeologică este insuficient cunoscută, în special în șisturile verzi și în formațiunile granitice.

2.7 Costuri și finanțare

Costul global al gestionării deșeurilor radioactive, în particular al depozitării lor definitive, este la prima vedere ridicat, acesta reprezentând în jur de 3 miliarde de Euro, pentru deșeurile radioactive generate pe durata a 50 de ani de operare și apoi prin dezafectarea instalațiilor nucleare [3]. De fapt, acest cost reprezintă doar câteva procente din valoarea totală a încasărilor obținute prin vânzarea cantității totale de energie electrică produsă. Costul global al gestionării deșeurilor radioactive este dominat de cheltuielile pentru depozitarea definitivă a HLW.

Costul specific pentru depozitarea definitivă a HLW și LILW-LL, estimat la nivelul UE, este cuprins între 300.000 EUR/m³ și 1.000.000 EUR/m³, în funcție de cantitatea de deșeuri necesar a fi depozitată, soluția de depozitare aleasă (în galerie, puțuri) și de stratul geologic gazdă selecționat pentru depozitare (argilă, sare, tuf vulcanic, granit).

Principiul "poluatorul plătește", alături de alte două principii "poluatorul este obligat să achite integral costurile gestionării" și "gestionarea deșeurilor radioactive este un serviciu național public de lungă durată" stau la baza finanțării activităților de gestionare a deșeurilor radioactive. Aceasta înseamnă că operatorii de instalații nucleare fac provizii de natură financiară, pe seama încasărilor de la beneficiarii serviciilor nucleare produse, numite în general "Fondul de dezafectare și depozitare definitivă a deșeurilor radioactive".

2.8 Informarea și implicarea publicului

Modul de percepție al publicului față de industria nucleară, atât pe plan internațional, cât și în unele state membre ale UE, este strâns legat de modul de percepție al problemei gestionării deșeurilor radioactive, iar îngrijorarea acestuia este deosebit de mare atunci când se pune problema amplasării și construcției depozitelor definitive geologice. Anxietatea publicului este determinată mai ales

de riscurile induse de utilizarea energiei nucleare, în particular, cele datorate generării deșeurilor radioactive cu durata lungă de viață. În prezent, este bine cunoscut faptul că publicul este insuficient informat și educat în legătură cu avantajele utilizării energiei nucleare în raport cu energetica bazată pe utilizarea combustibililor fosili, asupra faptului că producția actuală de deșeuri radioactive este extrem de mică în raport cu cantitățile de deșeuri toxice și periculoase, produse de alte activități industriale și mai ales asupra tehnologiilor aplicabile de gestionare a deșeurilor radioactive [5].

2.9 Activități europene și internaționale în domeniul depozitării finale

Pentru identificarea proiectelor conceptuale pentru depozitul geologic au fost derulate câteva studii generice, în diverse programe naționale de cercetare-dezvoltare. În cadrul acestora, au fost realizate evaluări de securitate pentru depozite ipotetice în sare, care au beneficiat de participare internațională.

În prezent, activitățile de cercetare-dezvoltare în UE, SUA și Canada sunt orientate spre rezolvarea problemelor care privesc minimizarea cantităților de deșeuri, perfecționarea formelor obținute prin tratare și condiționare, și perfecționarea proceselor de management a calității. Eforturile principale de cercetare-dezvoltare sunt direcționate spre rezolvarea problemelor ridicate de siguranța procesului de depozitare definitivă geologică, la adâncime, a HLW, precum și către definirea și introducerea în practică a indicatorilor de securitate aferenți acestui mod de depozitare.

Laboratoarele subterane, amenajate în mod special pentru execuția lucrărilor de cercetare-dezvoltare specifice depozitării geologice, au și vor avea un rol hotărâtor în dezvoltarea tehnicilor și tehnologiilor specifice de depozitare a HLW și vor produce informații specifice privind formațiunile geologice gazdă utilizate. Majoritatea acestor laboratoare sunt utilizate sub formă de acțiuni coordonate în cadrul unor programe de cercetare-dezvoltare internaționale. În prezent, ne aflăm la momentul oportun de aderare la astfel de programe, avantajul participării constând în accesibilitatea la toate informațiile și datele obținute pe această cale.

Informații valoroase privind migrarea în timp îndelungat a radioizotopilor în diferite medii geologice, au fost obținute în cadrul cercetărilor privind analogiile naturale cu depozitele definitive geologice, acestea fiind reactorul natural Oklo (Gabon), cu o vechime de 200 milioane de ani și bogatele zăcăminte de uraniu de la Cigar Lake (Canada) [6]. Aceste cercetări au scos în evidență o serie de caracteristici ale migrării materialelor radioactive prin medii geologice, pe durate de timp deosebit de lungi. Rezultatele cercetărilor reprezintă probe indubitabile pentru securitatea depozitării definitive geologice, la adâncime, a HLW. Pentru cazul deșeurilor HLW și LILW-LL, securitatea depozitării definitive geologice la adâncime este asigurată prin utilizarea sistemului de bariere multiple, una din

acestea fiind formațiunea geologică gazdă. Securitatea sistemelor cu bariere multiple depinde direct de performanța pe termen lung a fiecărei bariere în parte, care poate fi evaluată numai prin calcul, acesta având la bază cunoașterea profundă a fenomenelor și proceselor care conduc la dezafectarea barierelor și eliberarea de material radioactiv din deșeuri către mediul gazdă și ulterior către biosferă. Având în vedere durata deosebit de mare a depozitării definitive, implementarea controlului instituțional asupra amplasamentului, după oprirea activității de depozitare definitivă, nu este obligatorie.

Evaluarea securității depozitelor definitive este o activitate complexă și este bazată pe analiza detaliată prin calcul a consecințelor pe termen lung ale depozitării. Scopul evaluării securității depozitării rezidă în cuantificarea riscurilor potențiale, care pot interveni la orice moment după închiderea depozitului. Rezultatele obținute sunt apoi comparate cu limitele reglementate de securitate radiologică stabilite de CNCAN, pentru a permite luarea deciziei cu privire la eliberarea autorizațiilor de amplasare, construcție și respectiv de operare ale depozitului. De asemenea, evaluările de securitate sunt extrem de utile pentru identificarea problemelor pentru care sunt necesare lucrări suplimentare de cercetare-dezvoltare. În Uniunea Europeană nu există o decizie comună referitoare la reprocesarea combustibilului uzat. Indiferent de calea aleasă, deșeurile de viață lungă vor trebui tratate, condiționate și depozitate, fie ca este vorba de combustibil uzat, fie deșeuri înalt active vitrificate. Până în urmă cu aproximativ 10 ani, practic toate eforturile au fost dedicate studiilor depozitării geologice. Recent, însă, în anumite țări membre s-a manifestat un interes deosebit pentru explorarea unor căi alternative, cum ar fi partiționarea și transmutarea, pentru a reduce timpul de viață a deșeurilor, sau stocarea controlată pe termen îndelungat. Scopul acestor studii este de a oferi o bază de cunoștințe mai bună pentru momentul în care se vor adopta deciziile finale asupra strategiilor preferate [7].

Între țările membre există o cooperare extinsă, atât bilateral cât și în cadrul Uniunii Europene, care acoperă atât aspectul politic cât și cel al cercetării. În 1973 a fost aprobat „Programul Comunitar de Mediu” prin care s-au stabilit strategii comune pentru manevrarea și stocarea deșeurilor radioactive. În 1975, un program de cercetare în domeniul managementului și stocării deșeurilor radioactive a fost adoptat ca parte integrantă a activităților de cercetare din cadrul Uniunii, iar în 1980 a fost adoptat un plan comunitar de acțiune în domeniul deșeurilor radioactive. Atât programul de cercetare cât și planul de acțiune au fost reînnoite în mod regulat. În Planul de Acțiune, Consiliul a subliniat “importanța dezvoltării cooperărilor dintre Comunitate și țările central și est-europene în domeniul managementului și stocării deșeurilor radioactive, în perspectiva noilor provocări probabile ca urmare a dezafectării viitoare a câtorva unități nucleare folosind tehnologii depășite”. În lumina lărgirii prevăzute a Comunității Europene, aceste

provocări capătă o tot mai mare importanță. În ultimii 10 ani, Uniunea Europeană a finanțat studii și proiecte de perfecționare a securității în țările solicitante. În lumina legilor europene, facilitățile de stocare și depozitare a deșeurilor radioactive și a combustibilului uzat trebuie să fie supuse unei evaluări de securitate ambientală (EIA). Politicile generale de management deșeurilor din țările membre sunt în armonie cu Convenția Comună asupra Securității Managementului Combustibilului Uzat și asupra Securității Managementului Deșeurilor Radioactive, semnată de majoritatea țărilor membre. Abordările specifice sunt, în orice caz, dictate de condițiile specifice de țară, cum ar fi existența, dimensiunea și perspectiva temporală a programului de energie nucleară, de formațiunile geologice existente (argilă, sare, rocă cristalină), etc. Există însă un număr de trăsături comune. De exemplu, producătorii de deșeurii sunt responsabili pentru finanțare și sunt stabilite reguli specifice de finanțare. Deșeurile slab și mediu active de viață lungă sunt condiționate și depozitate la scurt timp după ce sunt produse. Combustibilul uzat și/sau înalt activ și deșeurile de viață lungă se intenționează a fi depozitate la adâncime în formațiuni geologice, după o anumită perioadă de stocare. Perioada prevăzută de stocare diferă însă de la țară la țară.

Depozitarea geologică a fost opțiunea preferată în managementul deșeurilor înalt active și al combustibilului uzat, deoarece încă din 1960 a fost acceptat faptul că transmutarea, chiar dacă micșorează ciclul de viață toxică, nu poate suprima complet necesitatea depozitării geologice. Formațiunile geologice existente în diversele țări diferă. În Germania și Olanda, domurile de sare au reprezentat formațiunile geologice de interes, pe când în Finlanda și Suedia studiile s-au concentrat asupra rocilor cristaline, iar în Belgia și Italia asupra argilelor. În Franța, Spania și Marea Britanie s-au studiat diferite medii geologice. În unele state membre, graficul planificărilor pentru luarea de decizii și pentru implementarea incintelor de depozitare este într-un stadiu foarte avansat, pe când în altele este prevăzută o perioadă de stocare intermediară de minimum 50 ani. O etapă crucială în această planificare este procesul de selecție a amplasamentului. Germania a decis cu câțiva timp în urmă să-și concentreze eforturile de investigare asupra domului de sare Gorleben. Recent, Finlanda și-a concentrat eforturile asupra sitului Olkiluoto, iar procesul de decizie este destul de avansat. În Franța în 1998-1999 s-a hotărât construirea primului laborator de cercetări subteran, urmând să fie căutat un amplasament pentru un al doilea laborator. În cazul în care condițiile permit, este prevăzut ca depozitul să fie construit în imediata vecinătate a depozitului. Pe de altă parte, Olanda s-a decis asupra unei perioade de stocare intermediară de 100 ani și, momentan, nu este interesată de a căuta un amplasament. O trăsătură comună a majorității planurilor este abordarea treptată, pas-cu-pas, a deciziei asupra strategiei finale pentru managementul deșeurilor înalt active și a combustibilului ars. Aceasta include investigațiile geologice ale

amplasamentului și studii tehnice asupra unor căi alternative de management, dar și discuții avansate despre cum să fie lărgita baza de luare a deciziilor și cum să implice publicul interesat în acest proces. A devenit clar că pentru acest proces trebuie alocat un interval mare de timp. În multe țări membre au fost efectuate evaluări de securitate și de performanță comprehensive. Primele evaluări, de la sfârșitul anilor 1970 și începutul anului 1980, s-au bazat pe modele simplificate și pe ipoteze conservative ce suplineau lipsa informațiilor. Aceste evaluări au fost rafinate succesiv încorporându-se modele mai detaliate și date mai credibile. Printre evaluările de securitate recent finalizate sau în curs de desfășurare pot fi amintite proiectele NIREX-97 (depozitarea deșeurilor intermediare de viață lungă la Sellafield, Anglia), TILA-99 și SR-97 (depozitarea combustibilului ars în rocile cristaline din Finlanda și Suedia), ENRESA-2000 (depozitarea combustibilului ars în diferite medii geologice din Spania), sau SAFIR-2 (depozitarea deșeurilor înalt-actieve și medii active de viață lungă în argilă în Belgia).

De-a lungul anilor, Comisia Europeană a finanțat studii coordonate de evaluări de securitate și de performanță. Prima evaluare de performanță de amploare, PAGIS [8], s-a derulat în perioada 1982-1988 și s-a ocupat de depozitarea deșeurilor înalt active vitrificate în patru medii geologice (sare, argilă, roci cristaline și sedimente subacvatice de adâncime). Acest proiect a fost urmat de o evaluare pentru depozitarea deșeurilor alfa-actieve, PACOMA (1991), și de studiile de sensibilitate EVEREST (1996). În perioada 1994-1998, evaluarea de performanță a depozitării combustibilului ars a fost studiată în proiectul SPA [9]. În sprijinul evaluărilor de securitate și de performanță sunt efectuate cercetări într-un mare număr de domenii, de la fizica și chimia radionuclizilor până la variațiile climatice viitoare. Este de menționat un domeniu particular, studierea analogurilor naturale, ceea ce înseamnă studierea în natura a proceselor relevante pentru performanța depozitului. Scopul acestor studii este de a identifica procesele de transport ale radionuclizilor în mediul geologic, de a dezvolta și testa modele numerice, de a furniza date/informații pentru a susține evaluările de performanță, de a ridica nivelul de încredere și, nu în ultimul rând, de a îmbunătăți percepția publicului. Există analoguri naturale atât pentru procesele de transport în sedimente și în roci fracturate, cât și pentru comportarea diferitelor materiale (argilă, bitum, ciment și cupru). În scopul dezvoltării cunoștințelor despre sistemele de depozitare, au fost construite laboratoare subterane de cercetare. În 1970 a fost începută construcția laboratorului subteran în mina de sare Asse (Germania) și a celui din mina de fier Stripa (Suedia). Mai târziu, au fost construite laboratoarele subterane în Belgia (HADES) și Suedia (Aspo). Următoarea generație de laboratoare este reprezentată de laboratoarele de caracterizare, construite pentru caracterizarea mediului geologic. Printre acestea se numără cele de la Sellafield (Anglia), Gorleben (Germania) și cele două laboratoare planificate în Franța. La HADES sunt implicate ambele aspecte.

3 Conceptul nivelului de clearance și factorii de risc biologic la ingestie sau inhalare

3.1 Descrierea conceptelor utilizate

Evaluarea siguranței ambientale a conceptului geologic de depozitare a combustibilului CANDU uzat de tip UO_2 , în roca plutonică de tip granitic implică o analiză detaliată a căilor de migrare a radionuclizilor eliberați de către combustibilul uzat în apele subterane prezente în incinta de depozitare, dar și transportul acestor nuclizi prin geosferă către biosferă. Aceste analize oferă informația necesară pentru a estima consecințele dozei radiologice precum și riscurile pentru om și mediu datorate unei astfel de instalații de depozitare.

Pentru a realiza o evaluare de securitate, este necesar să existe o cunoaștere detaliată a conținutului de radionuclizi din combustibilul uzat. Inventarul de radionuclizi a fost calculat folosind un cod de pentru generarea și dezintegrarea (descompunerea) radionuclizilor denumit ORIGEN-S pentru un reactor CANDU de tip Bruce-A foarte apropiat de cel de la CNE Cernavodă. Acest inventar calculat poate oferi datele termenului de sursă pentru alte coduri de evaluare, cum ar fi codul german de la GRS, EMOS, sau canadian SYVAC.

ORIGEN-S a fost lansat și distribuit în mod public ca parte a suitei de programe SCALE care reprezintă un sistem de coduri modular dezvoltat de către laboratorul american ORNL.

Cunoscând conținutul detaliat de radionuclizi în combustibilul uzat, este posibil să avem o vedere mai largă în ceea ce privește radiotoxicitatea combustibilului ars. În acest context, exista două abordări majore:

- Conceptul indexului potențialului de „clearance” (eliberare) propus de către Agenția Internațională de Energie Atomică (IAEA) [10];
- Ghidul concentrațiilor de radioactivitate folosit de către SUA, în termeni de risc la ingestie în m^3 de apă, respectiv inhalare în m^3 de aer [11].

Evaluarea de securitate pentru transportul și depozitarea combustibilului uzat CANDU UO_2 necesită calcularea inventarului de radionuclizi din combustibil pentru a furniza termeni de sursă pentru eliberările de radionuclizi. Radiotoxicitatea inventarului de elemente ușoare, actinide, și produse de fisiune este prezentată în lucrare, acesta fiind calculată cu ajutorul programului ORIGEN-S în combinație cu o bibliotecă de activare și ardere, precum și a unei biblioteci de dezintegrare actualizată cu datele nivelelor de clearance în ORIGEN, bibliotecă produsă de un sistem de coduri WIMS-AECL/SCALENEA-1 [12]

Pentru caracterizarea radiotoxicității combustibilului CANDU, este foarte utilă realizarea unei comparații între cele două concepte de securitate existente care sunt bazate pe abordări parțial diferite:

- 1) Abordarea recomandată de IAEA, bazată pe ghidul de securitate RS-G-1.7/2004 [13] care utilizează conceptul de „clearance” sau eliberare. Clearance-ul indică faptul că un material aflat sub controlul organismului de reglementare (CNCAN în România) poate fi eliberat de sub această monitorizare. Astfel, nivelul de clearance reprezintă autorizarea îndepărtării materialelor radioactive sau a obiectelor radioactive de sub un control ulterior din partea organismului de reglementare.

IAEA a furnizat criteriile radiologice drept bază pentru calcularea nivelelor de clearance. A fost introdus un set de valori ale activităților specifice în Becquerel/g, Becquerel/kg denumite nivele de clearance pentru a fi utilizate în luarea deciziilor în ceea ce privește eliberarea materialelor radioactive în stare brută.

Mai mult decât atât, indexul potențialului de clearance este definit ca raportul dintre radioactivitatea specifică și nivelul de clearance, starea în care materialul radioactiv devine nepericulos. Deci, indexul potențialului de clearance este o cantitate specifică adimensională, care, dacă este mai mare decât unitatea, indică măsura radiotoxicității pentru materialul radioactiv și care atunci când este egală cu unitatea sau mai puțin indică faptul materialul radioactiv a devenit curat în sensul ca poate fi manipulat fără restricții și eliberat de sub controlul organismului de reglementare.

- 2) Abordarea utilizată în SUA, care este descrisă în Codul Federal de Reglementări (CFR). Acest cod conține Ghidul concentrațiilor de radioactivitate (RCG), în Capitolul 10, Titlul 20 (10CFR20/1991) [11] pentru ingestia continuă din apă și inhalarea din aer în zone nerestricționate, în unități de Curie pe metru cub (Ci/m^3).

Valorile concentrațiilor de radioactivitate specifice exprimă concentrațiile maxime permise pentru un izotop în forma solubilă și insolubilă, în cazul ingestiei și al inhalării, pentru expunerea profesională dar și nerestricționată a populației. În cazul în care activitatea unui izotop dat este împărțită la concentrația de radioactivitate (RCG) a aceluia izotop, rezultatul este volumul de apă sau aer necesar pentru a dilua cantitatea de izotop până la concentrația maximă permisă. Volumul de diluție este o măsură a toxicității radioactive a nuclidului pentru cazurile de ingestie sau inhalare directă și este denumit factorul de risc sau hazard la ingestie sau inhalare.

3.2 Aplicarea principiilor de clearance elaborate de IAEA

3.2.1 Necesitatea calculării nivelelor de clearance

Criteriile radiologice de îndrumare pentru eliberarea materialelor radioactive sunt exprimate în termeni de doză, dar nu pot fi utilizate în mod direct pentru stabilirea nivelelor acestora. De aceea este necesară transformarea acestora în cantități practice. În acest context, pentru materiale solide, se folosesc mărimi utile cum ar fi concentrația activității masice denumită și activitatea specifică (Bq/g), contaminarea suprafeței (Bq/cm²), activitatea totală pe unitate de timp (Bq/a) și masa totală pe unitate de timp (t/a). Deducere sau calcularea acestor cantități necesită o examinare detaliată a rutelor posibile prin care oamenii pot fi expuși la radiația emisă de către materialul dispensat sau eliberat, trebuie să fie evaluate dozele de radiație legate de fiecare rută de expunere și pentru fiecare radionuclid considerat. Pe baza acestor evaluări, este posibil să fie calculată o cantitate, exprimată în Bq/a, Bq/g, Bq/cm², t/a, care să satisfacă criteriile de dispensare specificate în IAEA-TECDOC-855 [10]. Detaliile legate de metodologia aplicată au fost concepute și descrise atât pentru depozitarea în sol (geologică), cât și pentru incinerare, reciclare și reutilizare.

În procesul de inventariere a căilor prin care oamenii pot fi expuși radiațiilor, va fi întotdeauna posibil să fie găsite diverse circumstanțe în care expunerea poate apărea, fără ca acest lucru să fie cert. Asemenea expuneri sunt denumite expuneri potențiale. Ele pot fi prevăzute, iar probabilitatea lor de apariție poate fi estimată, dar aceste expuneri nu pot fi niciodată prezise în mod exact. Expunerea potențială ar trebui considerată parte a procesului de evaluare. Cu toate acestea, limitele dozelor nu se aplică direct expunerilor potențiale. În mod ideal ele ar trebui să fie înlocuite de către limite de risc care iau în considerare atât probabilitatea de a primi o doză cât și daunele produse de către acea doză. Este preferabilă folosirea unei abordări mai relaxate, în cazul în care dozele sunt mai mici decât dozele limită chiar dacă evenimentul are loc. Într-un astfel de caz este suficientă utilizarea produsului dintre doza așteptată și probabilitatea de apariție a acesteia. Această abordare poate fi aplicată scenariilor care au o probabilitate scăzută de apariție și se manifestă prin doze anuale individuale de peste 10 μSv (microsievert), dar mai mici decât doza limită admisă. Dificultatea acestei abordări este dată de estimarea probabilității de apariție a scenariilor. Este necesară astfel reducerea dozelor din scenariile posibile la 10 μSv/a și a dozelor din scenariile improbabile la 100 μSv/a.

3.2.2 Clearance necondiționat și clearance condiționat

Conceptul de clearance (eliberare) de sub controlul regulator implică o îndepărtare a restricțiilor, astfel încât materialele eliberate să poată fi tratate fără nici o considerație față de proprietățile lor radiologice. Cu toate acestea, îndepărtarea

restricțiilor poate fi uneori incompletă. Există de asemenea posibilitatea de eliberare a materialului în anumite condiții specifice. Aplicarea acestor condiții asigură eliberările condiționate și furnizează de asemenea un grad adecvat de protecție radiologică pentru public.

Eliberarea completă și deplină a unui material necesită ca toate căile posibile de expunere să fie examinate și luate în considerare în elaborarea nivelelor de clearance, indiferent de cum este utilizat acel material și de locul unde va fi transportat. Aceste eliberări sunt denumite clearance necondiționat [14].

Totodată, eliberările pot fi de regula limitate într-un fel, de oarece destinația materialului în procesul de clearance este cunoscută, astfel încât doar un număr limitat de căi de expunere posibile rezonabile trebuie să fie luate în considerare pentru elaborarea nivelelor de clearance. Eliberarea poate fi apoi acordată cu anumite condiții, de exemplu, ar putea necesita o destinație sau un tratament explicit pentru materialul luat în considerare. Aceste eliberări sunt denumite clearance condiționat [14].

3.2.3 Considerații pentru elaborarea nivelelor de clearance necondiționat.

După cum a s-a precizat și mai sus, elaborarea nivelelor de clearance necondiționat trebuie să țină cont și de expunerea la radiație în timpul tuturor utilizărilor și deplasărilor posibile ale materialului. Pentru un radionuclid dat, cantitatea calculată va fi determinată de scenariul și căile de expunere care creează cea mai ridicată doză de radiație. Deoarece valorile nivelului de clearance necondiționat trebuie să fie acceptabile oriunde, acesta trebuie să fie bazat pe considerarea scenariilor și a datelor generice. Pentru a se asigura faptul ca valorile derivate sunt aplicabile pe scară largă, este de obicei necesar să se urmărească partea conservativă a intervalului de date observate în alegerea presupunerilor și a valorilor parametrilor. Din acesta cauza, valorile derivate pentru utilizarea eliberărilor necondiționate vor tinde să fie conservative, de exemplu în cele mai multe cazuri dozele actuale recepționate vor fi mult sub criteriul dozei individuale.

Criteriul dozei individuale de $10 \mu\text{Sv/a}$ este potrivit pentru utilizarea în cazurile în care nu există suficiente cunoștințe despre alte expuneri ale grupului critic. Cu toate acestea, trebuie reținut că nivelul de $10 \mu\text{Sv/a}$ nu trebuie considerat ca fiind o limită, având în vedere că cerința de a respecta criteriul dozei individuale nu este așa de strictă ca cea de respectare a dozelor limită.

3.2.4 Considerații pentru elaborarea nivelelor de clearance condiționat

În cazul în care tratamentul de clearance este bine definit, cum ar fi depozitarea în sol (geosferică) sau reciclarea, este posibil să se țină cont de caracteristicile

cunoscute ale procedurilor. Probabilitatea ridicată de expunere a unui grup critic datorată procedurilor suprapuse ar trebui luată în considerare la interpretarea recomandărilor regăsite în IAEA Safety Series Nr. 89. Dacă este clar ca probabilitatea de acumulare a dozelor din mai mult decât o procedura de eliberare (clearance) este redusă, atunci poate fi permisă o distribuție mai puțin restrictivă a dozelor minore de câteva zeci de μSv . De asemenea, în cadrul elaborării nivelelor de clearance, dacă există o bună cunoaștere a procedurilor luate în considerare, ar putea fi posibil să fie limitat numărul de scenarii de expunere care trebuie să fie luate în considerare, și ar putea fi introduse în calculul dozei, date specifice procedurii în cauză.

Aceste considerații pot duce în general la nivele de clearance mai ridicate decât în cazul clearance-ului necondiționat. Valorile acestora vor depinde, bineînțeles, de anumite certitudini date în ceea ce privește destinația și utilizarea materialului radioactiv. Dacă aceste certitudini nu există, sunt mai potrivite valorile nivelelor de clearance determinate în cadrul considerațiilor de clearance necondiționat.

3.2.5 Elaborarea nivelelor de clearance necondiționat pentru radionuclizi din materiale solide

Abordarea utilizată pentru a elabora sau deduce nivelele de clearance necondiționate se bazează pe analiza raporturilor publicate, studii de evaluare și revizuire în care au fost estimate dozele potențiale de radiații din diverse utilizări și operațiuni implicând depozitarea, incinerarea, reciclarea și reutilizarea materialelor contaminate.

Criteriul dozei individuale utilizat ca bază pentru calculul nivelelor de clearance necondiționat a fost de $10 \mu\text{Sv/a}$, iar valorile nivelelor de clearance specifice fiecărui nuclid, în termeni de Bq/g și/sau Bq/cm^2 , au fost obținute pentru fiecare scenariu de evaluare a dozei considerat în studiile luate în considerare. În acest fel, a fost posibilă producerea unui interval de nivele de clearance pentru fiecare radionuclid considerat. Acest interval reflectă, în parte, prezumțiile făcute de fiecare dintre grupurile de evaluare implicate în producerea acestor rapoarte.

În construcția acestor intervale de valori nu au fost incluse toate datele. Criteriul general pentru acceptarea datelor a fost acela că seturile de date trebuie să fie bazate pe scenarii de expunere având o posibilitate rezonabilă de apariție, cu presupuneri realiste în ceea ce privește parametrii de transfer, timpii de expunere, etc.

Unele din evaluările luate în considerație, sau componente ale acestora, au fost considerate în final incomplete, cu scenarii importante de expunere ce lipsesc sau nerealiste, datorită presupunerilor făcute.

În aceste cazuri, datele nu au fost luate în considerare mai departe. Pentru datele rămase, a fost creată o procedură pentru determinarea nivelelor de clearance necondiționat din intervalul de valori pentru fiecare radionuclid. Scopul procedurii a fost să se selecteze nivele care furnizează un grad ridicat de siguranță a faptului ca aceste doze nu vor depăși 10 $\mu\text{Sv/a}$. Valorile determinate din aceste analize sunt prezentate în următoarele paragrafe împreună cu explicații despre cum trebuie să fie interpretate. Respectarea valorilor calculate pentru clearance-ul necondiționat al materialelor solide prezentate în Tabelul 3-1, certifică faptul că, criteriul dozei individuale de 10 $\mu\text{Sv/a}$ nu va fi depășit, indiferent de utilizarea ulterioară a materialului radioactiv. Valorile au fost calculate presupunându-se posibilitatea ca aceste materiale să fie, incinerate, reciclate sau reutilizate.

Mai mult decât atât, se presupune că materialul eliberat poate fi utilizat oriunde, de exemplu în altă țară ca rezultat al deplasărilor transfrontaliere. Analiza impactului radiologic potențial este, din această cauză, în mod necesar generică și conservativă. Nivelele pot fi privite ca fiind cele sub care eliberarea de sub controlul regulator este implicită, nefiind necesară luarea în considerare ulterioară a materialelor radioactive. Cu toate acestea, eliberarea de sub controlul organizației de reglementare poate fi de asemenea permisă în anumite condiții (clearance condiționat).

Tabelul 3-1 trebuie interpretat după cum urmează:

- a) Incertitudinile rezultatelor studiilor utilizate pentru realizarea clasificării nu permit unei singure valori să fie atașate fiecărui radionuclid, astfel încât este recomandată o clasificare după ordinul de mărime;
- b) În cazurile în care o singură valoare a nivelului de clearance este solicitată de regulatori, valorile medii logaritmice pentru fiecare categorie sunt propuse ca valori reprezentative de eliberare. Valorile nivelelor de clearance sunt în acest caz: 0,3, 3, 30, 300 și 3000 Bq/kg constituind astfel cinci clase [10];
- c) Valorile din *Tabelul 3-1* sunt cele sub care eliberarea poate fi permisă, adică cazul în care se poate realiza eliberarea necondiționată a materialului (ce conține nuclizii relevanți) din cadrul instalațiilor care se află sub controlul instituției de reglementare. În absența altor reglementări, nivelele de clearance pentru contaminarea suprafețelor [Bq/cm^2] pot fi considerate ca având aceleași unități de măsură ca și concentrația activității [Bq/g]. Dacă este posibil, criteriile de masă și suprafață ar trebui să fie aplicate simultan, de exemplu pentru obiecte de metal dar și pentru clădiri. Astfel pentru numeroase materiale este posibilă aplicarea criteriului de concentrație a activității, de exemplu pentru materiale cu suprafețe neregulate, rugoase și poroase;

Tabelul 3-1. Nivelele calculate de clearance necondiționat furnizate de IAEA-TECDOC-855/1998. [10]

Intervalul de concentrație a activității	Radionuclizi			Valori singulare reprezentative a concentrației de activitate [Bq/g]
0.1	Na-22	Cs-134	U-234	
	Na-24	Cs-137	U-235	
	Mn-54	Eu-152	U-238	
	Co-60	Pb-210	Np-237	
	Zn-65	Ra-226	Pu-239	0.3
	Nb-94	Ra-228	Pu-240	
	Ag-110	Th-228	Am-24	
	Sb-124	Th-230	Cm-244	
<1.0		Th-232		
>1.0	Co-58	In-111		
	Fe-59	I-131		
	Sr-90	Ir-192		3
	Ru-106	Au-198		
<10		Po-210		
>10	Cr-51			
	Co-57	I-129		
	Tc-99m	Ce-144		30
	I-123	Ti-201		
<100	I-125	Pu-241		

>100	C-14	Sr-89	300
	P-32	Y-90	
	Cl-36	Tc-99	
<1000	Fe-55	Cd-109	
>1000	H-3	Ni-63	3000
	S-35	Pm-147	
	Ca-45		
< 10 000			

Radionuclizii Radon-220 și Radon-222 nu au fost luați în considerare în clasificare.

- d) În aproape toate cazurile practice, va fi implicat mai mult de un radionuclid. Pentru a se determina dacă un amestec de radionuclizi se încadrează în nivelul de clearance, poate fi folosită o expresie de simplu raport, după cum se poate observa din relația evidențiată mai jos;

$$\sum_{i=1}^n \frac{C_i}{C_{Li}} \leq 1 \quad (3.1)$$

unde:

- C_i este concentrația radionuclizilor din materialul luat în considerare (Bq/g);
- C_{Li} este nivelul de clearance al radionuclidului i din material (Bq/g);
- n este numărul radionuclizilor din amestec.

În expresia de mai sus, raportul dintre concentrația fiecărui radionuclid și nivelul de clearance este însumat pentru toți radionuclizii din amestec. Dacă această sumă este mai mică sau egală cu 1, materialul satisface condițiile de clearance.

Mai mult decât atât, se presupune că materialul eliberat poate fi utilizat oriunde de exemplu în altă țară ca rezultat al mișcărilor transfrontaliere. Analiza impactului radiologic potențial este, din această cauză, în mod necesar generală și conservativă. Nivelele pot fi privite ca fiind cele sub care eliberarea de sub controlul regulator control este „automată”, nefiind necesară

luare lor în considerare ulterioară. Cu toate acestea, eliberarea de sub controlul de reglementare poate fi de asemenea permisă în anumite condiții.

- e) Pentru radionuclizii care nu se regăsesc în *Tabelul 3-1*, este recomandat să fie utilizată următoarea expresie pentru a fi clasificat nuclidul dorit;

$$\text{Minimum} \left\{ \frac{1}{E_{\gamma} + 0.1E_{\beta}}, \frac{ALI_{inh}}{1\,000}, \frac{ALI_{ing}}{100\,000} \right\} \quad (3.2)$$

unde:

- E^{γ} este energia γ efectivă în MeV;
 - E^{β} este energia efectivă în MeV, așa cum este dată în Publicația ICRP No. 38;
 - ALI_{inh} este cea mai restrictivă valoare a limitei anuale de absorbție prin inhalare în Bq;
 - ALI_{ing} este cea mai restrictivă valoare a limitei anuale de absorbție prin ingestie în Bq, așa cum este dată în Publicația ICRP Nr.61.
- f) O relaxare a valorilor din *Tabelul 3.1* poate fi posibilă în anumite condiții, de exemplu în cazul în care destinația materialului eliberat este bine definită, sau dimensiunea suprafeței obiectelor care urmează a fi eliberate este mică. Aceste eliberări sunt denumite clearance condiționat. Condițiile administrative și criteriile numerice pentru aceste eliberări condiționate trebuie să fie stabilite de către autoritățile naționale.

Nivelele calculate de clearance necondiționat actualizate pentru toți radionuclizii de origine artificială au fost publicate de către AIEA în documentul IAEA RS-G-1.7 -2005 și sunt prezentate în *Tabelul 3-2* [13].

Tabelul 3-2. Nivelele calculate de clearance necondiționat. Valorile concentrației activității pentru radionuclizii de origine artificială.

Nuclid	Concentrația activității (Bq/g)	Radionuclid	Concentrația activității (Bq/g)	Nuclid	Concentrația activității (Bq/g)	
H-3	100	Mn-56	10	* Se-75	1	
Be-7	10	Fe-52	10	* Br-82	1	
C-14	1	Fe-55	1000	Rb-	100	
F-18	10	* Fe-59	1	Sr-85	1	
Na-22	0.1	Co-55	10	* Sr-	100	*
Na-24	1	Co-56	0.1	Sr-	100	*
Si-31	1000	* Co-57	1	Sr-89	1000	

Tabelul 3-2. Nivelele calculate de clearance necondiționat. Valorile concentrației activității pentru radionuclizii de origine artificială.

P-32	1000		Co-58	1		Sr-90	1	
P-33	1000		Co-58m	10000	*	Sr-91	10	*
S-35	100		Co-60	0.1		Sr-92	10	*
Cl-36	1		Co-60m	1000	*	Y-90	1000	
Cl-38	10	*	Co-61	100	*	Y-91	100	
K-42	100		Co-62m	10		Y-	100	
K-43	10	*	Ni-59	100		Y-92	100	*
Ca-45	100		Ni-63	100		Y-93	100	*
Ca-47	10		Ni-65	10	*	Zr-93	10	*
Sc-46	0.1		Cu-64	100	*	Zr-95	1	
Sc-47	100		Zn-65	0.1		Zr-97	10	*
Sc-48	1		Zn-69	1000	*	Nb-	10	
V-48	1		Zn-69m	10	*	Nb-	0.1	
Cr-51	100		Ga-72	10	*	Nb-	1	
Mn-51	10	*	Ge-71	10000		Nb-	10	*
Mn-52	1		As-73	1000		Nb-	10	*
Mn-52m	10	*	As-74	10	*	Mo-	10	*
Mn-53	100		As-76	10	*	Mo-	10	
Mn-54	0.1		As-77	1000		Mo-	10	
Mo-101	10	*	Sn-125	10		Cs-	10	
Tc-96	1		Sb-122	10		Cs-	1000	
Tc-96m	1000	*	Sb-124	1		Cs-	10	
Tc-97	10		Sb-125	0.1		Cs-	0.1	
Tc-97m	100		Te-123m	1		Cs-	1000	
Tc-99	1		Te-125m	1000		Cs-	100	
Tc-99m	100	*	Te-127	1000		Cs-	1	
Ru-97	10		Te-127m	10		Cs-	0.1	
Ru-103	1		Te-129	100	*	Cs-	10	
Ru-105	10	*	Te-129m	10		Ba-	10	
Ru-106	0.1		Te-131	100		Ba-	1	
Rh-	10000		Te-131m	10		La-	1	
Rh-105	100		Te-132	1		Ce-	1	
Pd-103	1000		Te-133	10	*	Ce-	100	
Pd-109	100		Te-133m	10		Ce-	10	
Ag-105	1		Te-134	10	*	Ce-	10	
Ag-	0.1		1-123	100		Pr-	100	
Ag-111	100		1-125	100		Pr-	1000	
Cd409	1		1-126	10		Nd-	100	
Cd-115	10		1-129	0.01		Nd-	100	
Cd-	100		1-130	10	*	Pm-	1000	
In-111	10		1-131	10		Pm-	1000	
In-113m	100	*	1-132	10	*	Sm-	1000	