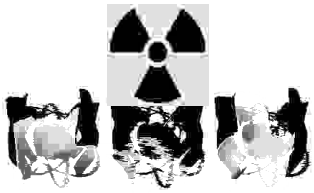
ALEXANDRU OCTAVIAN PAVELESCU

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 Naţionale a României

PAVELESCU, ALEXANDRU OCTAVIAN

Analiza sistemelor de depozitare finală a deşeurilor radioactive în rocă de granit/Alexandru Octavian Pavelescu. Bucureşti: Editura Academiei Oamenilor de Ştiinţă din România, 2009.

Bibliogr.

Index.

ISBN 978-606-92161-2-5

658.567:620.267

Lucrarea conține 190 pg.

Copyright © Editura **Academiei Oamenilor de Ştiinţă din România**, Bucureşti, 2009

Şef 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 ca în momentul de față comunitatea tehnică este capabilă sa 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 măsura 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 Știința 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 opţiune clară pentru depozitarea pe termen lung într-o formaţiune 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 deţinute atât instrumentele cât şi cunoştinţele 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 eficace 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 doua 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 experimentala a metodologiei utilizate. S-a certificat astfel, că acest sistem de coduri oferă predicţii foarte bune ale inventarului, situate în cadrul intervalului de incertitudine la măsurare pentru actinide şi majoritatea produşilor 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 depozitarea 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 Nuclearo-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 Ambiant). 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 Romania, 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 Consideraţii generale asupra managementului deşeurilor înalt active și a combustibilului ars 10
2 Managementul deşeurilor radioactive 13
2.1 Semnificaţie şi clasificare 13
2.2 Caracteristicile deşeurilor radioactive 15
2.2.1 Timpul de viaţă 16
2.2.2 Criticitatea 16
2.2.3 Radioliza 17
2.2.4 Compoziţia chimică 17
2.2.5 Radiotoxicitatea 17
2.3 Etapele gestiunii deşeurilor radioactive 18
2.4 Strategia naţională pe termen mediu şi lung privind gestionarea combustibilului nuclear uzat 20
2.5 Cantităţile de deşeuri radioactive în România 22
2.6 Deşeurile înalt active (HLW) şi combustibilul ars (SF) în România 24
2.7 Costuri şi finanţare 26
2.8 Informarea şi implicarea publicului 26
2.9 Activităţi europene şi internaţionale în domeniul depozitării finale 27
3 Conceptul nivelului de clearance şi 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 necondiţionat şi clearance condiţionat 33
3.2.3 Consideraţii pentru elaborarea nivelelor de clearance necondiţionat. 34
3.2.4 Consideraţii pentru elaborarea nivelelor de clearance condiţionat 34
3.2.5 Elaborarea nivelelor de clearance necondiţionat pentru radionuclizi din materiale solide 35
3.3 Concentraţiile de radioactivitate pentru ingestia continuă din apă şi inhalarea din aer ... 42
4 Modelarea inventarului și a radiotoxicităţii combustibilului CANDU 44
4.1 Caracterizarea combustibilului nuclear 44
4.1.1 Gradul de ardere şi 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 reacţiilor (α, n) 52
4.2.4 Spectrul de neutroni emişi din fisiuni spontane 54
4.2.5 Evaluarea caracteristicilor combustibilului iradiat 55
4.2.6 Dependenţa faţă de spectru a secţiunii 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 Radiaţiile emise de combustibilul ars 65
4.2.13 Puterea termică a combustibilului ars 66

4.3 Rezultatele numerice ale modelării arderii şi dezintegrării combustibilului 66
4.3.1 Condiţiile de modelare 66
4.3.2 Metoda de calcul pentru crearea şi actualizarea bibliotecilor de secţiuni eficace din ORIGEN-S 70
4.3.3 Inventarul de radionuclizi (termenul de sursă) calculat 74
4.4 Validarea experimentala şi calificarea rezultatelor 82
4.4.1 Descrierea experimentului şi măsurători (metode şi date) 83
4.4.2 Estimarea inventarului de radionuclizi cu ORIGEN 84
4.4.3 Analiza iradierii combustibilului în scopul producerii secţiunilor eficace dependente de timp pentru biblioteca CANDU28 cu modulul SAS2h 84
4.4.4 Analiza gradului de ardere şi a dezintegrării cu ORIGEN. Modelarea inputului şi procesarea rezultatelor legate de inventarul obţinut 86
4.4.5 Rezultate comparative pentru validarea experimentală 87
5 Depozitarea finală a combustibilului ars în rocă de granit 94
5.1 Consideraţii generale asupra depozitarea finală a combustibilului ars în România 94
5.2 Caracteristicile proiectului depozitului final de combustibil ars (DFCA) 95
5.3 Formaţiunile geologice şi arealele propuse pentru amplasarea depozitului final 98
5.4 Modele matematice pentru caracterizarea transportului radionuclizilor în medii geologice 103
5.4.1 Procese de sorbţie 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 Ecuaţia de advecţie-dispersie pentru transportul radionuclizilor 111
5.5 Caracteristicile sitului granitic de referinţă 113
6 Evaluarea unui sistem propus pentru depozitarea finală geologică a combustibilului CANDU ars. 115
6.1 Proiectul depozitului în formaţiuni 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 combustibilul ars 123
6.2.3 Difuzia radială în container 126
6.2.4 Limitele de solubilitate la interfaţa deşeu-bentonită 127
6.2.5 Difuzia şi sorbţia din bentonită 128
6.2.6 Eliberarea în roca gazdă din zona deteriorată de excavaţie 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 Ecuaţiile 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 Interfaţa grafică cu utilizatorul ... 153
7.3 Structura programului GRAPOS ... 154
7.3.1 Subrutinele programului GRAPOS ... 155
7.3.2 Fişierele de intrare ... 155
7.3.3 Fişierele de ieşire ... 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 fişierelor ... 159
7.6.2 Modificările de cod ... 160
8 Rezultatele numerice ale modelarii depozitului final de combustibil ars ... 160
8.1 Câmpul apropiat ... 160
8.2 Câmpul îndepărtat şi biosfera ... 168
8.3 Studiu de sensibilitate realizat prin varierea parametrilor sistemului depozitului ... 172
8.4 Comparaţie între combustibilul CANDU şi combustibilul PWR ... 175
9 Concluzii ... 177
Glosar de termeni ... 183

1. Introducere

1.1 Obiectivele lucrării

Deşi centralele nuclearoelectrice există în multe ţări din lume, iar fisiunea nucleară este un proces foarte stabil, complet predictibil, unul din cele mai bine înţelese şi mai bine calculate procese complexe inginereşti, 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 şi 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 Europeana, aducând o contribuţie semnificativă la politica de diversificare a surselor de energie şi la reducerea emisiei de CO_2.

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

Deşeurile radioactive sunt, fără îndoială, o problemă pentru care există soluţii tehnice. Implementarea acestor soluţii ar trebui să meargă în paralel cu sporirea abilităţii de comunicare în scopul obţinerii consensului şi a acceptării politice. Problema principală legată de deşeurile radioactive se pare ca este de natură politică, fiind generată de lipsa unui sprijin din partea publicului. Această sferă a comunicării trebuie cu siguranţă îmbunătăţită, iar analiza unor informaţii corecte şi oneste este recomandabilă pentru obţinerea unei largi acceptări din partea publicului.

În România chestiunile legate de managementul deşeurilor radioactive au înregistrat progrese semnificative cu prioritate în domeniul depozitării deşeurilor slab şi 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 priveşte depozitarea pe termen lung (finală) a combustibilului CANDU ars, provenit din Centrala Nucleară Cernavodă, nu există deocamdată o opţiune clară pentru depozitarea într-o formaţiune geologică preferată. Singura decizie se referă la strategia de depozitare a combustibilului ars, şi anume depozitarea fără reprocesare în formaţiuni geologice de adâncime, precedată de o perioadă de

stocare intermediară uscată pe o durată de 50 de ani. În contextul naţional al depozitării definitive a combustibilului ars, lucrarea de faţă îşi propune să arate că sunt deţinute atât uneltele cât şi cunoştinţele 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 legislaţia în vigoare.

În lucrarea de fată 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 performanţei post-închidere a unui depozit ipotetic de combustibil CANDU ars, amplasat în granit. În capitolele următoare sunt prezentate și discutate metodologia, baza informaţională, modelarea, rezultatele obţinute şi concluziile acestor evaluării.

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

De-a lungul anilor, de la începutul cercetărilor majore în privinţa deşeurilor radioactive, au fost propuse mai multe soluţii de depozitare sau gestiune a deşeurilor. Interesul pentru diverse opţiuni se concentrează asupra a două probleme etice: echitatea intergeneraţii (consideraţiile de corectitudinea şi echitate între generaţii) precum şi echitatea intrageneraţii (consideraţiile de corectitudinea şi echitate în cadrul generaţiei contemporane).

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

- Răspunderea pentru gestiunea deşeurilor radioactive trebuie luată în calcul când se întreprind proiecte noi;
- Cei ce produc deşeurile trebuie să îşi asume responsabilitatea lor, şi să asigure resursele pentru gestiunea acestor materiale intr-un mod care nu va impune greutăţi exagerate generaţiilor viitoare;
- Deşeurile trebuie gestionate într-un mod care să asigure un nivel acceptabil de protecţie pentru sănătatea umană şi mediu, şi să asigure, pentru generaţiilor viitoare, cel puţin nivelul de securitate existent astăzi;
- O strategie de gestiune a deşeurilor radioactive nu ar trebui să se bazeze pe prezumţia unor structuri stabile social pentru viitorul îndepărtat şi nici pe avansul tehnologic, ci mai degrabă ar trebui să lase posterităţii o situaţie de securitate pasivă care nu se bazează pe controlul activ şi instituţional.

Principiul echităţii intergeneraţii cere să fie demonstrată responsabilitatea pentru generaţiile viitoare, puse în situaţia de a gestiona deşeurile noastre. Mai mult decât atât, generaţiile prezente nu ar trebui să limiteze opţiunile disponibile generaţiilor viitoare. Principiul echităţii intrageneraţii necesită ca generaţiile contemporane, care obţin beneficii imediate, să suporte costurile în prezent, furnizând resursele financiare sau gestionând deşeurile într-o manieră în care toţi oamenii din generaţia contemporană vor fi protejaţi la cel mai înalt nivel.

În ceea ce priveşte strategiile de gestiune sau management pentru deşeurile radioactive cele mai importante, combustibilul ars (SF) şi deşeurile înalt active (HLW), trebuie menţionat că procedeul de reprocesare a acestora se referă la extragerea plutoniului, uraniului, a produşilor de fisiune nedoriţi, precum şi a actinidelor. Plutoniul este disponibil pentru refolosirea drept combustibil în centralele nucleare PWR sau CANDU. Uraniul descărcat din reactoarele PWR poate fi reciclat ca şi combustibil sau poate fi utilizat pentru alte aplicaţii, dar în cele mai multe ţări printre care şi România, uraniul descărcat din reactorul CANDU este considerat deşeu în pofida conţinutului ridicat de plutoniu, astfel încât reprocesarea nu este luată în considerare. Pe de altă parte, în cazul uraniului din PWR, dacă reprocesarea este realizată, produşii de fisiune precum şi 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 deşeu, reprocesarea combustibilului ars, necesită în continuare soluţii pentru depozitarea geologică.

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

Partiţionarea şi transmutarea (P-T) constă în separarea pe cale chimică a deşeurilor, partiţionarea, urmată de reducerea cantităţii de radionuclizi de viaţă lungă prin transformarea, sau transmutarea prin reacţii nucleare a radionuclizilor de viaţă lungă în radionuclizi de viaţă scurtă, sau direct în elemente stabile.

Stocarea la suprafaţă pe termen lung, reprocesarea, partiţionarea şi transmutarea - reprezintă componente potenţiale 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) şi deşeurile înalt active (HLW), şi anume:

- Stocarea extinsă sau pe termen nelimitat la suprafaţă;
- Depozitarea directă (stocarea interimară a SF urmată de depozitarea geologică de adâncime) cu sau fără opţiunea de retragere a deşeurilor;
- Ciclul convenţional închis (stocare interimară urmată de reprocesare şi depozitarea geologică cu sau fără opţiunea de retragere ulterioară;) după reprocesarea SF, o decizie de stocare geologică ar putea fi amânată, conducând la stocarea extinsă sau pe termen nelimitat pentru deşeurile înalt radioactive rezultate, fie ele lichide sau vitrificate;
- Ciclul avansat închis (stocare interimară urmată de reprocesare, P-T pentru actinidele minore şi produşii de fisiune de viaţă lungă, şi depozitarea geologică de adâncime cu sau fără posibilitatea de retragere ulterioară); după partiționarea și transmutarea deşeurilor, o decizie de depozitare geologică de adâncime, ar putea fi amânată, conducând la stocarea extinsă sau pe termen nelimitat a reziduurilor provenite din partiţionare şi transmutare.

Schemele de P-T folosesc uzine de reprocesare a combustibilului, separarea radionuclizilor, şi diverse tipuri de reactoare nucleare, pentru producerea energiei nucleare şi în acelaşi timp minimizarea producţiei de deşeuri de viaţă lungă. Totuşi va fi nevoie de o cercetare intensivă, pentru a realiza aceste scheme, ceea ce înseamnă că P-T constituie o tehnologie care va fi funcţională în câteva decenii. Realitatea este că programele de P-T sunt proiecte pe termen lung, care nu afectează strategiile prezente de combustibil şi 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, deşi procedurile de P-T ar reduce drastic consecinţele 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 suprafaţă pe termen lung ar permite deşeurilor să rămână uşor monitorizabile şi retractabile, oferind generaţiilor viitoare o mai mare libertate de alegere şi permiţând aplicarea eventuală a altor soluţii. 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 deşeurilor, de lungă durată, cu transferul obligaţiilor de supraveghere continuă şi mentenanţă asupra generaţiilor viitoare. De asemenea această abordare oferă o protecţie scăzută împotriva riscurilor pe termen lung care ar putea proveni din pierderea stabilităţii sociale şi a controlului.

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

oportunităţi egale. Conform acestei idei, generaţia actuală ar avea responsabilitatea să ofere generaţiilor următoare, abilităţile, resursele şi posibilităţile de a rezolva orice problemă pe care generaţia curentă o transmite mai departe. Cu toate acestea, dacă generaţia actuală, amână deciziile de depozitare geologică de adâncime, deoarece stocarea la suprafaţă este mai ieftină, nu se poate aştepta ca generaţiile viitoare să adopte o decizie diferită. O asemenea abordare, de fapt ar pasa responsabilitatea pentru acţiunea reală, generaţiilor viitoare şi 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 motivaţie pentru aceasta este bazată pe ideea că generaţiile care beneficiază din activităţile care au produs deşeurile radioactive ar trebui să suporte costurile depozitării. Securitatea instalaţiei de depozitare nu ar trebui să depindă de mentenanţa pe termen lung, sau chiar de cunoştinţele despre existenţa acesteia. În acelaşi timp, ar fi greşit să realizăm acţiuni care să închidă definitiv, toate opţiunile pe care generaţiile 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 deşeul rămâne retractabil pe o perioadă întinsă de timp. Posibilitatea de recuperare a deşeului va permite generaţilor următoare să decidă dacă există o alternativă mai bună decât depozitarea geologică. Principiul dezvoltării durabile, necesită un echilibru între nevoile prezentului şi cele ale generaţiilor viitoare. În acest context, multe ţări favorizează o abordare treptată, pas cu pas, a dezvoltării de depozite, prin care generaţia actuală, realizează o instalaţie pentru gestiunea pe termen lung a deşeurilor, şi în acelaşi timp lasă generaţiilor următoare opţiunea adoptării unor strategii de management diferite.

2 Managementul deşeurilor radioactive

2.1 Semnificaţie şi clasificare

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

Deşeurile radioactive pot fi clasificate în diferite moduri, în funcţie de sursa de provenienţă, forma fizică (solidă, lichidă sau gazoasă), nivelele de radioactivitate, cantitatea de radionuclizi de viaţă scurtă şi a celor de viaţă lungă, cerinţele de depozitare sau toxicitate. În funcţie de starea de agregare deşeurile se împart în deşeuri solide, lichide; gazoase.

În funcţie de activitatea lor, deşeurile se clasifică în: [2]

- Deşeuri cu activitate scăzută, care conţin diverşi radionuclizi cu timpi de înjumătăţire mici şi urme de radionuclizi cu timpi de înjumătăţire mari;
- Deşeuri cu activitate medie care conţin cantităţi mari de produse de fisiune şi actinide cu timpi mari de înjumătăţire, prezintă un conţinut mic de energie termică și masă solidă mare;
- Deşeuri cu activitate ridicată care conţin cele mai multe dintre produsele de fisiune şi actinidele din ciclul combustibilului, prezintă un conţinut ridicat de energie termică și masă solidă mică.

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

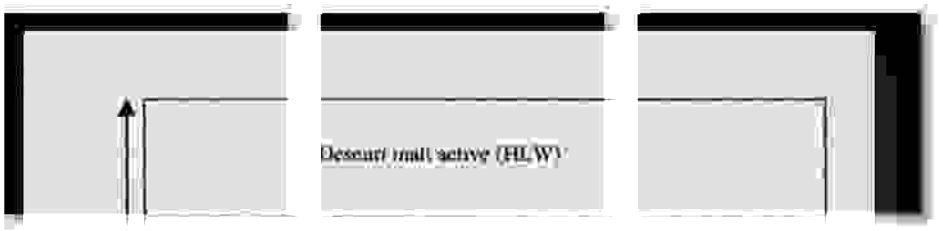


Figura 2-1. Sistemul AIEA de clasificare a deşeurilor radioactive.

Clasificarea bazată pe cerinţele de depozitare în siguranţă a deşeurilor radioactive pare să fie cel mai mult aplicată. Aceste criterii ţin cont, pe lângă caracteristicile deşeurilor (nivelele de radioactivitate şi conţinutul radioizotopic) şi de căldura generată, stabilitatea fizică şi chimică, inflamabilitate şi sursele acestor deşeuri.

Cerinţele de depozitare sunt în primul rând bazate pe cerinţele radiologice din care derivă criteriul de izolare a deşeurilor de biosferă. Deşi eficienţa 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 şi depozitării adecvate a acestor deşeuri este foarte importantă determinarea conţinutului radioizotopic al deşeurilor radioactive pentru a stabili categoria în care se încadrează deşeul radioactiv.

2.2 Caracteristicile deşeurilor radioactive

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

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

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

2.2.1 Timpul de viaţă

Timpul de înjumătăţire mare al unora dintre izotopii deşeurilor radioactive reprezintă o problema importantă atât din punct de vedere al securităţii cât și din punct de vedere al costurilor implicate. Izotopul cu cel mai mare timp de înjumătăţire de 4.470.000.000 ani și totodată cel mai abundent este uraniul (^{238}U). Alţi izotopi cu timp de înjumătăţire 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 deşeurilor radioactive se considera ca după scurgerea a zece perioade de înjumătăţire, materialul nu mai reprezintă un pericol. Aceasta înseamnă că stocarea și depozitarea finală a deşeurilor radioactive trebuie evaluată din punct de vedere al securităţii nucleare pentru perioade mari de timp. În funcţie de tipul de depozit se stabilesc perioade de control instituţional, perioade în care se monitorizează menţinerea performantelor depozitului și se iau masuri pentru prevenirea intruziunii oamenilor și a oricăror efecte nedorite datorate fenomenelor naturale (cutremure, incendii, tornade, etc.

2.2.2 Criticitatea

Criticitatea accidentala este un pericol asociat unei părţi a deşeurilor radioactive. Prin criticitate se înţelege declanşarea reacţiei de fisiune în lanţ în materialul fisionabil. O masă critică necontrolată emite mari cantităţi de radiaţii gama și de neutroni, care pot fi letale pentru persoane expuse. În plus la o concentraţie suficientă de izotopi fisionabili materialul devine supracritic și poate exploda. O masă critică este cantitatea de material fisionabil necesar pentru a întreţine reacţia de fisiune în lanţ, iar una subcritică este aceea din care lipseşte puţin pentru ca să devină critica. Diferenţa dintre cele două poate fi chiar și numai forma containerului. Geometria este aşadar un lucru foarte important în determinarea criticităţii. Dacă două containere sunt aşezate foarte aproape unul de altul, ele pot forma o masă critică. Prezenta unor substanţe cu rol de moderator (apa) va favoriza iniţierea și întreţinerea reacţiei în lanţ, transformând o masă subcritică în una critică.

Odată declanşată, reacţia de fisiune creşte exponenţial producând căldură, radiaţii gama, neutroni și radiaţii alfa și beta. Când masa devine supercritică se produce o lumina ca un fulger, de culoare albastră strălucitoare. Dacă procesul continuă se produce explozia, reacţia fiind oprită, dar producându-se contaminarea radioactivă extinsă. Criticitatea accidentală se poate produce dacă deşeurile conţin izotopi fisionabili: ^{239}Pu, ^{235}U, ^{233}U.

2.2.3 Radioliza

Deşeurile care au componenta apa au tendinţa să producă hidrogen gazos, ca rezultat al disocierii radiolitice a apei în hidrogen şi oxigen. În cazul containerelor cu deşeuri lichide depozitate, concentraţia hidrogenului poate atinge nivele explozive, daca acestea nu sunt ventilate. Hidrogenul se aprinde sau explodează chiar de la scânteile produse de electricitatea statica. La producerea unei explozii intr-un container închis, acesta se poate sparge iar materialul radioactiv se dispersează contaminând mediul.

2.2.4 Compoziţia chimică

Un anumit procent din deşeurile radioactive sunt cele contaminate cu chimicalele din proces, iar acestea pot constitui ele însele un pericol. Deşeurile pot conţine acizi, solvenţi organici volatili, metale grele, compuşi 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 siguranţă a radionuclizilor" aceştia se clasifică în patru categorii de radiotoxicitate: foarte mare, mare, moderată și slabă. În *Tabelul 2-2* sunt prezentaţi 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	^{7}Be, ^{48}Sc, ^{65}Zn, ^{91}Sr, ^{103}Ru, ^{125m}Te, ^{140}La, ^{153}Ga, ^{187}W, ^{198}Au, ^{14}C, ^{48}V, ^{69m}Zn, ^{32}P, ^{35}S, ^{51}Cr, ^{24}Na
4. Radiotoxicitate slabă	^{3}H,^{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 deşeurilor radioactive

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

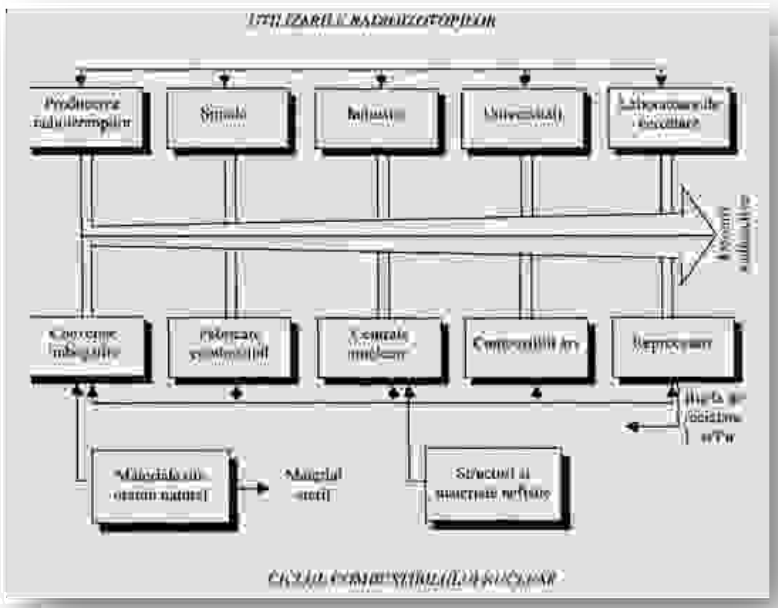


Figura 2-2. Generarea deşeurilor radioactive.

Spre deosebire de alte tipuri de deşeuri, deşeurile radioactive urmează un ciclu foarte riguros controlat, alcătuit din etapele prezentate în *Figura 2-3.* Etapele gestionării deşeurilor radioactive sunt: pretratarea, tratarea, condiţionarea, depozitarea intermediară şi depozitarea definitivă. Gestionarea deşeurilor radioactive considera etapele de baza ca părţi ale unui sistem total, de la generare pana la depozitarea definitivă.

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

Etapele gestionarii deşeurilor radioactive pot fi aplicate în funcţie de tipul deşeurilor radioactive. Deşeurile radioactive trebuie caracterizate în scopul determinării proprietarilor lor fizice, chimice și radiologice și în scopul de a facilita păstrarea înregistrărilor și a acceptabilităţii 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 conformităţii coletelor de deşeuri cu cerinţele de depozitare intermediară și depozitare definitivă. Gestiunea deşeurilor radioactive trebuie să ia în considerare și implicaţiile transportului de deşeuri radioactive.

Pretratarea reprezintă totalitatea operaţiilor care au loc după generarea deşeurilor, înaintea tratării. Pretratarea constă în una sau mai multe din următoarele operaţii: colectare, sortare, neutralizare, decontaminare și poate include și o perioadă de depozitare intermediară. Prima etapa a prefaţării se face la producătorul deşeurilor, care, trebuie să asigure colectarea și sortarea deşeurilor pe care le produce. Ulterior deşeurile radioactive sunt transferate la unităţi specializate unde se trece la tratare.

Tratarea deşeurilor radioactive include acele operaţii făcute cu intenţia 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 compoziţiei. Exemple de astfel de operaţii sunt: incinerarea deşeurilor combustibile, compactarea deşeurilor solide uscate, evaporarea, filtrarea sau tratarea cu schimbători de ioni a deşeurilor lichide, precipitarea sau floculareа speciilor chimice. Acestea pot conduce la producerea de deşeuri secundare ce necesita gospodărire separata: cartuşe filtrante, răşini uzate.

Condiţionarea deşeurilor radioactive implică acele operaţii care transformă deşeurile radioactive într-o formă potrivită pentru manipulare, transport, depozitare intermediară și depozitare finală. Operaţiile pot include imobilizarea deşeurilor radioactive, plasarea deşeurilor în containere și ambalarea suplimentara. Cea mai comună metodă de imobilizare include solidificarea deşeurilor de joasă și medie activitate, de exemplu în ciment și bitum sau vitrifierea deşeurilor înalt active în matrice de sticlă. Deşeurile imobilizate pot fi ambalate în containere, de la butoaie standard de 200 litri la containere cu construcţie complicată, aceasta depinzând de natura radionuclizilor și a concentraţiei acestora. În multe cazuri tratarea și condiţionarea pot avea loc în strânsă legătură una cu cealaltă.

Depozitarea intermediară a deşeurilor radioactive implică menţinerea deşeurilor radioactive astfel încât:

- Să fie asigurata izolarea, protecţia populaţiei și a mediului și monitorizarea;
- Să fie asigurate acţiuni cum ar fi: tratarea, condiţionarea și depozitarea definitivă.

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

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

Depozitarea finală sau definitivă este ultima etapă din sistemul de gestiune a deşeurilor radioactive. Aceasta constă în principal în plasarea deşeurilor radioactive în instalaţii de depozitare cu asigurarea unei securităţi rezonabile, fără intenţia de a fi mutate și fără a asigura supravegherea și întreţinerea pe termen lung. Securitatea este în principal realizată prin concentrare și reţinere care implică izolarea deşeurilor radioactive condiţionate în depozitul definitiv.

Izolarea este realizată prin plasarea de bariere în jurul deşeurilor radioactive în scopul reducerii eliberării radionuclizilor în mediul înconjurător. Barierele pot fi naturale sau inginereşti și sistemul de izolare poate consta din una sau mai multe bariere. Un sistem multibarieră 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 reţinere absoluta pentru o perioada de timp, aşa cum ar fi containerul cu pereţi metalici, sau pot întârzia eliberarea materialelor radioactive în mediul înconjurător, aşa cum ar fi materialele de umplutura sau roca gazdă. În timpul perioadei când deşeurile radioactive sunt reţinute printr-un sistem de bariere, radionuclizii din deşeuri se vor dezintegra. Sistemul de bariere este proiectat conform opţiunii de depozitare alese și matricii de depozitare. Depozitarea definitivă cuprinde şi eliberarea efluenţilor în mediul înconjurător în limitele autorizate, cu dispersie ulterioară. Aceasta este considerată potrivită numai pentru cantităţi limitate din anumite deşeuri.

2.4 Strategia naţională pe termen mediu şi lung privind gestionarea combustibilului nuclear uzat

Strategia naţională pe termen mediu şi lung privind gestionarea combustibilului nuclear uzat şi a deşeurilor radioactive, inclusiv depozitarea definitivă şi dezafectarea instalaţiilor nucleare şi radiologice este parte integrantă a Planului Nuclear Naţional, aprobat prin Hotărârea Guvernului nr. 1259/2002 [3].

În Strategia naţională pe termen mediu şi lung privind gestionarea combustibilului nuclear uzat şi a deşeurilor radioactive, inclusiv depozitarea definitivă şi dezafectarea instalaţiilor nucleare şi radiologice se prevede că un depozit definitiv de deşeuri radioactive de activitate joasă şi medie să fie pus în funcţiune în anul 2014. (DFDSMA). Depozitul trebuie să asigure depozitarea pe termen lung a deşeurilor de activitate joasă şi medie de viaţă scurtă, provenite din funcţionarea CNE Cernavodă, care va fi echipată cu 4 unităţi de tip CANDU, precum şi a deşeurilor provenite de la dezafectarea acestor unităţi.

Utilizarea depozitelor de suprafaţă este o opţiune pentru depozitarea deşeurilor ce conţin radionuclizi de viaţă scurtă, a căror activitate scade până la nivele nesemnificative 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 protecţia persoanelor expuse profesional, a populaţiei şi a mediului înconjurător împotriva riscului radiologic care ar putea fi generat de deşeurile depozitate.

Studiile şi investigaţiile realizate în ultimii 10-15 ani în România au indicat că deşeurile radioactive de activitate joasa şi medie generate de CNE Cernavodă pot fi depozitate definitiv într-un depozit de suprafaţă constând în celule de beton în care se amplasează containere de beton cu deşeuri condiţionate în ciment acoperite cu un capac de beton şi în final cu un acoperiş multistrat impermeabil. Astfel de depozite se află în exploatare în multe ţări ale Uniunii Europene, în SUA sau sunt planificate a fi construite în ţări precum Coreea de Sud, Lituania, Bulgaria, etc.

Prin punerea în funcţiune în anul 2007 a Unităţii 2 de la CNE Cernavodă, producţia de energie electrică de origine nucleară s-a dublat, urmarea firească a acestui fapt fiind dublarea producţiei de deşeuri radioactive în acest sector industrial de activitate.

Aplicaţiile radioizotopilor în industrie, medicină, cercetare şi alte domenii socio-economice generează şi ele o mică parte din cantitatea totală de deşeuri radioactive produse.

Deşeurile tip HLW generează cantităţi 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 şi implementarea tehnologiilor de depozitare definitivă a combustibilului ars.

Gestionarea în siguranţă, la scară industrială, a deşeurilor radioactive produse în România, constituie un obiectiv politic naţional de prim rang, capabil să contribuie la dezvoltarea durabilă a energeticii nucleare.

Politica naţională de gestionare a deşeurilor radioactive este aliniată în totalitate la cerinţele internaţionale, stabilite prin „Convenţia comună asupra gestionării în siguranţă a combustibilului uzat şi asupra gestionării în siguranţă a deşeurilor radioactive", ratificată prin Legea nr. 105/1999, precum şi la politica de gestionare a deşeurilor radioactive promovată la nivelul Uniunii Europene [4].

Obiectivul principal al politicii naţionale de gestionare a deşeurilor radioactive este de a asigura un impact negativ teoretic nul şi respectiv unul minim rezonabil posibil sub aspect practic, al activităţilor de gestionare a deşeurilor asupra populaţiei şi a mediului înconjurător.

2.5 Cantităţile de deşeuri radioactive în România

Cantităţile de deşeuri radioactive estimat a fi produse prin operarea instalaţiilor nucleare din România pe durata de viaţă proiectată sunt [3]:

- Reactorul energetic tip CANDU 6 - cca. 3750 tone de HLW (SF) şi cca. 2100 m^3 de LILW, majoritar SL şi o parte mică LL;
- Reactorul de încercări de materiale tip TRIGA(R)-14 MW: cca. 1 tonă de HLW (SF)şi cca. 300 m^3 de LILW majoritar SL şi o mică parte LL;
- Reactorul de cercetare tip VVR-S(R)-2MWt: cca. 0.5 tone de HLW (SF) şi cca. 300 m^3 de LILW majoritar SL şi o mică parte LL;
- Aplicaţiile radioizotopilor în industrie, medicină, cercetare: cca. 15 m^3/(milion locuitori), de deşeuri tip LILW-SL.

Experienţa ţărilor membre ale UE în materie de dezafectare a unităţilor energetice, indică producerea unor cantităţi de deşeuri de maximum 10000 m^3/unitate, acestea fiind majoritar de tipul LILW-SL. Pentru reducerea considerabilă a volumului de deşeuri, cât şi a costurilor dezafectării, UE recomandă amânarea operaţiunilor propriu-zise de dezafectare cu 30 – 50 ani, după oprirea definitivă din funcţionare.

În România deşeurile instituţionale, ce provin din activităţile de cercetare şi din aplicaţii medicale şi industriale ale radioizotopilor, se colectează şi 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 şi condiţionare, acestea se depozitează în depozitul naţional de deşeuri slab şi mediu active (DNDR) Băiţa, judeţul Bihor, localizat în Munţii Apuseni, într-o fostă mină de uraniu *(Figura 2-4)*. Depozitul a fost pus în operare în anul 1985 şi se află actualmente în administrarea institutului IFIN-HH. Capacitatea maximă de depozitare este de 5000 m^3, în prezent fiind utilizată în proporţie de 30%.

Figura 2-4. Depozitul naţional de deşeuri radioactive Băiţa-Bihor, DNDR. [3]

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

Centrala nuclearo-electrică de la Cernavodă (Figura 2-6) are propriile instalaţii pentru manipularea şi stocarea, în condiţii de securitate nucleară, a tuturor tipurilor de deşeuri radioactive, majoritatea deşeurilor radioactive solide fiind depozitate pentru minim 10-15 ani.

În prezent, deşeurile radioactive rezultate din operarea CNE Cernavodă sunt stocate în Depozitul Intermediar de Deşeuri Radioactive (DIDR) Cernavodă, cuprinzând următoarele instalaţii:

- Depozit de deşeuri generale slab active;
- Depozit celular pentru deşeuri mediu active;
- Depozit de cartuşe filtrante uzate

În afara acestora, mai există de asemenea în perimetrul centralei şi depozitul de răşini ionice uzate care este amplasat în clădirea serviciilor. Combustibilul nuclear uzat este stocat pe o perioadă de minim şase 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 nuclearoelectrică (CNE), Cernavodă.

O cantitate importantă de deşeuri radioactive, cu mult peste valorile caracteristice producţiei de deşeuri generate prin operarea şi respectiv dezafectarea instalaţiilor nucleare, este generată prin operarea instalaţiilor nucleare industriale de extracţie şi prelucrare a minereurilor de uraniu. Principalele caracteristici radiologice ale acestor deşeuri sunt, radioactivitatea deosebit de scăzută, în limitele fondului natural de radiaţii din zona de extracţie sau prelucrare şi durată de viaţă deosebit de lungă. Deşeurile lichide şi solide produse în cadrul acestor procese industriale sunt procesate şi stocate în imediata vecinătatea a instalaţiilor de producţie, în bazine de decantare şi respectiv tranşee de colectare, special amenajate în acest scop. După atingerea capacităţii maxime de depozitare aceste facilităţi sunt izolate definitiv faţă de biosferă prin metode şi bariere inginereşti.

Cantităţi importante de deşeuri industriale, cum sunt cenuşa de la termocentrala (Mintia) şi cenuşa produsă în instalaţiile de producere a îngrăşămintelor chimice pe bază de fosfaţi (Valea Călugărească, Năvodari, Bacău, Turnu Măgurele), precum şi şlamurile rezultate în industria extractivă, conţin cantităţi mici de materiale radioactive existente în natură. Concentraţia de material radioactiv în aceste deşeuri este atât de redusă încât ele nu sunt considerate deşeuri radioactive. Datorită volumelor mari acumulate şi care sunt în continuă creştere, aceste deşeuri ridică în prezent probleme ecologice deosebite.

2.6 Deşeurile înalt active (HLW) şi combustibilul ars (SF) în România

Deşeurile de activitate înaltă şi/sau de viaţă lungă produse în România sunt reprezentate în principal de combustibilul nuclear uzat rezultat din funcţionarea reactoarelor de putere sau de cercetare. Având în vedere cele două caracteristici ale acestora, durata de viaţă mare, de ordinul miilor de ani, şi radioactivitatea ridicată, gestiunea în siguranţă a acestora constituie cea mai mare grijă a societăţii şi problema cheie de care depinde în continuare dezvoltarea energeticii nucleare şi acceptanţa publicului.

Conform practicii internaţionale 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 şi, în final, depozitarea definitivă în depozite geologice. Depozitarea temporară în piscina reactorului poate dura 6-10 ani, timp în care produşii de fisiune de viaţă scurtă responsabili de generarea unor cantităţi semnificative de căldură se vor fi dezintegrat. Depozitarea intermediară uscată durează câteva zeci de ani şi permite scăderea în continuare a căldurii de dezintegrare şi a radioactivităţii. Depozitarea definitivă are rolul izolării permanente a deşeurilor înalt active de mediul accesibil omului. Chiar dacă, la momentul actual, factorii politici, economici şi, nu în ultimul rând, de acceptare publică au determinat întârzieri semnificative în construirea depozitelor geologice, această soluţie de gestionare este singura acceptată pe plan internaţional, ca fiind alternativa cea mai sigură şi cea mai fezabilă.

Un sistem de depozitare geologică poate fi definit ca o combinaţie de pachete de deşeuri solide condiţionate şi alte bariere inginereşti, 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 obişnuită este reprezentată prin puţuri verticale sau tuneluri de acces, ori combinaţia acestora, care sunt forate până la adâncimea dorită. La acest orizont, sunt excavate galeriile de depozitare unde se plasează deşeurile, care sunt înconjurate apoi de materiale tampon. Spaţiul gol rămas poate fi completat cu materiale de umplutură.

În prezent, există un singur depozit geologic în operare pentru deşeuri transuraniene, la New Mexico (USA), şi 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 şi manipulare a deşeurilor şi tipuri de containere, în scopul demonstrării securităţii depozitării geologice. Primele depozite geologice pentru combustibil nuclear uzat şi deşeuri înalt active sunt preconizate a fi puse în funcţiune în 2017 în USA (Yucca Mountain), respectiv 2018 în Suedia şi Finlanda.

În România, se estimează că din funcţionarea CNE Cernavoda vor rezulta aproximativ 11.500 tone uraniu. Aceste cantităţi de deşeuri sunt mici fată de cele produse în ţări cu programe nucleare dezvoltate cum ar fi Franţa 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 şi/sau teoretice, având ca obiective selectarea unor formaţiuni geologice gazdă şi a unui proiect conceptual al depozitului şi evaluarea securităţii unor depozite generice, în vederea definirii direcţiilor majore şi a necesarului de lucrări de cercetare-dezvoltare. Studiile teoretice de selecţie a

amplasamentelor s-au bazat pe rezultatele investigaţiilor geologice şi geofizice, a cercetărilor miniere din zonele de lucrări hidrotehnice, a studiilor de cercetare geologică şi geofizică (foraje şi lucrări miniere) şi/sau a forajelor exploratorii în zonele vecine existente, executate pentru explorarea şi exploatarea resurselor minerale. În etapa de mapare regională (1992 - 1994), pe baza criteriilor de selecţie a amplasamentelor emise de AIEA, au fost identificate şase formaţiuni geologice potenţial favorabile pentru a găzdui depozitul geologic, şi anume: şisturile verzi din Dobrogea, granituri, bazalturi, argile, sare şi tuf vulcanic. Aceste formaţiuni satisfac cerinţele generale de suprafaţă, grosime, omogenitate şi adâncime, însă situaţia hidrogeologică este insuficient cunoscută, în special în şisturile verzi şi în formaţiunile granitice.

2.7 Costuri şi finanţare

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

Costul specific pentru depozitarea definitivă a HLW şi LILW-LL, estimat la nivelul UE, este cuprins între 300.000 EUR/m^3 şi 1.000.000 EUR/m^3, în funcţie de cantitatea de deşeuri necesar a fi depozitată, soluţia de depozitare aleasă (în galerie, puţuri) şi de stratul geologic gazdă selecţionat pentru depozitare (argilă, sare, tuf vulcanic, granit).

Principiul "poluatorul plăteşte", alături de alte două principii "poluatorul este obligat să achite integral costurile gestionarii" şi "gestionarea deşeurilor radioactive este un serviciu naţional public de lungă durată" stau la baza finanţării activităţilor de gestionare a deşeurilor radioactive. Aceasta înseamnă că operatorii de instalaţii nucleare fac provizii de natură financiară, pe seama încasărilor de la beneficiarii serviciilor nucleare produse, numite în general "Fondul de dezafectare şi depozitare definitivă a deşeurilor radioactive".

2.8 Informarea şi implicarea publicului

Modul de percepţie al publicului faţă de industria nucleară, atât pe plan internaţional, cât şi în unele state membre ale UE, este strâns legat de modul de percepţie al problemei gestionarii deşeurilor radioactive, iar îngrijorarea acestuia este deosebit de mare atunci când se pune problema amplasării şi construcţiei depozitelor definitive geologice. Anxietatea publicului este determinată mai ales

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

2.9 Activităţi europene şi internaţionale în domeniul depozitării finale

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

În prezent, activităţile de cercetare-dezvoltare în UE, SUA şi Canada sunt orientate spre rezolvarea problemelor care privesc minimizarea cantităţilor de deşeuri, perfecţionarea formelor obţinute prin tratare şi condiţionare, şi perfecţionarea proceselor de management a calităţii. Eforturile principale de cercetare-dezvoltare sunt direcţionate spre rezolvarea problemelor ridicate de siguranţa procesului de depozitare definitivă geologică, la adâncime, a HLW, precum şi către definirea şi introducerea în practică a indicatorilor de securitate aferenţi acestui mod de depozitare.

Laboratoarele subterane, amenajate în mod special pentru execuţia lucrărilor de cercetare-dezvoltare specifice depozitării geologice, au şi vor avea un rol hotărâtor în dezvoltarea tehnicilor şi tehnologiilor specifice de depozitare a HLW şi vor produce informaţii specifice privind formaţiunile geologice gazdă utilizate. Majoritatea acestor laboratoare sunt utilizate sub formă de acţiuni coordonate în cadrul unor programe de cercetare-dezvoltare internaţionale. În prezent, ne aflăm la momentul oportun de aderare la astfel de programe, avantajul participării constând în accesibilitatea la toate informaţiile şi datele obţinute pe această cale.

Informaţii valoroase privind migrarea în timp îndelungat a radioizotopilor în diferite medii geologice, au fost obţinute în cadrul cercetărilor privind analogiile naturale cu depozitele definitive geologice, acestea fiind reactorul natural Oklo (Gabon), cu o vechime de 200 milioane de ani şi bogatele zăcăminte de uraniu de la Cigar Lake (Canada) [6]. Aceste cercetări au scos în evidenţă 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 deşeurilor HLW şi LILW-LL, securitatea depozitării definitive geologice la adâncime este asigurată prin utilizarea sistemului de bariere multiple, una din

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

Evaluarea securităţii depozitelor definitive este o activitate complexă şi este bazată pe analiza detaliată prin calcul a consecinţelor pe termen lung ale depozitării. Scopul evaluării securităţii depozitării rezidă în cuantificarea riscurilor potenţiale, care pot interveni la orice moment după închiderea depozitului. Rezultatele obţinute sunt apoi comparate cu limitele reglementate de securitate radiologică stabilite de CNCAN, pentru a permite luarea deciziei cu privire la eliberarea autorizaţiilor de amplasare, construcţie şi 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, deşeurile de viaţă lungă vor trebui tratate, condiţionate şi depozitate, fie ca este vorba de combustibil uzat, fie deşeuri înalt active vitrificate. Până în urmă cu aproximativ 10 ani, practic toate eforturile au fost dedicate studiilor depozitării geologice. Recent, însă, în anumite ţări membre s-a manifestat un interes deosebit pentru explorarea unor căi alternative, cum ar fi partiţionarea şi transmutarea, pentru a reduce timpul de viaţă a deşeurilor, sau stocarea controlată pe termen îndelungat. Scopul acestor studii este de a oferi o bază de cunoştinţe mai bună pentru momentul în care se vor adopta deciziile finale asupra strategiilor preferate [7].

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

provocări capătă o tot mai mare importanţă. În ultimii 10 ani, Uniunea Europeana a finanţat studii şi proiecte de perfecţionare a securităţii în ţările solicitante. În lumina legilor europene, facilităţile de stocare şi depozitare a deşeurilor radioactive şi a combustibilului uzat trebuie să fie supuse unei evaluări de securitate ambientală (EIA). Politicile generale de management deşeuri din ţările membre sunt în armonie cu Convenţia Comună asupra Securităţii Managementului Combustibilului Uzat şi asupra Securităţii Managementului Deşeurilor Radioactive, semnată de majoritatea tarilor membre. Abordările specifice sunt, în orice caz, dictate de condiţiile specifice de ţară, cum ar fi existenţa, dimensiunea şi perspectiva temporală a programului de energie nucleară, de formaţiunile geologice existente (argilă, sare, rocă cristalină), etc. Există însă un număr de trăsături comune. De exemplu, producătorii de deşeuri sunt responsabili pentru finanţare şi sunt stabilite reguli specifice de finanţare. Deşeurile slab şi mediu active de viaţă lungă sunt condiţionate şi depozitate la scurt timp după ce sunt produse. Combustibilul uzat şi/sau înalt activ şi deşeurile de viaţă lungă se intenţionează a fi depozitat la adâncime în formaţiuni geologice, după o anumita perioadă de stocare. Perioada prevăzuta de stocare diferă însă de la ţară la ţară.

Depozitarea geologică a fost opţiunea preferată în managementul deşeurilor înalt active şi al combustibilului uzat, deoarece încă din 1960 a fost acceptat faptul ca transmutarea, chiar dacă micşorează ciclul de viaţă toxică, nu poate suprima complet necesitatea depozitării geologice. Formaţiunile geologice existente în diversele ţări diferă. În Germania şi Olanda, domurile de sare au reprezentat formaţiunile geologice de interes, pe când în Finlanda şi Suedia studiile s-au concentrat asupra rocilor cristaline, iar în Belgia şi Italia asupra argilelor. În Franţa, Spania şi Marea Britanie s-au studiat diferite medii geologice. În unele state membre, graficul planificărilor pentru luarea de decizii şi pentru implementarea incintelor de depozitare este intr-un stadiu foarte avansat, pe când în altele este prevăzuta o perioada de stocare intermediară de minimum 50 ani. O etapa crucială în aceasta planificare este procesul de selecţie a amplasamentului. Germania a decis cu câtva timp în urmă să-şi concentreze eforturile de investigare asupra domului de sare Gorleben. Recent, Finlanda şi-a concentrat eforturile asupra sitului Olkiluoto, iar procesul de decizie este destul de avansat. În Franţa 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 condiţiile 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 şi, momentan, nu este interesată de a căuta un amplasament. O trăsătura comună a majorităţii planurilor este abordarea treptată, pas-cu-pas, a deciziei asupra strategiei finale pentru managementul deşeurilor înalt active şi a combustibilului ars. Aceasta include investigaţiile geologice ale

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

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

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

3.1 Descrierea conceptelor utilizate

Evaluarea siguranţei 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 eliberaţi de către combustibilul uzat în apele subterane prezente în incinta de depozitare, dar şi transportul acestor nuclizi prin geosferă către biosferă. Aceste analize oferă informaţia necesară pentru a estima consecinţele dozei radiologice precum şi riscurile pentru om şi mediu datorate unei astfel de instalaţii de depozitare.

Pentru a realiza o evaluare de securitate, este necesar să existe o cunoaştere detaliată a conţinutului de radionuclizi din combustibilul uzat. Inventarul de radionuclizi a fost calculat folosind un cod de pentru generarea şi 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 sursa pentru alte coduri de evaluare, cum ar fi codul german de la GRS, EMOS, sau canadian SYVAC.

ORIGEN-S a fost lansat şi 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 conţinutul detaliat de radionuclizi în combustibilul uzat, este posibil să avem o vedere mai larga în ceea ce priveşte radiotoxicitatea combustibilului ars. În acest context, exista doua abordări majore:

- Conceptul indexului potenţialului de „clearance” (eliberare) propus de către Agenția Internațională de Energie Atomică (IAEA) [10];
- Ghidul concentraţiilor 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 şi 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 elementele uşoare, actinide, şi produse de fisiune este prezentată în lucrare, acesta fiind calculată cu ajutorul programului ORIGEN-S în combinaţie cu o bibliotecă de activare şi ardere, precum şi 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 comparaţii între cele două concepte de securitate existente care sunt bazate pe abordări parţial 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 criterii 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 priveşte eliberarea materialelor radioactive în stare brută.

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

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

   Valorile concentrațiilor de radioactivitate specifice exprimă concentraţiile maxime permise pentru un izotop în forma solubilă și insolubilă, în cazul ingestiei și al inhalării, pentru expunerea profesională dar și nerestricţionată a populației. În cazul în care activitatea unui izotop dat este împărţită la concentrația de radioactivitate (RCG) a acelui izotop, rezultatul este volumul de apă sau aer necesar pentru a dilua cantitatea de izotop pana la concentraţia maxima permisă. Volumul de diluţie este o măsură a toxicităţii radioactive a nuclidului pentru cazurile de ingestie sau inhalare directă şi 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 necesara transformarea acestora în cantităţi practice. În acest context, pentru materiale solide, se folosesc mărimi utile cum ar fi concentraţia activităţii masice denumită şi activitatea specifică (Bq/g), contaminarea suprafeţei (Bq/cm2), activitatea totală pe unitate de timp (Bq/a) şi masa totală pe unitate de timp (t/a). Deducere sau calcularea acestor cantităţi necesită o examinare detaliată a rutelor posibile prin care oamenii pot fi expuşi la radiaţia emisă de către materialul dispensat sau eliberat, trebuie să fie evaluate dozele de radiaţie legate de fiecare rută de expunere şi 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 aplicata au fost concepute şi descrise atât pentru depozitarea în sol (geologică), cât şi pentru incinerare, reciclare şi reutilizare.

În procesul de inventariere a căilor prin care oamenii pot fi expuşi radiaţiilor, va fi întotdeauna posibil să fie găsite diverse circumstanţe în care expunerea poate apărea, fără ca acest lucru să fie cert. Asemenea expuneri sunt denumite expuneri potenţiale. Ele pot fi prevăzute, iar probabilitatea lor de apariţie poate fi estimată, dar aceste expuneri nu pot fi niciodată prezise în mod exact. Expunerea potenţială ar trebui considerată parte a procesului de evaluare. Cu toate acestea, limitele dozelor nu se aplică direct expunerilor potenţiale. 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 cat şi 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 aşteptată şi probabilitatea de apariţie a acesteia. Această abordare poate fi aplicată scenariilor care au o probabilitate scăzută de apariţie şi 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 probabilităţii de apariţie a scenariilor. Este necesară astfel reducerea dozelor din scenariile posibile la 10 μSv/a şi a dozelor din scenariile improbabile la 100 μSv/a.

3.2.2 Clearance necondiţionat şi clearance condiţionat

Conceptul de clearance (eliberare) de sub controlul regulator implică o îndepărtare a restricţiilor, astfel încât materialele eliberate să poată fi tratate fără nici o consideraţie faţa de proprietăţile lor radiologice. Cu toate acestea, îndepărtarea

restricţiilor poate fi uneori incompletă. Există de asemenea posibilitatea de eliberare a materialului în anumite condiţii specifice. Aplicarea acestor condiţii asigură eliberările condiţionate şi furnizează de asemenea un grad adecvat de protecţie radiologică pentru public.

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

Totodată, eliberările pot fi de regula limitate intr-un fel, de oarece destinaţia 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 condiţii, de exemplu, ar putea necesita o destinaţie sau un tratament explicit pentru materialul luat în considerare. Aceste eliberări sunt denumite clearance condiţionat [14].

3.2.3 Consideraţii pentru elaborarea nivelelor de clearance necondiţionat.

După cum a s-a precizat şi mai sus, elaborarea nivelelor de clearance necondiţionat trebuie să ţină cont şi de expunerea la radiaţie în timpul tuturor utilizărilor şi deplasărilor posibile ale materialului. Pentru un radionuclid dat, cantitatea calculată va fi determinată de scenariul şi căile de expunere care creează cea mai ridicată doză de radiaţie. Deoarece valorile nivelului de clearance necondiţionat trebui să fie acceptabile oriunde, acesta trebuie să fie bazat pe considerarea scenariilor şi 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 şi a valorilor parametrilor. Din acesta cauza, valorile derivate pentru utilizarea eliberărilor necondiţionate vor tinde să fie conservative, de exemplu în cele mai multe cazuri dozele actuale recepţionate vor fi mult sub criteriul dozei individuale.

Criteriul dozei individuale de 10 μSv/a este potrivit pentru utilizarea în cazurile în care nu există suficiente cunoştinţe despre alte expuneri ale grupului critic. Cu toate acestea, trebuie reţinut că nivelul de 10 μSv/a nu trebuie considerat ca fiind o limită, având în vedere că cerinţa de a respecta criteriul dozei individuale nu este aşa de strictă ca cea de respectare a dozelor limită.

3.2.4 Consideraţii pentru elaborarea nivelelor de clearance condiţionat

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

cunoscute ale procedurilor. Probabilitatea ridicată de expunere a unui grup critic datorată procedurilor suprapuse ar trebui luata 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 distribuţie mai puţin restrictivă a dozelor minore de câteva zeci de μSv. De asemenea, în cadrul elaborării nivelelor de clearance, dacă există o bună cunoaştere a procedurilor luate în considerare, ar putea fi posibil să fie limitat numărul de scenarii de expunere care trebuie să fie luate în considerate, şi ar putea fi introduse în calculul dozei, date specifice procedurii în cauză.

Aceste consideraţii pot duce în general la nivele de clearance mai ridicate decât în cazul clearance-ului necondiţionat. Valorile acestora vor depinde, bineînţeles, de anumite certitudini date în ceea ce priveşte destinaţia şi utilizarea materialului radioactiv. Daca aceste certitudini nu există, sunt mai potrivite valorile nivelelor de clearance determinate în cadrul consideraţiilor de clearance necondiţionat.

3.2.5 Elaborarea nivelelor de clearance necondiţionat pentru radionuclizi din materiale solide

Abordarea utilizată pentru a elabora sau deduce nivelele de clearance necondiţionate se bazează pe analiza raporturilor publicate, studii de evaluarea şi revizuire în care au fost estimate dozele potenţiale de radiaţii din diverse utilizări şi operaţiuni implicând depozitarea, incinerarea, reciclarea şi reutilizarea materialelor contaminate.

Criteriul dozei individuale utilizat ca bază pentru calculul nivelelor de clearance necondiţionat a fost de 10 μSv/a, iar valorile nivelelor de clearance specifice fiecărui nuclid, în termeni de Bq/g şi/sau Bq/cm2, au fost obţinute 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, prezumţiile făcute de fiecare dintre grupurile de evaluare implicate în producerea acestor rapoarte.

În construcţia 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 apariţie, cu presupuneri realiste în ceea ce priveşte parametrii de transfer, timpii de expunere, etc.

Unele din evaluările luate în consideraţie, 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 necondiţionat din intervalul de valori pentru fiecare radionuclid. Scopul procedurii a fost să se selecteze nivele care furnizează un grad ridicat de siguranţă a faptului ca aceste doze nu vor depăşi 10 μSv/a. Valorile determinate din aceste analize sunt prezentate în următoarele paragrafe împreuna cu explicații despre cum trebuie să fie interpretate. Respectarea valorilor calculate pentru clearance-ul necondiţionat al materialelor solide prezentate în Tabelul 3-1, certifică faptul că, criteriul dozei individuale de 10 μSv/a nu va fi depăşit, 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 ţară ca rezultat al deplasărilor transfrontaliere. Analiza impactului radiologic potenţial este, din această cauză, în mod necesar generică şi 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 aceste, 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 ataşate 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 şi 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 necondiţionată a materialului (ce conţine nuclizii relevanţi) din cadrul instalațiilor care se află sub controlul instituției de reglementare. În absenţa altor reglementări, nivelele de clearance pentru contaminarea suprafeţelor [Bq/cm^2] pot fi considerate ca având aceleași unități de măsură ca și concentraţia activităţii [Bq/g]. Dacă este posibil, criteriile de masa şi suprafaţă ar trebui să fie aplicate simultan, de exemplu pentru obiecte de metal dar şi pentru clădiri. Astfel pentru numeroase materiale este posibilă aplicarea criteriului de concentraţie a activităţii, de exemplu pentru materiale cu suprafeţe neregulate, rugoase şi poroase;

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

Intervalul de concentraţie a activităţii	**Radionuclizi**			**Valori singulare reprezentative a concentraţiei 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	
	P-32	Y-90	300
	Cl-36	Tc-99	
<1000	Fe-55	Cd-109	
>1000			
	H-3	Ni-63	
	S-35	Pm-147	
< 10 000	Ca-45		3000

Radionuclizii Radon-220 şi 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;

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

unde:

- C_i este concentraţia 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 concentraţia fiecărui radionuclid şi nivelul de clearance este însumat pentru toţi radionuclizii din amestec. Dacă această sumă este mai mică sau egală cu 1, materialul satisface condiţiile de clearance.

Mai mult decât atât, se presupune că materialul eliberat poate fi utilizat oriunde de exemplu în altă ţară ca rezultat al mişcărilor transfrontaliere. Analiza impactului radiologic potenţial este, din această cauză, în mod necesar generală şi 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 condiţii.

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

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

unde:

- E^γ este energia γ efectivă în MeV;
- E^β este energia efectivă în MeV, aşa cum este dată în Publicaţia ICRP No. 38;
- ALI_{inh} este cea mai restrictiva valoare a limitei anuale de absorbţie prin inhalare în Bq;
- ALI_{ing} este cea mai restrictiva valoare a limitei anuale de absorbţie prin ingestie în Bq, aşa cum este dată în Publicaţia ICRP Nr.61.

f) O relaxare a valorilor din *Tabelul 3.1* poate fi posibilă în anumite condiţii, de exemplu în cazul în care destinaţia materialului eliberat este bine definită, sau dimensiunea suprafeţei obiectelor care urmează a fi eliberate este mică. Aceste eliberări sunt denumite clearance condiţionat. Condiţiile administrative şi criteriile numerice pentru aceste eliberări condiţionate trebuie să fie stabilite de către autorităţile naţionale.

Nivelele calculate de clearance necondiţionat actualizate pentru toţi 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 necondiţionat. Valorile concentraţiei activităţii pentru radionuclizii de origine artificială.

Nuclid	Concentraţia activităţii (Bq/g)		Radionuclid	Concentraţia activităţii (Bq/g)		Nuclid	Concentraţia activităţii (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 necondiţionat. Valorile concentraţiei activităţii 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	