

SOCIETATEA ROMÂNĂ DE RADIOPROTECȚIE

CONFERINȚA NAȚIONALĂ

*Aplicarea principiului ALARA în optimizarea
protecției radiologice – noi implementări*

**Masa Rotundă 1: Abordarea graduală în
controlul reglementat al activităților nucleare**

**Masa Rotundă 2: Protecția radiologică în
tehnologii nucleare noi**

**- PROGRAM -
- LUCRĂRI SELECTATE -**

**Vineri 18 octombrie 2019
Sediul de conferințe al MB Telecom Ltd.
București – (Pod) Otopeni**

**Editura ETNA
© SRRp**

Comitetul de Program pentru Conferința Națională a SRRp:

Dr. fiz. Constantin MILU

Dr. ing. Mirela Angela SAIZU

Dr. fiz. Nicolae Mihail MOCANU

Dr. biol. Ion CHIOSILĂ

Dr. Felicia-Steliana POPESCU

Dr. ing. Anton COROIANU

Dr. fiz. Margareta CHERESTEȘ

Dr. fiz. Maria SAHAGIA

Tehnoredactarea volumului cu lucrările Conferinței Naționale:

Dr. fiz. Nicolae Mihail MOCANU

Responsabil din partea Editurii ETNA:

Dr. Ioana SOARE

**La organizarea Conferinței Naționale a SRRp au contribuit și ceilalți
membri ai Comitetului de Conducere al Societății Române de
Radioprotecție**

- PROGRAM / CUPRINS -

Interval orar / Diverse		Pag.
8:30 – 9:00	Înregistrarea participanților	
9:00 – 10:30	Secțiunea 1: Aplicarea principiului ALARA în optimizarea protecției radiologice – noi implementări <i>Moderatori:</i> <i>C. MILU și Mirela Angela SAIZU</i>	9
9:00 – 9:25	- Cuvinte de deschidere a Conferinței Naționale a Societății Române de Radioprotecție	-
9:25 – 9:45	1 ALARA - de la Teorie la Practică. Noi implementări privind aplicarea principiului ALARA în optimizarea protecției radiologice <i>C. MILU - SRRp</i>	9
9:45 – 10:00	2 Programul ALARA de optimizare a protecției radiologice la CNE Cernavodă - Strategia pentru monitorizarea termenului sursă <i>A. NEDELICU, Cătălina CHITU și V. TOBOȘARU – CNE Cernavodă</i>	15
10:00 - 10:15	3 Aplicarea principiului ALARA la FCN Pitești <i>T. IVANA și Vasilica OLARU - FCN Pitești</i>	25
10:15 - 10:30	4 Optimizarea activităților de radioprotecție și protecția mediului la ICN Pitești, prin aplicarea principiului ALARA <i>C. DULAMA, A. TOMA - ICN Pitești</i>	37
10:30 – 11:00	PAUZĂ DE CAFEA	
11:00 – 12:15	Secțiunea 1 - Continuare <i>Moderatori:</i> <i>V. SIMIONOV și Felicia-Steliana POPESCU</i>	42
11:00 – 11:15	5 Aplicarea principiului ALARA în evaluarea riscului radiologic în decontaminarea camerelor fierbinți ale reactorului nuclear VVR-S <i>Carmen TUCA, A. O. PAVELESCU - IFIN-HH</i>	42
11:15 - 11:30	6 Aspecte practice ale implementării principiului ALARA în expunerea profesională <i>Margareta CHERESTEȘ - RODOS LABORATORIES, București</i>	52

11:30 - 11:45	7	Implementarea principiului ALARA în controlul/prevenirea/diminuarea expunerii la sursele naturale de radiații, inclusiv Radon <i>Liuba COREȚCHI, V. BĂLĂNEL - ANSP Chișinău, Republica Moldova și Olga GERMAN – AIEA Viena</i>	58
11:45 - 12:00	8	Aplicarea principiului ALARA în optimizarea protecției radiologice în investigațiile medicale, prestate în Republica Moldova <i>V. BĂLĂNEL, Liuba COREȚCHI, Elena COBAN - ANSP Chișinău, Republica Moldova</i>	68
12:00-13:00		Secțiunea 2: MASA ROTUNDĂ 1 cu tema: Abordarea graduală în controlul reglementat al activităților nucleare <i>Moderatori:</i> <i>A. COROIANU și Margareta CHERESTEȘ</i>	72
12:00 - 12:20	9	Aplicarea conceptului de abordare graduală în activități cu surse naturale de radiații - Concluziile simpozionului internațional „Surse naturale de radiații – Provocări, abordări și oportunități” , organizat de CNCAN și SRRp la București, în perioada 21-24 mai 2019 <i>Daniela Maria DOGARU - CNCAN</i>	72
12:20 - 12:40	10	Aplicarea principiului abordării graduale (Graded Approach) în autorizarea și inspecția instalațiilor radiologice din domeniul medical <i>Florin NECULA - CNCAN</i>	77
12:40 - 13:00	11	Abordarea graduală aplicată în controlul reglementat dedicat managementului urgențelor nucleare și radiologice <i>P. MIN, Andra SMOCO, Denisa TĂNASE, V. ANDRONIE-RĂDULESCU, C. BARBU - CNCAN</i>	80
13:00–14:30		PRÂNZ COMUN (inclus în taxa de participare)	
14:30-17:00		Secțiunea 3, MASA ROTUNDĂ 2 cu tema: Protecția radiologică în tehnologii nucleare noi <i>Moderatori:</i> <i>Maria SAHAGIA și Veronica ANDREI</i>	90

14:30-14:45	12	Noi tehnologii de obținere și utilizare a produselor radioactive <i>Maria SAHAGIA - IFIN-HH</i>	90
14:45 – 15:00	13	Tehnologii noi aflate la nivelele superioare de maturitate tehnologica în energetica nucleară <i>Veronica ANDREI - SRRp</i>	99
15:00 - 15:15	14	Noutăți legislative CNCAN în domeniul protecției radiologice <i>Daniela CĂȘARU - CNCAN</i>	-
15:15 - 15:30	15	Aspecte radiologice în implementarea demonstratorului ALFRED <i>A. TOMA, ICN - Pitești</i>	108
15:30 - 15:45	16	Modificarea limitelor de doză pentru cristalin - Recomandări și practici internaționale. Direcții de acțiune la CNE Cernavodă <i>Cătălina CHIȚU, D. ALBU – CNE Cernavodă</i>	116
15:45 – 16:00	17	Măsurări de tritium legat organic în probe de mediu la CNE Cernavodă pentru estimări de doză pentru populație <i>Simona ZAHAROV, Cristina BUCUR – CNE Cernavodă</i>	126
16:00 - 16:15	18	Monitorizarea și controlul radonului la CNE Cernavodă <i>Liliana. SAMSON, Cătălina CHIȚU – CNE Cernavodă</i>	136
16:15 - 16:30	19	Utilizarea simulărilor software pentru proiectarea radioprotecției sistemelor de scanare <i>N. BÂRSAN, D. P. MUNTEANU, E. STUDINEANU, O. POPOVICI, C. SIMA, A. COROIANU - MB Telecom Ltd SRL</i>	142
16:30 - 16:45	20	Radioterapia FLASH – Radioterapia viitorului <i>I. C. CHIRICUȚĂ - Amethyst - Otopeni</i>	152
16:45 - 17:00	21	Rolul monitorizării dozimetrice în practici cu risc de expunere la extremități și cristalin <i>A. CÎȚĂ, M. V. PARASCHIVA - DOZIMED S.R.L.</i>	160
17:00 -17:30		Secțiunea 4: VIZIONARE POSTERE ȘI PAUZĂ DE CAFEA	
	22	Monitorizarea radiologică individuală a personalului expus profesional din FCN Pitești <i>Silvia STOICA, L. SECIU, Olaru VASILICA - FCN Pitești</i>	168

- 23 **Radon - monitorizare, evaluare și perspective în cadrul FCN Pitești**
Marina CUCU, Nicoleta BRANIȘTE, T. IVANA - FCN Pitești 174
- 24 **Lung protection and treatment planning in radiotherapy for malignant pleural mesothelioma (MPM)**
A. I. BOGMIS, A. R. POPA, D. CIOCÂLTEI, N.A. GURALIUC, F. CIUBOTARU, I. C. CHIRICUȚĂ - Bucharest University and Amethyst Radiotherapy Center - Otopeni 182

17:30 -19:00 **Adunarea Generală de Dare de seamă și Alegeri a membrilor Societății Române de Radioprotecție**

IRPA News Selections from the last *IRPA Bulletin*, issue #22 (July 2019) 191

IAEA News Selections from the lasts *IAEA Weekly News* (August 30 and September 13, 2019) 194

SPONSORI


mbt *l'impossible* 203


MATE-FIN since 1992 207


rodos
 LABORATORIES

Redefinim dozimetria individuală.


 RODOS
 Laboratories
 Dozimetria viitorului 208



D O S I
T R A C K E R

*Soluții moderne de
monitorizare a radiațiilor,
pentru un mediu sănătos
de muncă și de viață!*

210



DOZIMED

Dozimetrie de înaltă clasă

212



213



Canberra
Packard

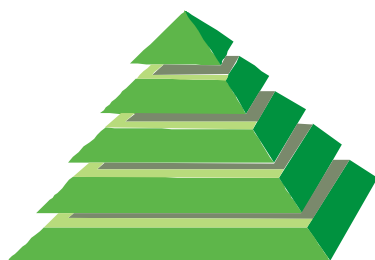


215



Clinica Veterinara
Lempes - Brasov

217



218

MEDA RESEARCH

Note	219-220
Scurtă prezentare a Editurii Etna	Coperta 2
Afișul Congresului IRPA - 2020	Coperta 3
Scurtă prezentare a SRRp	Coperta 4

- LUCRĂRI SELECTATE -

SECȚIUNEA 1

Aplicarea principiului ALARA în optimizarea protecției radiologice – noi implementări

Moderatori: C. MILU și Mirela Angela SAIZU

ALARA - DE LA TEORIE LA PRACTICĂ. NOI IMPLEMENTĂRI PRIVIND APLICAREA PRINCIPIULUI ALARA ÎN OPTIMIZAREA PROTECȚIEI RADIOLOGICE

C. MILU(constantinmilu@upcmil.ro)
Societatea Română de Protecție Radiologică - SRRp

1. Introducere

În cursul vieții de zi cu zi, suntem frecvent puși în situații de a „cântări” între avantajele și dezavantajele unor acțiuni și de a lua deciziile cele mai adecvate, pe baza informațiilor pe care le deținem din experiențe anterioare.

De ex., un exemplu de altfel din literatura de specialitate și care deci nu-mi aparține, când avem de traversat o stradă circulată suntem puși în situația de a decide dacă:

- (a) să pierd timp ca să mă deplasez la dreapta sau la stânga 30 – 40 m pentru a folosi trecerea pentru pietoni sau
- (b) să-mi încerc „norocul” și să accept un risc crescut, traversând unde mă aflu.

Dacă accept a doua variantă, voi traversa mergând încet sau alergând ? În vederea găsirii unei cât mai bune soluții, probabil voi lua în considerare cât de grăbit sunt pentru a ajunge la destinație, aglomerația auto pe șosea, viteza mașinilor, riscul să mă împiedic în cursul traversării ș.a.

Această practică familiară de a analiza avantajele sau dezavantajele unor acțiuni și determinarea soluției „optime” este definită în mod formal ca fiind “*optimizare*”. Principiul optimizării este aplicat în mod obișnuit în multe domenii, incluzând industria, comerțul, medicina, ingineria și siguranța.

În ceea ce ne privește, abordăm în continuare aplicarea acestor idei în protecția radiologică.

2. ALARA – scurt istoric

Așa cum bine se cunoaște, în anii de început ai protecției radiologice, înainte de anii 70', se credea că dacă doza de radiație a unui individ era menținută sub un anumit nivel "prag", atunci nu există niciun risc pentru sănătatea acestuia. Această credință își avea originea în observarea efectelor *non-stochastice sau deterministice*, atunci când persoane expuse la doze suficient de mari de radiație, fie radiații X sau datorită unor materiale radioactive, prezentau afectări ale țesutului (de ex., *eritem*), dar dacă dozele erau mici, nu se observa niciun efect. Urmare a acestor observații, sistemele timpurii ale protecției radiologice au fost direcționate spre *menținerea dozei individuale* sub anumite limite de doză, valorile fiind definite de regulă funcție de "pragurile" pentru producerea acelor efecte.

Cu timpul s-a realizat că pot să existe și alte consecințe pe sănătate datorită expunerii la radiație, atât *somatice* (asupra individului expus însuși) cât și *genetice* (la descendenții săi), și pentru care aparent nu exista o doză "prag". Aceste efecte au primit denumirea de *stochastice* sau *probabilistice*. Probabilitatea de producere este cu atât mai mare cu cât doza este mai mare, iar dacă reducem dozele spre zero, va exista oricând o probabilitate oricât de mică ca un efect să apară. Lipsa unui „prag” în relația dintre doză și probabilitatea de a induce un efect dăunător pe sănătate și faptul că nicio expunere oricât de mică la radiație nu este *sigură* („safe”), a condus la concluzia că singurul lucru pe care l-am putea face practic din punct de vedere al protecției radiologice ar fi *să reducem expunerea la radiație cât de mult este posibil*.

Recomandările internaționale în acest sens nu au întârziat să apară, astfel încât în recomandările sale din 1977, publicate apoi în Raportul său nr. 26 din 1978 [1] Comisia Internațională de Protecție Radiologică (ICRP) a elaborat cele *trei principii fundamentale* care susțin și astăzi, în 2019, sistemul de limitare a dozei. Aceste principii se referă la faptul că:

- *nicio practică nu va fi adoptată decât dacă introducerea ei produce un beneficiu net pozitiv;*
- *toate expunerile trebuie menținute CÂT DE JOS ESTE ÎN MOD REZONABIL DE ATINS, factori economici și sociali fiind luați în considerare, și...*
- *echivalentul dozei la indivizi nu va depăși limitele recomandate de Comisie, pentru circumstanțele corespunzătoare.*

Cele trei principii de mai sus, la care astăzi ne referim simplu ca fiind JUSTIFICAREA (.....*practicii*), OPTIMIZAREA (.....*protecției*) și LIMITAREA (.....*dozei*), au reprezentat momentul culminant al unei tranziții de la „limitarea numai a dozei individuale” la „reducerea dozelor la un nivelOPTIM”. Acest concept de optimizare în cazul expunerii la radiația ionizantă, numit **ALARA**, un acronim pentru **A**s **L**ow **A**s **R**easonable **A**chievable, a devenit rapid **principiul** fundamental în protecția radiologică, adică „*principiul ALARA*”. Altfel spus,

ALARA = OPTIMIZAREA PROTECȚIEI RADIOLOGICE

și ea se efectuează după o analiză riguroasă a beneficiilor utilizării radiației ionizante, comparativ cu riscurile (*analiza beneficiu/risc*) și constă în luarea celor mai potrivite decizii pentru reducerea riscurilor pe sănătate (*prin reducerea la minimum a dozelor*), cât și a

costurilor (inclusiv a costurilor măsurilor de protecție radiologică) , cât este rațional posibil, „*factori economici și sociali fiind luați în considerare*”.

Faptul că cei doi termeni (ALARA / Optimizarea protecției radiologice) sunt sinonimi, a fost subliniat și de ICRP în publicația sa nr. 42 din 1984 [2]. Atenție, principiul Alara nu este egal cu termenul *optimizare* , ci cu *optimizarea protecției radiologice*. Se referă exclusiv la protecția radiologică.

Care sunt instrumentele practice și factorii fizici (timp, distanță, ecranare etc.) folosiți pentru aplicarea principiului ALARA nu face obiectul prezentării de față.

3. -ALARA, de la Teorie la Practică

Eficiența aplicării în situații practice, concrete a principiului ALARA se judecă în final după doi parametri simpli:

- nivelul optim al protecției radiologice a fost atins, și
- dozele sunt sub limitele de doză legale.

Datorită naturii necuantificate ale *conceptului*, a lipsei unor mărimi fizice clare, formularea teoretică din Raportul ICRP 26 a întâmpinat numeroase comentarii imediat ce s-a pus problema aplicării sale în practică. Întrebările încă de la început au fost:

- ce înseamnă „*doză joasă*” ?
- cât de mult pot fi reduse “în mod rezonabil” dozele ?
- ce înseamnă “*rezonabil de atins*” ?
- ce înseamnă “nivel optim al protecției” ?
- minimalizăm dozele la orice la orice cost pentru măsuri de protecție ?
- care este doza cea mai mică acceptabilă ?
- cum pot fi calculate în mod echilibrat beneficiile și respectiv riscurile expunerii la radiație ?
- ce înseamnă și care sunt „*factorii economici și sociali*” care “trebuie luați în considerare” ?
- costurile măsurilor de protecție radiologică și a unor eventuale consecințe negative ale aplicării lor sunt și ele luate în calcul ?

Urmarea unor astfel de întrebări, și multe altele, în anii următori publicării Raportului 26 literatura de specialitate a fost concentrată spre găsirea unor tehnici cantitative pentru implementarea principiului ALARA, cum au fost analizele beneficiu/risc, cât și pentru găsirea unor posibilități de depășire a dificultăților apărute în aplicarea lui în situații practice, specifice, concrete. Trebuie menționate aici și grupurile de lucru și proiectele de cercetare subvenționate de Comisia Europeană. Aș menționa în acest sens Raportul final al unui proiect NRPB – UK și CEPN – France publicat de Comisia Europeană în *Radiation Protection* din 1991 și intitulat “*ALARA – From theory towards practice*” [3], sursă de inspirație pentru tematica *Conferinței Naționale SRRp – 2019* .

Cea mai grea problemă în acea perioadă a reprezentat-o găsirea unei valori, a unei mărimi prin care să se evalueze detrimentul pe sănătate datorită expunerii la radiație și *doza colectivă*, *omSv* a fost considerată mulți ani ca fiind cel mai adecvat indicator în acest scop. Evident, întotdeauna nivelele *dozelor individuale* în cadrul *dozei colective* trebuie luate cu

atenție în considerare, pentru a asigura ca indivizii să nu primească expuneri inutile la doze mari.

Etapă doua a fost stabilirea unui cost per unitate *omSv*, mult criticată de la început, fiind echivalent cu punerea unei valori monetare vieții însăși, ceea ce se consideră ca fiind neetic. Disputa a fost finalizată prin decizia de a se considera valoarea monetară a unității *omSv* ca fiind echivalent cu câștigurilor rezultate prin salvarea din punct de vedere statistic a unor vieți sau ca fiind un indicator util pentru cheltuirea judicioasă a resurselor existente pentru protecția radiologică.

Prin *nivele minime de doză* se înțelegeau în general valori de doză foarte joase sau “ne semnificative” și care puteau fi considerate ca fiind “sub preocuparea autorităților de reglementare” și în consecință nerelevante din punctul de vedere al principiului ALARA. Pe de altă parte, de multe ori nivelul la care putem coborî doza ne este impus de considerente legate de costurile măsurilor de protecție pe care tot societatea trebuie să le suporte. Dacă la începutul implementării măsurilor luate vom putea avea efecte semnificative asupra minimalizării dozei și cu costuri rezonabile, pe măsura reducerii nivelului dozei eforturile de a reduce în continuare doza se va face cu costuri din ce în ce mai mari, fără efecte semnificative asupra reducerii dozei. Evident, resursele pentru măsurile de protecție radiologică fiind întotdeauna limitate, vom fi nevoiți la un moment dat să ne oprim de a lua noi măsuri, mai departe. Doza individuală/colectivă rămasă va reprezenta expunerea la radiații atribuită acelei situații de expunere.

4. ALARA – Noi abordări teoretice și implementări practice ale conceptului

O primă „nouă” abordare competentă a principiului ALARA din 1977 a apărut 14 ani mai târziu, tot din partea ICRP care în Publicația nr.60 din 1991 [4] a prezentat un set revizuit de recomandări internaționale, în care *principiul de optimizare* a fost extins, astfel încât cerința nouă este ca și “*verosimilitatea/probabilitatea*” de a fi expus la radiații să fie de asemenea menținută “*cât este rezonabil mai jos de atins*”. Având de a face cu “probabilități” evident că noua abordare nu a făcut decât să complice unele lucruri.

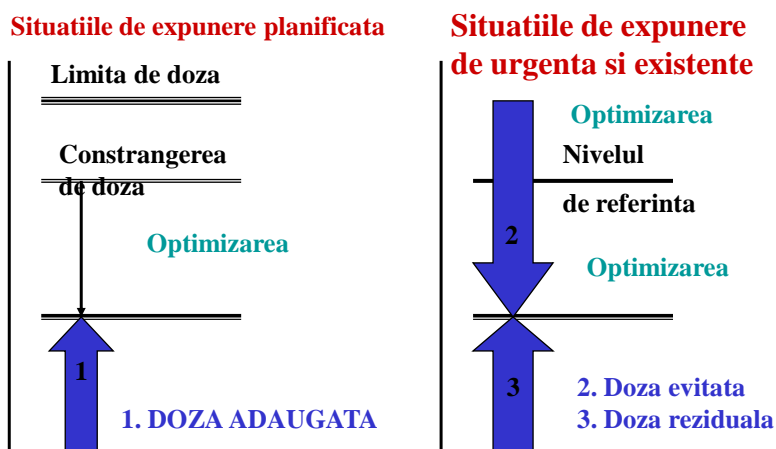
Au venit apoi Recomandările Internaționale ICRP din 2007 (Publicația 103) [5] care au dat “lovitura de grație”, afirmând că termenul de “*doza colectivă*” (*omSv*) nu ar mai fi adecvat pentru studii epidemiologice sau în evaluări de risc. Afirmarea ar fi fost susținută de apariția acum 15 ani a termenului de “*radiosusceptibilitate individuală*”, prin care se susține că răspunsul fiecărui individ la expunerea la radiații este mult diferit, de la un individ la altul.

Îndoieli privind valabilitatea folosirii “dozei colective” pentru evaluări de risc erau și acum 40 de ani; o doză colectivă de 100 *omSv* putând fi rezultatul însumării unei doze individuale de numai 0,1 *mSv* pentru un milion de persoane sau a unei doze individuale de 100 *mSv* pentru o mie de persoane, riscul pe sănătate fiind de așteptat să fie diferit, de la un caz la altul.

Așa cum știm, Recomandările ICRP din 2007 sunt preluate în Directiva Consiliului Europei nr.2013/59/Euratom din 5 Decembrie 2013, care stabilește standardele de bază pentru protecția împotriva expunerii la radiația ionizantă, publicată în Jurnalul Oficial al Uniunii Europene din 17 Ianuarie 2014 [6] și care a fost transpusă în legislația română de către CNCAN în ultimii doi ani.

Un element important îl reprezintă introducerea conceptului de “*constrângere de doză*” ca instrument practic esențial în procesul de *optimizare a protecției radiologice*, deci de aplicare a vechiului principiu ALARA. Noul concept se aplică în expunerea ocupațională, în expunerea populației și în expunerea medicală. L-am prezentat și discutat cu alte ocazii.

Optimizarea



În ceea ce privește implementarea, la nivel European este de semnalat constituirea *Rețelei Europene ALARA*, cu rol de a încuraja cercetarea specifică Europeană în aspecte privind *optimizarea protecției radiologice* și de a facilita diseminarea în țările membre UE a bunelor practici în folosirea principiului ALARA. Aceasta este constituită din 18 organizații din Europa și colaborează cu alte rețele Europene apropiate ca domeniu de activitate, cât și cu ICRP. Organizează frecvent Ateliere de lucru de interes.

În 2018 aveau în lucru publicarea unei versiuni aduse la zi a cărții publicate de Comisia Europeană în 1991 *Alara from theory towards practice* și editarea unui manual „*ALARA: A PRACTICAL GUIDEBOOK* [7]”

În final, dacă tot este la „modă” *Brexit-ul* Marii Britanii, să precizez că în U.K. este aplicat de mai mult timp un alt principiu important, numit **ALARP**, un acronim pentru „*As Low As Reasonably Practicable*” și care se aplică nu numai în expunerea la radiații (ca în cazul ALARA), ci și pentru alți factori ocupaționali de risc pentru sănătate. Scopul este de a *minimaliza* riscul expunerii la radiații sau alți factori, având în vedere că o oarecare expunere ar putea fi totuși acceptabilă pentru a duce la capăt operația în lucru.

Bibliografie

[1] – ICRP (1977) *Recommendations of the International Commission on Radiological Protection*, ICRP Publication 26, Ann. ICRP 1 (3), Pergamon Press, Oxford.

[2] – ICRP (1984). *A compilation of the main concepts and quantities in use by ICRP*. ICRP Publication 42. Ann. ICRP 14 (4), Pergamon Press, Oxford.

[3] – European Commission, *Alara from theory towards practice*, Raport EUR 13796 en , Radiation Protection, 1991.

[4] – ICRP (1991). *1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection*. ICRP Publication 60. Pergamon Press.

[5] – ICRP, *International Recommendations of the ICRP*. ICRP Report 103, 2007.

[6] – European Commission, *The Council Directive 2013/59Euratom of 5 December 2013 laying down basic safety standards for protection against the dangers arising from exposure to ionizing radiation, and repealing Directive 89/618Euratom, 90/641/Euratom, 96/43/Euratom and 2003/122/Euratom*. The Official Journal of the European Union, 17 January 2014.

[7] – *Optimization of Radiation Protection (ALARA): A Practical Guidebook*, Fernand VERMEERSCH, the 5th European IRPA Congress, 4 – 8 June 2018, The Hague, The Netherlands.

PROGRAMUL ALARA DE OPTIMIZARE A PROTECȚIEI RADIOLOGICE LA CNE CERNAVODĂ - STRATEGIA DE MONITORIZARE A TERMENULUI SURSĂ

A. NEDELUCU (anedelcu@cne.ro), V. TOBOȘARU, Cătălina CHIȚU
S.N. Nuclearelectrica S.A. - CNE-Cernavodă

Rezumat

Înregistrarea unor doze γ semnificative pentru personalul implicat în activități precum cele de inspecție feederi, inspecție ansambluri canal-combustibil, reajustare capete canal combustibil, întreținere preventivă pod mobil MID, montare-demontare panouri și izolație termică cabineți feederi, inspecție generatori de abur etc., au trezit un interes deosebit pentru caracterizarea detaliată a surselor de radiații γ în zona fețelor reactorului. Totodată, s-a constatat faptul că planificarea activităților și evaluarea corectă a dozelor corespunzătoare lucrărilor din vecinătatea fețelor reactorului sunt îngreunate de insuficienta cunoaștere a contribuțiilor relative ale diferitelor echipamente/componente la debitul de doză γ general.

În consecință, atât la CNE Cernavodă cât și în alte centrale de tip CANDU (ex: Bruce, Pickering, Darlington), s-au evidențiat preocupări pentru dezvoltarea unui program dedicat de monitorizare și control al termenului sursă, care oferă oportunitatea implementării instrumentelor și tehnicilor ALARA (planificarea și evaluarea lucrărilor în câmp de radiații, stabilirea metodelor optime de reducere a expunerii personalului) într-o manieră sistematică și programatică, conferind o perspectivă pe termen lung asupra acțiunilor asumate de organizație.

Rezultatele recente obținute la CNE Cernavodă creează premisele pentru continuarea și îmbunătățirea continuă a programului, beneficiind atât de expertiza internă disponibilă la CNE Cernavodă cât și de cea externă (familia centralelor CANDU) prin participarea la proiectele COG (CANDU OWNER GROUP) și colaborarea cu alți parteneri externi (KINECTRICS- CANADA).

1. INTRODUCERE

Depunerile și acumulările produșilor de coroziune pe suprafețele echipamentelor din zona activă a reactorului conduc la creșterea câmpurilor de radiații γ în vecinătatea componentelor diferitelor sisteme nucleare (Sistemul Principal Moderator, Sistemul Primar de Transport al Căldurii și auxiliare etc.). Aceste acumulări se manifestă fie prin creșteri lente și continue ale debitelor de doză γ generale datorită depunerilor progresive de oxizi, fie sub forma “punctelor fierbinți” (*hot spot-uri*) generate de particule și fragmente activate relativ mobile.

Înregistrarea unor doze γ semnificative pentru personalul implicat în activități precum cele de inspecție feederi, inspecție ansambluri canal-combustibil, reajustare capete canal combustibil, întreținere preventivă pod mobil MID, montare-demontare panouri și izolație termică cabineți feederi, inspecție generatori de abur etc., au trezit un interes deosebit pentru caracterizarea detaliată a surselor de radiații γ în zona fețelor reactorului. Totodată, s-a constatat faptul că planificarea activităților și evaluarea corectă a dozelor corespunzătoare lucrărilor din vecinătatea fețelor reactorului sunt îngreunate de insuficienta cunoaștere a contribuțiilor relative ale diferitelor echipamente/componente la debitul de doză γ general. De asemenea, determinarea și înțelegerea distribuției radionuclizilor emițători α în diferitele zone de lucru ale Centralei s-au dovedit a fi necesare pentru:

- stabilirea măsurilor adecvate de control al expunerii interne a personalului implicat în activități - monitorizarea și reducerea inventarului de radioactivitate;
- optimizarea procedurilor de lucru în zonele cu risc de contaminare α .

De asemenea, transferul produșilor de fisiune din teaca elementelor combustibile către agentul de răcire PHT (Primary Heat Transport = Sistemul Primar de Transport al Căldurii) poate conduce la creșterea debitelor de doză γ în vecinătatea unor echipamente/sisteme precum Sistemul de Răcire și Purificare al Apei din Bazinul de Stocare Combustibil și, implicit, la creșterea riscului de contaminare al zonelor de lucru, echipamentelor și personalului. Nu în ultimul rând, prezența radionuclizilor produși de fisiune în agentul de răcire peste anumite valori considerate de referință în operarea normală a unității nucleare, oferind un indiciu asupra existenței unor defecte minore de teacă, care, în timp, pot evolua și pot conduce la niveluri de contaminare a agentului primar inacceptabile (sau cel puțin problematice) din punct de vedere al radioprotecției personalului și mediului.

În consecință, atât la CNE Cernavodă cât și în alte centrale de tip CANDU (ex: Bruce, Pickering, Darlington), s-au evidențiat preocupări pentru dezvoltarea și implementarea unor proiecte dedicate:

- a. activităților de caracterizare a câmpurilor γ la nivelul fețelor reactorului, pe durata Opririlor Planificate, menit să furnizeze informații asupra transportului și acumulărilor de radioactivitate în zone precum: fețele reactorului, cabineții feederilor orizontali și verticali, generatorii de abur, schimbătoarele de căldură ale Sistemului Principal Moderator.
- b. activităților de monitorizare a inventarului de activitate la nivelul mediilor filtrante din circuitele de purificare ale sistemelor active ale Centralei pentru determinarea eficienței de reținere a acestora, formularea recomandărilor pentru optimizarea procedurilor de exploatare a sistemelor de purificare
- c. activităților de caracterizare a sistemelor/zonelor/activităților care prezintă risc potențial de contaminare cu radionuclizi emițători α , în perioada de Running și pe durata Opririlor Planificate, menit să furnizeze informații asupra compoziției amestecurilor de radionuclizi α asociați contaminării din zonele respective, corelarea acestora cu radionuclizi surogați, ușor de măsurat (Co-60, Cs-137) și cu timpi de înjumătățire care să mențină factorii de scalare pe termen mediu și lung.
- d. activităților de "leak search" atunci când prin monitorizarea on-line a condițiilor radiologice din centrală sunt identificate scurgeri. Remedierea cât mai promptă a scurgerilor pentru menținerea unui mediu de lucru curat, care să asigure respectarea principiilor ALARA atât în ceea ce privește expunerea personalului, cât și în protecția mediului.

Prin strategia de gestionare a termenului sursă se înțelege cunoașterea și caracterizarea tipurilor, cantităților și a formelor chimice ale radionuclizilor din sistemele nucleare ale centralei care reprezintă o potențială sursă de expunere la radiații și aplicarea unor măsuri de control, pentru eliminarea sau reducerea acestora. La CNE Cernavodă sunt derulate proiecte pentru determinarea și înțelegerea distribuției materialului radioactiv în diferitele componente ale sistemelor active ale centralei, având ca obiectiv reducerea expunerii la radiații, externe și interne, a personalului. Rezultatele acestor proiecte contribuie la optimizarea dozelor prin:

- evaluarea corectă a pericolelor radiologice și a dozelor colective anticipate pentru lucrările ce se desfășoară în zonele investigate;
- optimizarea desfășurării activităților personalului (pregătirea lucrării prin simularea cât mai bună a condițiilor radiologice, reducerea timpului de lucru, stabilirea zonelor de așteptare, a punctelor de staționare și/sau întoarcere, alegerea personalului și a echipamentelor de lucru);
- stabilirea măsurilor adecvate de reducere a dozelor γ pentru personal (proiectarea ecranelor de protecție biologică);

- identificarea modificărilor apărute în procesul de coroziune a echipamentelor din sistemele ce vehiculează fluide radioactive (moderator, PHT) ca răspuns la schimbarea unor parametri chimici;
- stabilirea măsurilor și tehnologiilor necesare pentru reducerea inventarului produșilor de coroziune activați din sistemele active (optimizarea controlului chimic, îmbunătățirea performanței sistemelor de purificare);

2. METODOLOGIA DE CARACTERIZARE A SISTEMELOR ACTIVE ALE CENTRALEI PRIN METODE GAMA SPECTROMETRICE IN-SITU

CNE Cernavodă a inițiat proiectul de caracterizare a câmpurilor γ la nivelul fețelor reactorului și în vecinătatea sistemelor active (OATM - Outage Activity Transport Monitoring) în anul 2010, la Unitatea 1, cu participarea MATEFIN România și KINECTRICS Canada. Proiectul a continuat la Unitatea 1 în anii 2012, 2014, 2016 și 2018 și la Unitatea 2 în anii 2011, 2013, 2015, 2017 și 2019. Rezultatele proiectului au fost valorificate pentru evaluarea și pregătirea lucrărilor din opririle planificate, optimizarea procedurilor de lucru, caracterizarea unor “hot-spot-uri” importante în centrală. Datele colectate până în prezent au fost corelate cu rezultatele monitorizărilor la nivelul cartușelor filtrante îndepărtate din sistemele active ale Centralei în scopul determinării eficienței de reținere a acestora și stabilirii direcțiilor de acțiune privind îmbunătățirea acestora (reducerea dimensiunii de filtrare).

Proiectul de caracterizare a câmpurilor γ la nivelul fețelor reactorului și în vecinătatea sistemelor active la CNE Cernavodă are următoarele obiective:

1. cunoașterea corectă și detaliată a debitelor de doză γ în vecinătatea echipamentelor sistemelor active ale Centralei (PHT etc.);
2. identificarea radionuclizilor responsabili de generarea câmpurilor γ ridicate în zonele în care se desfășoară lucrări/activități cu doze colective anticipate importante (ex.: inspecție canale combustibil, ajustare capete canale combustibil);
3. determinarea inventarului de radioactivitate corespunzător radionuclizilor emițători γ care generează câmpuri de radiații γ ridicate în vecinătatea sistemelor active ale Centralei (Sistemul Principal Moderator, Sistemul Primar de Transport al Căldurii și auxiliare);
4. urmărirea evoluției (tendenței) debitelor de doză externă γ și a concentrației radionuclizilor care le generează;
5. corelarea evoluției câmpurilor γ și a inventarului de radioactivitate cu parametri fizico-chimici ai sistemelor active ale Centralei, respectiv cu configurația de funcționare a acestora;
6. elaborarea, testarea și validarea unor modele/instrumente de predicție a evoluției câmpurilor γ în zonele de interes;

2.1 Determinarea distribuției 3D a câmpurilor γ în vecinătatea fețelor reactorului

Pentru determinarea distribuției 3D a câmpurilor γ în imediata vecinătate a fețelor reactorului au fost utilizate instrumente de monitorizare a debitelor de doză gamma (55 dozimetrie personale – PAD) amplasate într-o geometrie reproductibilă la ambele Unități și în fiecare Oprire Planificată.

2.2 Monitorizarea câmpurilor γ în zona fețelor reactorului

În acest scop, este utilizat un sistem γ spectrometric, cu detector de germaniu hiperpur (HpGe) ORTEC și analizor multicanal DIGIDART (Figura 1), care asigură identificarea radionuclizilor emițători γ și cuantificarea nivelului de radioactivitate al acestora, pentru diferite grupuri (celule) de ansambluri canal-combustibil, respectiv pentru diferite regiuni ale cabinețelor feederilor verticali.

Prin corelarea rezultatelor măsurărilor γ spectrometrice cu distribuția 3D a debitelor de doză γ pe fețele reactorului, este evaluată contribuția relativă a fiecărui radionuclid la câmpurile γ din oricare punct de interes. Pentru minimizarea dozelor pentru personalul implicat în procesul de monitorizare, sunt utilizate facilități de comanda la distanță a sistemului de achiziție, respectiv înregistrare automată a rezultatelor și locației de monitorizare.



Figura 1 - Sistem γ -spectrometric ORTEC HpGe (cu detector de germaniu hiperpur)

Un al doilea sistem γ -spectrometric utilizează un detector de tip CdZnTe (Figura 2) și este proiectat pentru determinarea distribuției de material radioactiv în lungul end-fitting-urilor și a feederilor orizontali. Spectrometrul funcționează în tandem cu un debitmetru γ model Thermo Scientific FH40 G-L10 și sonda telescopică FHZ 632L, realizând astfel atât identificarea radionuclizilor emițători γ cât și determinarea nivelului de radioactivitate al acestora. Datorită dimensiunilor reduse ale detectorului, sistemul este ideal pentru identificarea și măsurarea rapidă a radionuclizilor prezenți în depozitele asociate hot-spot-urilor.

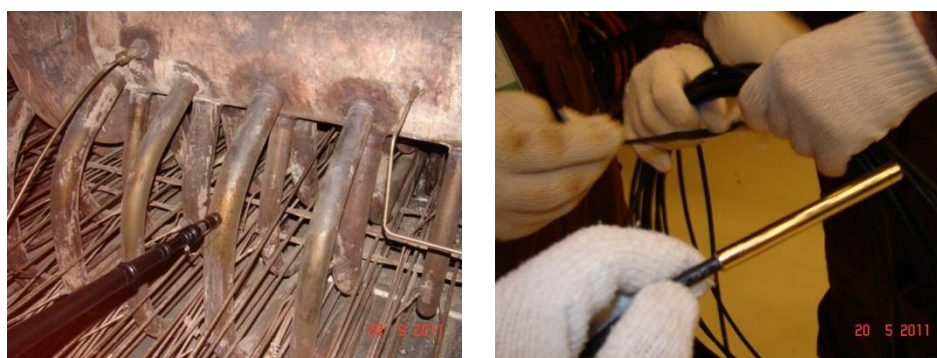


Fig. 2 – Sistem gamma spectrometric cu detector de CdZnTe și debitmetru γ FH40GL-10 (cu sonda FHZ 632L)

2.3 Determinarea distribuției câmpurilor γ la nivelul Generatorilor de Abur

Monitorizarea include zona adiacentă generatorilor de abur, în scopul identificării altor surse de radiații γ care ar reprezenta un risc semnificativ de expunere a personalului ce desfășoară activități în zona (ex: activități de inspecție generatori de abur). Un astfel de exemplu îl reprezintă identificarea unui *hot-spot* pe liniile Sistemului de Răcire la Avarie a Zonei Active BSI 34320, cu debite de doză γ la contact de aproximativ 70 mSv/h , în

vecinătatea zonei de lucru a echipei de inspecție la Generatorul de Abur GA#1, Unitatea 2, Outage 2011. Caracterizarea punctului fierbinte a permis stabilirea compoziției mixturii (predominant Co-60) și instalarea unui ecran temporar dimensionat optim înainte de începerea lucrului.

2.4 Determinarea distribuției câmpurilor γ la nivelul schimbătoarelor de căldură ale Sistemului Principal Moderator

Activitățile de caracterizare includ atât determinări ale debitelor de doză γ în jurul schimbătoarelor de căldură 1(2)-3210-HX1/HX2 prin utilizarea debitmetrului γ FH40 G-L10 (cu sonda FHZ 632L), cât și măsurări γ spectrometrice in-situ. Determinările se realizează în aceeași geometrie de măsurare, pentru ambele schimbătoare de căldură, la ambele Unități, în fiecare Opreire Planificată, pentru a permite compararea rezultatelor obținute în diferite sesiuni de măsurare și analiza evoluției acumulărilor de material radioactiv.

2.5 Prelucrarea și interpretarea rezultatelor

Reconstruirea distribuției câmpurilor γ și a depozitelor de material radioactiv se realizează prin intermediul modelului de simulare dezvoltat și validat de KINECTRICS în cadrul proiectelor COG-08-3024 și COG-10-3016.

Modelul integrează caracteristicile structurale de proiect ale echipamentelor și sistemelor din zona fețelor reactorului (geometria sursei și a ecranelor), amplasarea sistemelor de detecție (geometria de măsurare) și rezultatele măsurărilor (debite de doză γ , compoziția mixturii de radionuclizi). Aplicarea modelului se realizează prin rularea aplicației software MERCURAD și are ca date de ieșire valori ale debitelor de doză γ , respective contribuția diferiților radionuclizi în orice punct de interes din zona de lucru.

O reprezentare tipică a rezultatelor proiectului de caracterizare a câmpurilor gamma în vecinătatea sistemelor active se regăsește în figura 3, incluzând distribuția spațială a câmpurilor de radiații gamma, evoluția radionuclizilor în Sistemul Primar de Transport al Căldurii și o predicție a evoluției câmpurilor gamma în zona fețelor reactorului la Unitatea 2.

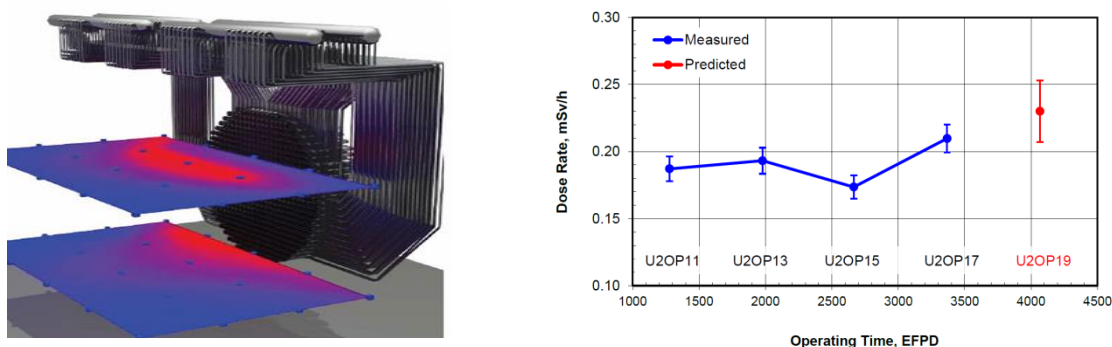


Fig. 3 – Distribuția spațială a câmpurilor de radiații gamma, predicția asupra evoluției activității emitorilor gama

Rezultatele proiectului de caracterizare a inventarului de radioactivitate din sistemele active ale centralei, împreună cu modelul dezvoltat de Kinectrics pentru predicția câmpurilor pentru opririle planificate viitoare pot fi introduse în sistemul expert de planificare a dozelor de expunere ADEPT (Advanced Dose Exposure Planning Tool), care oferă posibilitatea utilizării unui modul de realitate virtuală cu rol în pregătirea personalului.

3. MĂSURAREA PROBELOR DE SUSPENSII SOLIDE (CRUD) DIN SPTC

Prin proiectul Centralei, monitorizarea termenului sursă se află în strânsă și unică legătură cu ansamblul activităților de control al chimismului sistemelor active, activități care includ măsurarea activității specifice masice a radionuclizilor prezenți în probele de apă și “crud” (suspensii solide) prelevate din sistemele de interes.

Deși determinări de radioactivitate sunt efectuate (cu periodicitate specifică fiecărui sistem) pentru majoritatea sistemelor active ale centralei, o componentă aparte a strategiei de monitorizare a termenului sursă la CNE Cernavodă este orientată asupra caracterizării probelor de suspensii solide (CRUD) prelevate din sistemul PHT. O analiza comparativă a inventarului de radioactivitate asociată diferiților radionuclizi emițători gama în probele de CRUD la CNE Cernavodă Unitatea 1 și Unitatea 2 este prezentată în figura 4.

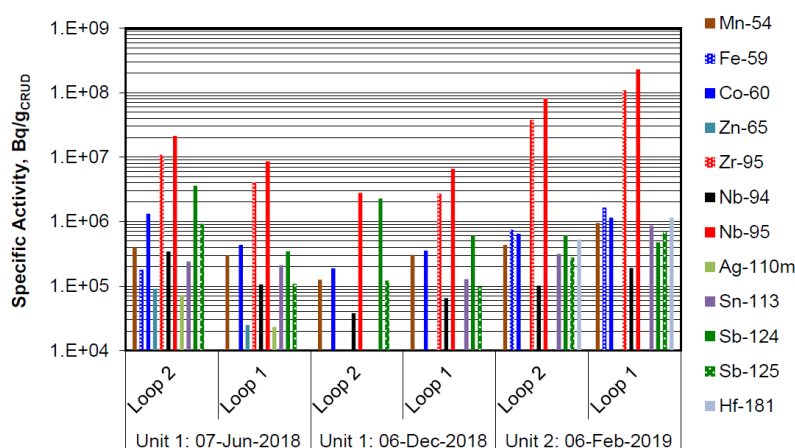


Fig. 4 – Activitatea specifică masică a emitorilor gama în probele de CRUD SPTC U1 și U2

4. MONITORIZAREA MEDIILOR DE FILTRARE (FILTRE ȘI RĂȘINI UZATE)

4.1 Obiectivele programului

Activitățile de monitorizare a inventarului de activitate la nivelul mediilor filtrante din circuitele de purificare ale sistemelor active ale Centralei sunt menite să asigure:

1. identificarea radionuclizilor emițători γ reținuți în mediile de filtrare uzate ale sistemelor active ale Centralei;
2. evaluarea activității totale corespunzătoare radionuclizilor emițători γ reținuți în mediile de filtrare din sistemele active ale Centralei;
3. determinarea distribuției spațiale a radionuclizilor emițători γ în mediile de filtrare din sistemele active ale Centralei;
4. evaluarea eficienței sistemelor de purificare (prin compararea inventarului de radioactivitate reținut cu cel generat în Zona Activa într-o perioadă dată de timp);
5. studiul comportamentului termenului sursă în urma schimbării dimensiunilor de filtrare de la 5 microni la 2 microni pentru sistemele de purificare MID și SPTC ale Centralei;
6. optimizarea perioadei de utilizare a mediilor de filtrare ale sistemelor active și stabilirea strategiei de reducere a dimensiunii de filtrare mecanica;
7. reducerea riscurilor și costurilor asociate activităților de caracterizare, tratare, condiționare și depozitare a deșeurilor radioactive (filtre mecanice și rășini uzate), verificarea și îmbunătățirea controlului chimic al sistemelor active necesită monitorizarea sistematică a inventarului de radioactivitate reținut în mediile filtrante;

8. caracterizarea deșeurilor radioactive din această categorie în vederea stabilirii metodelor de tratare/condiționare și asigurării conformității cu criteriile de acceptate pentru depozitarea finală la DFDSMA.

4.2 Determinarea inventarului de radionuclizi reținut de rășinile schimbătoare de ioni

În perioada 2015 - 2019 au fost efectuate activități de monitorizare a rășinilor schimbătoare de ioni uzate provenite din sistemul de purificare SPTC și Sistemul Moderator, prin metode gamma spectrometrice in-situ, pe durata transferului de rășinilor uzate din sistemul de dedeuterare către tancurile de stocare. O analiză comparativă a rezultatelor (în termeni de activitate specifică volumetrică) pentru rășinile provenite din sistemele SPTC și Moderator este prezentată în Figura 5.

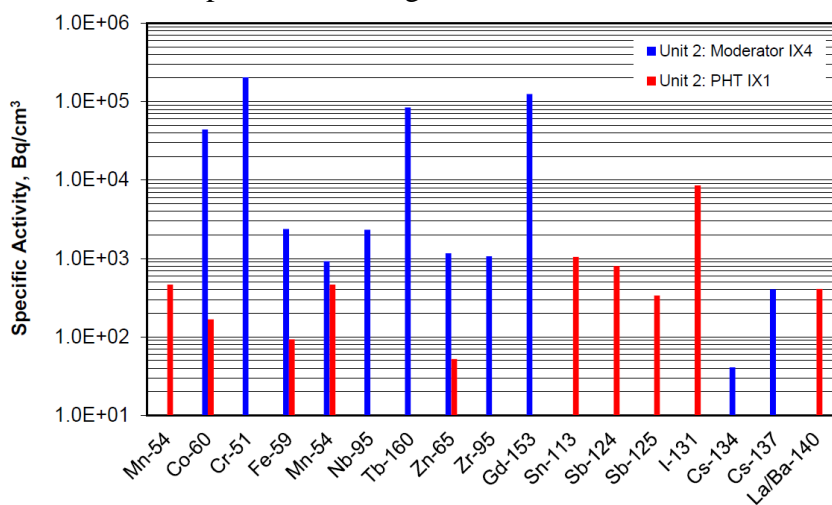


Fig. 5 – Activitatea specifică a emitorilor gama în rășinile uzate din SPTC și Sistemul Moderator

4.3 Determinarea inventarului de radionuclizi reținut la nivelul filtrelor mecanice din sistemul de purificare SPTC

La CNE Cernavodă au fost analizate până în prezent cartușe filtrante utilizate în sistemul de purificare SPTC și în Sistemul Moderator. După îndepărtarea din sistem, acestea au fost drenate și uscate în interiorul unor flăcări ecranate, ulterior transferate în Modulul de stocare dedicat din Depozitul Intermediar de Deșeuri Solide Radioactive și depozitate în cilindrii din oțel carbon amplasați în interiorul unei incinte din beton.

Pentru măsurarea filtrelor mecanice uzate, au fost adoptate atât metoda de măsurare gamma spectrometrică in-situ secvențială asupra unor porțiuni necranate ale filtrului, pe durata transferului în cilindrul de depozitare intermediară, în scopul determinării distribuției spațiale de activitate în interiorul filtrului, cât și măsurări in situ și in-toto pentru determinarea activității totale corespunzătoare diferiților radionuclizi (Figura 6).

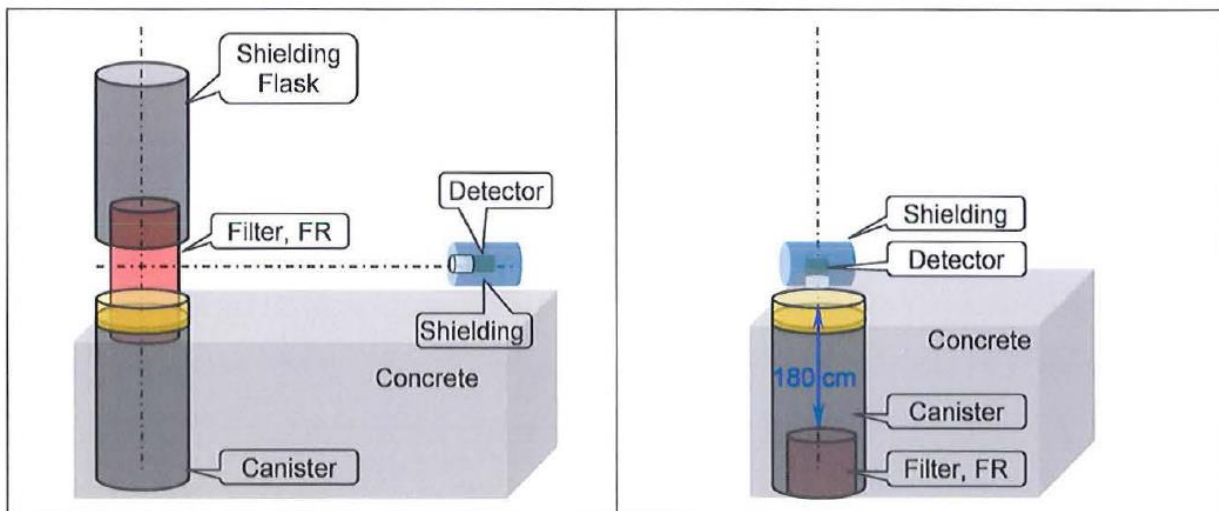


Fig. 6. Segmented gamma scanning și in-toto gamma scanning

Rezultatele activităților de monitorizare pentru un filtru mecanic utilizat în SPTC Unitatea 1, considerând două modele pentru distribuția spațială (omogenă și neomogenă) a celor mai importanți contribuitori la inventarul de activitate (Co-60 și Sb-125), sunt prezentate în Figura 7.

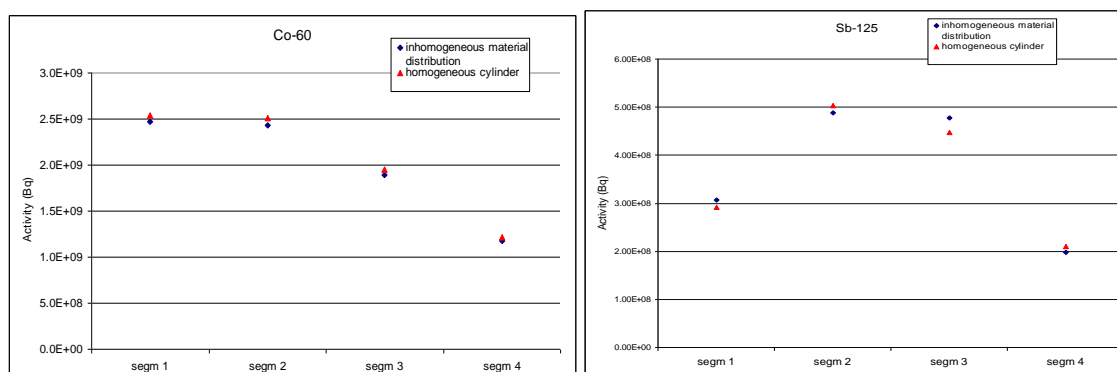


Fig. 7 – Distribuția radionuclizilor emițători gamma la nivelul unui filtru mecanic SPTC Unitatea 1

5. CARACTERIZAREA SISTEMELOR/ZONELOR/ACTIVITĂȚILOR CARE PREZINTĂ RISC POTENTIAL DE CONTAMINARE CU RADIONUCLIZI EMITATORI α .

Informațiile asigurate prin programul de caracterizare a câmpurilor gamma sunt completate cu cele obținute într-un program dedicat caracterizării lucrărilor/zonelor în care este anticipat un risc de contaminare cu radionuclizi emițători alfa.

Programul menționat are următoarele obiective:

- clasificarea sistemelor/zonelor de lucru cu risc de contaminare conform criteriilor stabilite în ghidul EPRI “Alpha Monitoring Guidelines for Operating Nuclear Power Stations, EPRI Final Report 1019500”;

- monitorizarea de rutină a sistemelor/zonelor de lucru în vederea reclasificării acestora atunci când condițiile de operare conduc la modificări ale mixturii de radionuclizi asociați zonei respective.

Pentru caracterizarea sistemelor/zonelor de lucru din punct de vedere al riscului de contaminare cu radionuclizi emițători α au fost luate în considerare următoarele elemente:

- a. mecanismele de formare, transport și acumulare a materialului radioactiv în sistemul PHT și auxiliare;
- b. particularitățile lucrărilor care se efectuează în diferitele zone de interes (ex: activități ce implică deschideri de sistem PHT sau auxiliare, circuitul combustibilului nuclear uzat);
- c. perioada de desfășurare a lucrărilor (Running, Oprire Planificată sau Neplanificată).

Activitățile de caracterizare a zonelor cu risc de contaminare α au inclus următoarele etape:

1. identificarea sistemelor/zonelor de lucru de interes pentru care se anticipează un potențial risc de contaminare internă a personalului cu radionuclizi emițători α ;
2. prelevarea unui număr suficient de probe de contaminare liberă sau din fluidele contaminate (aer, apă) prezente în zonele stabilite la pasul anterior.

Pentru îmbunătățirea activităților de caracterizare a lucrărilor și zonelor din punct de vedere al riscului de contaminare cu radionuclizi alfa, probe suplimentare vor fi prelevate în oricare dintre situațiile:

- apariția unui defect important de combustibil;
- după fiecare Oprire Planificată și pentru activitățile de întreținere ale capului MID;
- la accesarea unei zone necunoscute sau când se lucrează cu o componentă necunoscută din circuitul primar sau auxiliare, mai ales dacă acestea pot fi asociate unor defecte de combustibil;
- la retehnologizarea unei unități sau la dezafectare;
- decontaminarea chimică a unui sistem / componenta care intră în contact cu combustibilul ars.

Asupra probelor prelevate în cadrul programului au fost efectuate măsurări γ -spectrometrice, α -spectrometrice și α/β -globale.

Rezultatele măsurărilor α/β -globale au permis determinarea raportului **activitate β -global/ α -global** pentru fiecare zona de interes și compararea cu nivelurile de referință pentru clasificarea zonelor cu risc de contaminare cu radionuclizi emițători α .

În urma analizei comparative a valorilor raportului **activitate β -global/ α -global** și a rezultatelor măsurărilor γ -spectrometrice s-a constatat faptul că raportul **activitate β -global/activitate α -global** utilizat pentru clasificarea zonelor cu risc de contaminare α (conform ghidului EPRI) este afectat de prezența radionuclizilor emițători β - γ de viață relativ scurtă (ex: Zr-95, Nb-95). Astfel, în Opririle Planificate, deși nivelul de radioactivitate α prezent în probe poate fi important, raportul **activitate β -global/activitate α -global** determinat la scurt timp după prelevarea probelor poate conduce la clasificarea în Zona cu risc α 2.

O alternativă considerată actuală la CNE Cernavodă pentru criteriul de clasificare a zonelor cu risc de contaminare α o reprezintă evaluarea raportului **activitate Co-60/activitate α -global**, în condițiile în care acest raport este mai slab dependent de timp.

5. CONCLUZII

Programul de monitorizare a termenului sursă la CNE Cernavodă oferă informații relevante pentru evaluarea și planificarea adecvată a activităților de mentenanță din Centrala, stabilirea măsurilor adecvate de control al expunerii interne a personalului implicat în aceste activități, monitorizarea și reducerea inventarului de radioactivitate din sistemele active ale Centralei.

Prin integrarea rezultatelor activităților de caracterizare a câmpurilor gamma la nivelul fețelor reactorului cu cele obținute în urma măsurărilor efectuate asupra mediilor filtrante uzate (rășini și filtre mecanice), respectiv asupra probelor de CRUD din Sistemul Primar de Transport al Căldurii, programul validează modelul elaborat de KINECTRICS privind transportul materialului radioactiv în sistemele active și predicția evoluției câmpurilor gamma în zonele de interes din Centrala.

Rezultatele recente ale programului au un impact direct asupra Planului ALARA de reducere a dozelor pe termen mediu și lung, prin prisma inițiativelor de îmbunătățire asumate (continuarea programului de caracterizare a câmpurilor gamma în vecinătatea sistemelor active și a mediilor de filtrare din sistemele SPTC și Moderator, implementarea unor soluții de ecranare temporară a end-fitting-urilor terminale, îmbunătățirea eficienței mediilor de filtrare prin reducerea dimensiunii de filtrare mecanică și alegerea tipului optim de material pentru rășinile ionice, extinderea facilităților/instrumentației de monitorizare a câmpurilor de radiații, implementarea aplicațiilor software precum ADEPT în etapele de pregătire a lucrărilor).

6. REFERINTE

- 1.COG TN-07-3018 “A. Existing Approaches for Interpreting Results from Activity Monitoring Surveys of Station Components; B. A Brief Literatura Review of Methodologies for Interpreting Gamma Spectrometry Data from Extended Sources”;
- 2.TN-07-3019 " Interpretation of Survey Data for Various Reactor Components”;
- 3.TN-07-3020 "Interpretation of Gamma Survey Data for a Darlington Moderator Heat Exchanger”;
- 4.COG - 08-3009 “Interpretation of Outage Activity Transport Monitoring Data for Various Reactor Components”;
- 5.COG-08-3024 “Characterization of Reactor Face Radiation Fields”;
- 6.COG-10-3016 " Characterization of Radiation Fields in the Reactor Vault”;
- 7.OP-12-3039 “Prediction of Outage Radiation Fields around Various Reactor Components”;
- 8.COG-12-3039 “Prediction of Outage Radiation Fields around Various Reactor Components”.

APLICAREA PRINCIPIULUI ALARA LA FCN - PITEȘTI

T. IVANA (*tivana@fcn.ro*), **Vasilica OLARU**

Fabrica de Combustibil Nuclear - Pitești

REZUMAT

FCN Pitești desfășoară activități în domeniul nuclear care au ca principal obiectiv producerea de fascicule de combustibil nuclear de tip CANDU-6 (fascicule cu 37 elemente de combustibil nuclear) cu uraniu natural și uraniu sărăcit necesare pentru alimentarea reactoarelor nucleare ale CNE-Cernavodă. Pentru instalația de producere a combustibilului nuclear a FCN, unde *uraniul natural* este prezent în cantități mari sub formă de vrac (pulverulent) și ca itemuri, măsurile de monitorizare radiologică individuală sunt stabilite în Manualul de Securitate Radiologică (MSR), în conformitate cu legislația națională și internațională.

Toți angajații FCN sunt incluși în categoria A și categoria B de expunere la radiații ionizante. Tot personalul expus este monitorizat pentru doze externe (gamma) prin măsurarea dozei echivalente Hp(10) cu frecvență lunară. Sistemul utilizat pentru monitorizarea dozimetrică individuală externă folosește dozimetre termoluminiscente (TLD) tip PANASONIC, FCN deține laborator dozimetric notificat de CNCAN pentru serviciu de dozimetrie individuală.

Lucrătorii care manipulează materiale nucleare ca surse deschise de radiații (pulverulent ca pulbere sinterizabilă UO₂, pastile crude, pastile sinterizate, deșeuri radioactive, efluenți radioactivi) sunt expuși prin procesul de inhalare și ingestie la o contaminare internă de aceea sunt monitorizați pentru doza internă.

Doza individuală efectivă totală se obține prin însumarea dozei externe cu cea internă ($E = E_{ext} + E_{int}$). Pentru conformitate doza totală (E) este comparată cu limita de doză efectivă de 20 mSv/an.

În scopul reducerii dozelor FCN a introdus în documente elemente ale principiului ALARA. Nu există un document separat care să descrie un program ALARA, dar întregul Sistem de Management, prin documentele elaborate: MSR, proceduri de radioprotecție și dozimetrie individuală sunt rezultatul aplicării în practica FCN a principiului ALARA. În MSR s-au introdus *Limitele de Control Administrative* (LCA) sub limitele de doză efectivă, *Indicatorii de performanță* sub LCA și *nivelele de acțiune* (NA). Măsurile luate pentru reducerea dozelor prin aplicarea principiului ALARA au în vedere aceste limite. Limitele sunt într-o continuă schimbare conform ALARA, iar dozele măsurate sunt *analizate și evaluate*, urmate de adoptare de măsuri și acțiuni în scopul scăderii.

Ca parte a programului ALARA, datele din programele de control, supraveghere și monitorizare se analizează lunar, trimestrial, semestrial și anual, după caz pentru a identifica și stabili tendința expunerii la radiații ionizante precum și posibilități de reducere a dozelor.

CUVINTE CHEIE: combustibil nuclear CANDU, uraniu natural, expunere internă, expunere externă, limite de doză, principiul ALARA

1. INTRODUCERE

Sucursala “Fabrica de Combustibil Nuclear” Pitești din cadrul SN “NUCLEARELECTRICA” SA desfășoară activități în domeniul nuclear care au ca principal obiectiv producerea de fascicule de combustibil nuclear de tip CANDU-6 (fascicule cu 37 elemente de combustibil nuclear) cu uraniu natural și uraniu sărăcit necesare pentru

alimentarea reactoarelor nucleare ale Centralei Nucleare Electrice de la Cernavodă (CNE-Cernavodă).

MISIUNEA FCN

Fabricarea de combustibil nuclear tip CANDU 6 în condiții de maximă siguranță, eficiența și grijă față de populație și mediul înconjurător.

VIZIUNEA FCN

Recunoașterea FCN Pitești ca partener egal în „familia” fabricanților de combustibil nuclear CANDU 6 prin calitatea și performanțele tehnico - economice ale produsului fabricat.

VALORI

Siguranța – Securitatea Nucleară este o preocupare constantă în activitatea zilnică

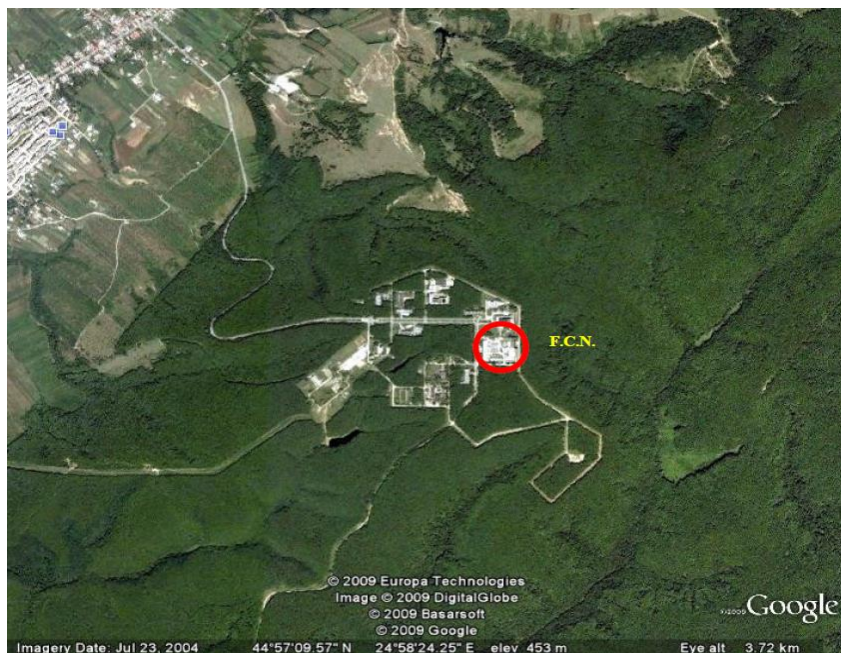
Grija față de personal – Asigurarea celor mai bune condiții de lucru, formarea unei forțe de muncă înalt calificate, pregătire, motivare și retenție pe termen lung

Grija pentru mediul înconjurător – Monitorizarea emisiilor, protecția permanentă a mediului

Eficiența – Valorificarea eficientă a resurselor disponibile pentru a obține un cost de producție competitiv la nivel internațional

Competitivitate – Randament crescut al combustibilului nuclear în reactor

Tehnicitate – Dezvoltarea, optimizarea, consolidarea echipamentelor și proceselor tehnologice și dezvoltarea de tehnologie pentru a menține alinierea la nivel mondial în domeniu.



FCN face parte din Obiectivul Nuclear Pitești care este format din RATEN Institutul de Cercetări Nucleare (ICN), Fabrica de Combustibil Nuclear (FCN) și Agenția Nucleară și pentru Deșeuri Radioactive (AN&DR).

FCN este situată în apropierea orașului Mioveni, la 20 de Km de Pitești, la 130 Km de

București, la 150 Km de Sucursala Feldioara a Companiei Naționale a Uraniului și la 370 Km de Centrala Nucleare-Electrică de la Cernavodă. Fabrica a fost construită în perioada 1974 – 1976 și a fost pusă în funcțiune în anul 1976.

Capacitatea de producție a FCN este de 12.000 FC/an. De regulă se produc 11.000 fascicule de combustibil nuclear pe an pentru 15 livrări la CNE-Cernavodă, ceea ce înseamnă aproximativ 220 tone de uraniu natural sub formă de UO₂. Pulberea sinterizabilă de UO₂ este

furnizată de CNU SA Sucursala Feldioara și de Cameco Canada, iar componentele de zircaloy sunt asigurate din import.

De la calificarea de către AECL Canada și Zircotec Precision Industries (ZPI) ca *fabricant și furnizor autorizat* de combustibil nuclear de tip CANDU-6 (1994) și până în prezent FCN Pitești a produs și livrat peste 190.000 FC.

Producția curentă anuală de fascicule de combustibil nuclear menționată este determinată de necesarul de alimentare a reactoarelor nucleare ale CNE Cernavodă. Pe durata de viață în reactor, în medie un an de zile, un fascicul de tip CANDU 6 produce o energie de 1.115 Mwh. Aceeași energie se poate obține prin arderea de combustibil în termocentralele clasice astfel:

- 47.000 kg de combustibil convențional cu putere calorică de 7.000 Kcal/kg;
- 1.110.000 kg ulei cu putere calorică de 3.200 kcal/kg;
- 363.000 Nm³ de gaz natural cu putere calorică de 8.050 Kcal/Nm³.

2. AUTORIZAREA ACTIVITĂȚILOR NUCLEARE în cadrul FCN PITEȘTI

Autoritatea națională competentă în domeniu nuclear (CNCAN) a emis pentru FCN Pitești șapte autorizații de desfășurare activități în domeniul nuclear și de lucru cu substanțe radioactive, valabile pe perioada 2018-2020:

- Deținere,
- Utilizare,
- Manipulare,
- Prelucrare materie primă nucleară,
- Producere de combustibil nuclear,
- Depozitare temporară și
- Furnizare.

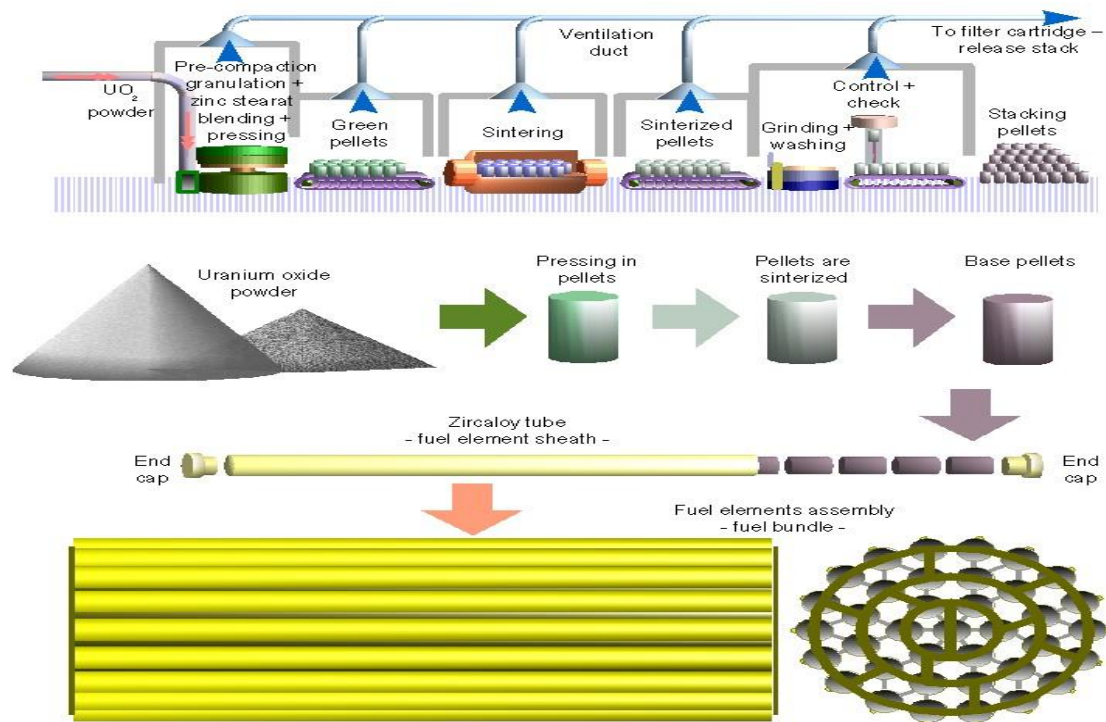
Pentru alte domenii CNCAN a emis :

- *Certificat de desemnare pe perioada 2017-2020 pentru Laboratorul de Radioprotecție și Dozimetrie Personal (LRDP);*
- *Autorizație de Transport Materialelor Radioactive (TMR) pe perioada 2019-2024*
- *Autorizație pentru Sistemul de Management al Calității (SMC) valabilă pe perioada 2018 – 2020*

Prin Hotărârea de Guvern nr. 24 din 25 ianuarie 2019 a fost emisă *Autorizația de mediu* pentru SNN SA Sucursala “Fabrica de Combustibil Nuclear” Pitești.

3. SURSELE de RADIAȚII IONIZANTE în cadrul FCN PITEȘTI

Principalele **materiale nucleare**, reprezentând surse de radiații deschise sau închise, prezente în FCN care pot conduce la expuneri externe și interne la radiații ionizante și care nu pot fi neglijate din punct de vedere al expunerii (expunere profesională) sunt:



a) **Pulberea sinterizabilă de UO₂** cu uraniu natural prezentă în cantitate mare în fabrică (anual se procesează circa 250 tone pulbere de UO₂) poate determina expuneri semnificative interne la locurile de muncă unde este *prelucrată* și *procesată* și expuneri externe (gama) atunci când se află în cantități mari depozitată sau stocată în vederea prelucrării.

b) **Pastilele crude de UO₂** determină expuneri semnificative externe, mai puțin interne, atunci când aceste compacte sunt stocate intermediar la diverse operații (stocatoare de pastile crude).

c) **Pastilele sinterizate de UO₂** determină expuneri semnificative externe atunci când se găsesc stocate în cantități mari (stocatoare și depozite de pastile) sau când personalul execută frecvent manipulări de asemenea materiale nucleare (coloane de pastile sinterizate).

d) **Elementele de combustibil nuclear** determină numai expuneri externe în zonele în care sunt prezente cantități mari din aceste materiale nucleare.

e) **Fasciculele de combustibil nuclear** determină numai expuneri externe semnificative în locurile în care sunt stocate (depozitate) sau la operațiile la care se fac frecvent manipulări cu aceste materiale nucleare.

f) **Materialele nucleare neconforme** (pulbere, pastile, granule, șlam, fosfat, cenuși uranifere etc.) determină expuneri externe și interne în zonele în care se manipulează sau sunt prezente în cantități mari (depozite).

g) **Deșeurile radioactive** (lichide și solide) determină expuneri externe și interne în zonele în care se manipulează sau în locurile unde sunt prezente în cantități mari (stații, depozite, platforme).

h) **Sursele de radiații închise** folosite pentru etalonări sau funcționarea unor aparate din proprietatea FCN, sunt bine păstrate și nu conduc la expuneri semnificative.

Operațiile tehnologice din cadrul fluxului de fabricație al combustibilului nuclear unde se înregistrează cele mai mari doze sunt:

1. Condiționare-presare pulbere de UO₂
2. Rectificare pastile sinterizate de UO₂
3. Sortare Formare Coloane de pastile
4. Încărcare Coloane de Pastile în teci
5. Ambalare fascicule de combustibil nuclear
6. Tratarea și gestionarea deșeurilor radioactive

4. IMPLEMENTAREA ALARA ÎN PROGRAMELE DE PROTECȚIE RADIOLOGICĂ

4.1. Angajamentul managementului și suportul pentru ALARA

Odată cu calificarea FCN s-a înțeles că ALARA este un element important al abordării globale a protecției radiologice și parte a managementului performant pentru instalația nucleară.

Securitatea lucrătorilor, îndeosebi *securitatea radiologică și protecția la radiații* este prioritatea principală a conducerii FCN și a responsabililor desemnați pe aceste domenii. Securitatea nucleară determină *indicatorii performanței* în activitatea de fabricare a combustibilului nuclear, este supusă reglementărilor legale, acordându-se prioritate absolută față de producție, calitate, aspecte economice.

Managementul FCN Pitești este angajat continuu pentru îmbunătățirea standardelor de Securitate nucleară și Securitate radiologică pentru a proteja personalul propriu, populația, mediul și bunurile.

Managerii compartimentelor sunt încurajați să examineze procedurile actuale și să dezvolte altele noi, după caz, pentru implementarea eficientă a principiului ALARA. În aplicarea principiului ALARA managementul se bazează pe compartimentele de protecție împotriva radiațiilor care oferă suport tehnic, supraveghere, controlul dozelor și contaminării, baze de date.

Ședințele operative zilnice și alte evaluări de rutină abordează problemele de *protecție împotriva radiațiilor ionizante* pentru activitățile curente de operare, control și întreținere, echipamente și instalații, gospodărirea deșeurilor radioactive.

Trimestrial în cadrul ședințelor Comitetului de Securitate Nucleară (CSN) al FCN se realizează prezentarea situației îndeplinirii *indicatorilor de performanță pentru Securitate nucleară* (IPSN) referitoare la dozele colective încasate (externe și interne), doza individuală medie și rezultatele de la analiza conținutului de uraniu în urină. Sinteza asupra îndeplinirii

indicatorilor de performanță pe Securitate nucleară este prezentată Comitetului de Oversight al SNN SA.

4.2. Protecția la radiații

Natura activităților desfășurate pentru fabricarea combustibilului nuclear de tip CANDU implică risc de *expunere la radiații ionizante*, prin urmare, protecția radiologică va avea în vedere, în mod special, monitorizarea și controlul expunerilor. Trebuie subliniat că izotopii uraniului natural reprezintă un *risc radiotoxicologic* care afectează organismul uman în cazul unei incorporări semnificative.

Securitatea radiologică implementată pentru protecția personalului prevede măsuri tehnice și administrative corespunzătoare astfel încât riscul radiologic în condiții normale de lucru să fie menținut la valori cât mai mici, sub limitele admise.

Măsurile tehnice implementate cuprind *zonarea radiologică și monitorizarea zonelor de lucru, asigurarea echipamentului de protecție și a monitorizării individuale, asigurarea ventilației și a diferențelor de presiune atmosferică între zone* în funcție de natura activității desfășurate într-o anumită arie etc. **Măsurile administrative** se referă la organizarea muncii și repartizarea responsabilităților, realizarea și păstrarea evidențelor de diferite tipuri etc.

4.3. Programul de radioprotecție

Radioprotecția în FCN este fundamentată în Manualul de Securitate Radiologică și implementată în detaliu prin intermediul procedurilor. *Programul de Radioprotecție (PRP)*, împreună cu *Programul de Management al Deșeurilor Radioactive* (parte a PMD), stabilite și aplicate de FCN reprezintă materializarea politicii de asigurare a securității radiologice și a gestionării în siguranță a deșeurilor radioactive, declarată de conducerea FCN în conformitate cu legislația aplicabilă. Acesta este conținut în documente: *Manual de Securitate Radiologică (MSR)* și reflectat concret în *Planurile de Control pentru Radioprotecție (PCR)*, în *Procedurile de Radioprotecție (PRP)* și *Procedurile de Dozimetrie Individuală (PDI)* și în alte proceduri de lucru generale, administrative sau tehnice.

Manualul de Securitate Radiologică, ca document component al Sistemului de Management Integrat din FCN, definește câteva elemente de bază, prezentate în continuare:

- *desemnarea* responsabililor cu asigurarea securității radiologice și a protecției la radiații, care răspund de aplicarea prevederilor referitoare la *securitatea radiologică* (în conformitate cu normele în vigoare), pentru întreaga FCN și pe domenii de activitate autorizate de CNCAN;
- *definirea* clară a rolurilor și responsabilităților legate de asigurarea *securității radiologice*, distribuite prin Regulamentul de Organizare și Funcționare al SNN-SA;
- *identificarea* standardelor și cerințelor de securitate adecvate activităților de fabricare a combustibilului nuclear de tip CANDU;

- *adaptarea* controlului riscurilor naturii și proporțiilor activităților efectuate și aplicarea principiului ALARA.

În vederea asigurării securității radiologice a fost stabilit Comitetul de Securitate Nucleară al FCN (CSN-FCN), o entitate tehnică internă care analizează aspectele de *securitate nucleară* și asigură aplicarea deciziilor Directorului FCN în probleme de *securitate radiologică*. Responsabilitățile administrative sunt legate, în primul rând, de obligațiile legale referitoare la:

- *relația cu autoritatea competentă/organismul de reglementare (CNCAN)* în ceea ce privește raportările periodice și excepționale/speciale despre asigurarea radioprotecției personalului, populației și mediului înconjurător;
- *asigurarea* supravegherii stării de sănătate a personalului;
- *asigurarea* resurselor materiale și financiare pentru realizarea securității radiologice;
- *furnizarea* echipamentului pentru protecția radiologică, a echipamentului dozimetric și a mijloacelor de control, proporțional cu mărimea riscurilor radiologice;
- *asigurarea* pregătirii profesionale a lucrătorilor și a instruirii periodice pe domeniul securității radiologice (și pe alte domenii și specialități necesare pentru desfășurarea în condiții de securitate a activităților aferente fabricării combustibilului nuclear);
- *educarea personalului* în spiritul unei *culturi de securitate nucleară sănătoase*, în general, și a unei *culturi de radioprotecție*, în special.

4.4. Principiul ALARA

Optimizarea protecției împotriva radiațiilor, în forma cunoscută sub denumirea de *principiul ALARA*, împreună cu *principiul justificării* activității și *principiul limitării* dozelor și riscurilor, formează baza protecției la radiații și securității radiologice pentru oameni (personal, persoane din populație și public) și mediului înconjurător în cazul activităților care implică expunerea la radiații ionizante. Prin definiție, *principiul ALARA* reprezintă optimizarea securității nucleare și a protecției radiologice astfel încât să se asigure că *toate expunerile* sunt menținute la cel mai scăzut nivel rezonabil posibil, luându-se în considerare factorii tehnici, economici și sociali.

4.4.1. Introducerea principiului ALARA și evoluția la FCN Pitești

Pentru prima dată cu principiul ALARA s-a luat contact la certificarea FCN Pitești ca fabricant autorizat de combustibil nuclear de tip CANDU-6 de către firma Zircatec Precision Industries (ZPI) Canada în perioada 1993-1995.

În anii 2010-2011 s-a desfășurat *misiunea SEDO* (Safety Evaluation During Operation) a AIEA și FCN Pitești a fost supusă verificării asupra modului de aplicare a principiului ALARA și a perspectivelor viitoare. În nov. 2015 în *follow up la misiunea SEDO* au putut fi analizate progresele înregistrate de FCN în aplicarea *principiului ALARA*, dar și ce mai trebuie realizat, pe ceea ce să ne concentrăm în continuare, precum și perspectivele în această direcție.

4.4.2. Aplicarea principiului ALARA

Pentru orice operațiune care implică lucrul într-o zonă cu *expunere la radiații ionizante*, principala grijă este aceea de a minimiza *doza efectivă încasată* de lucrători. Pentru a minimiza doza efectivă pe care ar putea să o primească un lucrător, se realizează următorii pași ai *Programului de radioprotecție*, care contribuie la aplicarea principiului ALARA:

- 1) Toate operațiunile din cadrul procesului de fabricație sunt planificate în detaliu, inclusiv prevederea instrumentarului necesar, stabilirea categoriei de acces a lucrătorilor și punctele de intrare/ieșire, timpul de lucru, precum și acțiunile ce vor fi întreprinse în cazul unor evenimente anormale. Aceste activități sunt procedurale și formează baza pentru instrucțiunile de lucru ale operatorilor și pentru măsurile de securitate avute în vedere în realizarea operațiunii respective, afișate la fiecare punct de lucru;
- 2) Lucrătorii sunt instruiți, corespunzător condițiilor reale de lucru, în domeniul protecției radiologice (dar și în alte domenii legate de activitatea desfășurată);
- 3) Spațiul locului de muncă este supravegheat din punct de vedere radiologic (contaminare și câmp de radiații), zonele de lucru sunt identificate, unele prevăd Staționare Limitată (SL) și semnalizate, rezultatele monitorizărilor sunt păstrate, arhivate și raportate părților interesate (CNCAN, Autoritățile locale de mediu și de sănătate). Acestea sunt utile pentru calcularea dozei atribuite unui lucrător și pentru a face comparație cu valorile dozelor încasate și măsurate, pe activități sau zonă de lucru, pe grupuri, cu scopul de a fi îmbunătățite.

Un prim pas în procesul de optimizare a *securității radiologice* din punct de vedere al *protecției la radiații* este stabilirea obiectivelor, enunțate în continuare:

- *asigurarea* funcționării în condiții de securitate a instalațiilor nucleare și a instalațiilor clasice suport care contribuie la realizarea funcțiilor de securitate (de exemplu, ventilația, canalizarea radioactivă, zonarea radiologică, ecluzele, aparatura de monitorizare și control etc.);
- *protejarea* persoanelor expuse profesional, a populației și a mediului înconjurător împotriva radiațiilor ionizante și contaminării radioactive;
- *selectarea* personalului pe criterii de competență și profesionalism și asigurarea unui sistem de instruire permanentă a acestuia;
- *stabilirea* măsurilor preventive necesare pentru diminuarea consecințelor incidentelor nucleare ipotetice sau urgențelor radiologice asupra personalului, populației, mediului înconjurător și instalațiilor.

În cadrul FCN nu există un document separat care să constituie un program ALARA, dar întregul Sistem de Management, prin documentele deja elaborate: MSR și procedurile de radioprotecție și dozimetrie individuală sunt rezultatul aplicării în practica FCN a principiului ALARA. De exemplu datele din programele de supraveghere și monitorizare se analizează lunar, trimestrial, semestrial și anual, pentru a identifica o eventuală tendință de creștere a expunerii la radiații.

4.4.3. Stabilirea Limitelor de doză în cadrul FCN Pitești - conform MSR ediția 2015

Limita de doză pentru expușii profesional	Limita dozei (legală)	Limită administrativă	Indicator de performanță anual	Indicator de performanță lunar
Doza efectivă	20 mSv	15 mSv	10 mSv	1 mSv
Doză echivalentă cristalin	150 mSv	150 mSv	-	-
Doză echivalentă pe piele	500 mSv	500 mSv	-	-
Doză echivalentă la mâini și picioare	500 mSv	500 mSv	-	-

4.4.4. Stabilirea Limitelor pentru public – conform MSR ediția 2015

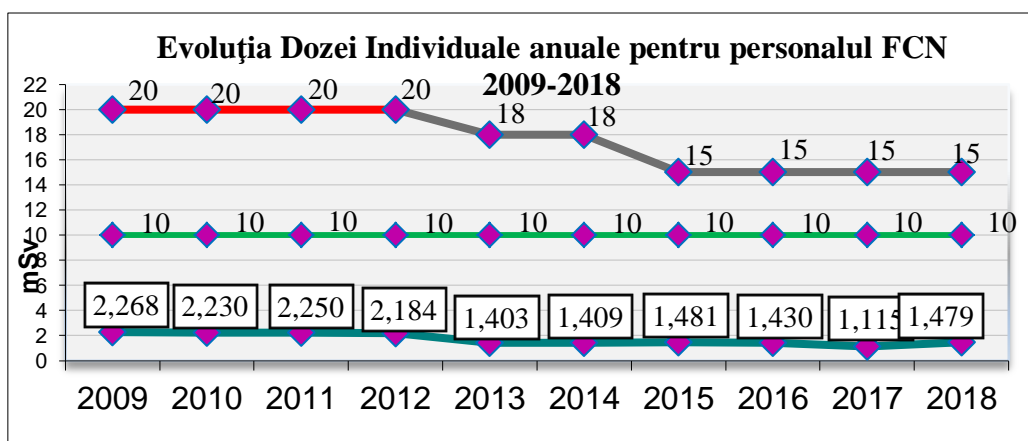
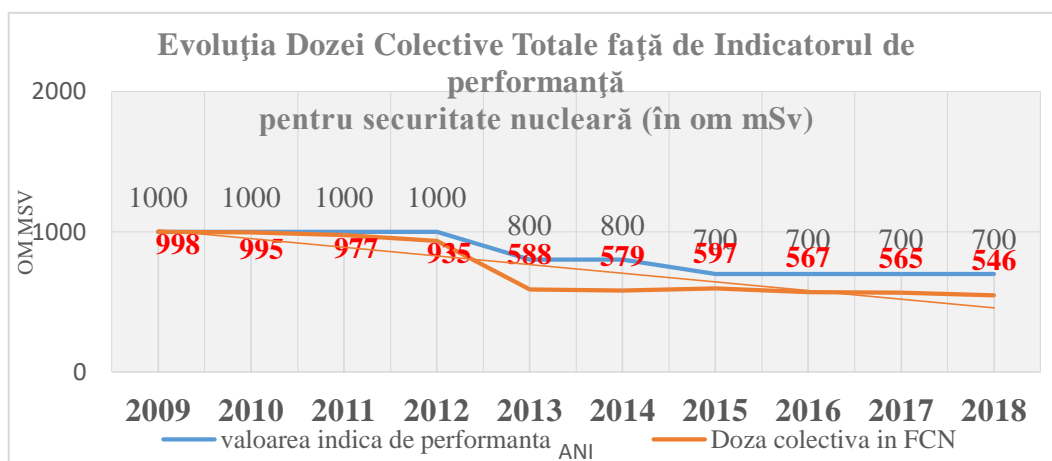
Limita de doză pentru public	Limita dozei (legală)	Limită de control administrativă
Doza efectivă	1 mSv	1 mSv
Doză echivalentă cristalin	15 mSv	15 mSv
Doză echivalentă pe piele	150 mSv	150 mSv
Doză echivalentă la mâini și picioare	150 mSv	150 mSv

4.4.5. Stabilirea Limitelor pentru unii parametri - conform MSR și autorizații CNCAN

Parametru	Din anul 2009	Din anul 2013	Din anul 2015
Doza colectivă din FCN	1000 om mSv	800 om mSv	700 om mSv
Concentrația radioactivă în aer (CR) ca limită de control administrativă (LCA)	2,2 Bq/m ³	2 Bq/m ³	1,8 Bq/m ³
Concentrația radioactivă în aer (CR) ca Nivel de acțiune (NA)	-	NA pentru Secția Pastile 1,5 Bq/m ³ în 2013, pentru Secția Asamblare 0,5 Bq/m ³	NA pentru Secția Pastile 1,2 Bq/m ³ în 2015, pentru Secția Asamblare 0,3 Bq/m ³
Concentrația Uraniului în Efluenții Lichizi Radioactivi	1 mgU/L	0,9 mgU/L	0,9 mgU/L
Volumul de Efluenți Gazoși Radioactivi	2*10 ⁹ m ³	10 ⁹ m ³	10 ⁹ m ³

5. MONITORIZAREA DOZELOR la FCN Pitești în ultimii 10 ani

Anul	Doza colectivă totală	Doza colectivă externă	Doza Colectivă internă	Proc. Dozei colective interne	Indicator de performanță
	om mSv	om mSv	om mSv	%	om mSv
2009	998	895	103	10,32	1000
2010	995	894	101	10,15	1000
2011	977	891	86	8,80	1000
2012	935	874	61	6,52	1000
2013	588	517	61	10,37	800
2014	579	519	60	10,36	800
2015	597	526	71	11,89	700
2016	567	505	62	10,93	700
2017	565	500	65	11,50	700
2018	546	478	68	12,45	700



6. CONCLUZII

Concluzia generală este aceea că în FCN *protecția la radiații ionizante* este eficientă, perfect adaptată specificului unei *instalații de producere a combustibilului nuclear pe bază de uraniu natural* și în conformitate cu cerințele legilor naționale și ale recomandărilor internaționale.

1. Prin aplicarea prevederilor *principiului ALARA dozele colective și cele individuale* au scăzut în ultimii ani.
2. FCN-Pitești a folosit *prevederile ALARA* pentru reducerea dozelor prin :
 - a) Stabilirea și introducerea de *limite, nivele și indicatori de performanță* pentru Securitate nucleară la care să fie raportate dozele măsurate și față de care să se aplice măsurile de respectare a acestora:
 - *reducerea timpului de staționare* în zonele de lucru și în special în zonele cu materiale nucleare aflate în cantitate mare;
 - *folosirea ecranelor de protecție* la stocatoarele de materiale nucleare și la mijloacele de transport a coloanelor de pastile (cărucioare), elemente de CN (tăvi);
 - *transport pneumatic* al pulberii de UO₂ sub vacuum în circuit închis;
 - *folosirea eficientă* a echipamentului individual de protecție (EIP), în special al echipamentului de protecție al căilor respiratorii (EPCR);
 - *funcționarea eficientă și fără întreruperi* a ventilației radioactive;
 - *folosirea indicatoarelor* pentru zonele cu staționare limitată (SL) sau în zonele la care trebuie păstrată distanța față de utilaje și echipamente;
 - *marcarea căilor de acces* în zonele controlate pentru a evita apropierea de stocatoare;
 - *folosirea de aparatura dozimetrică* suplimentară cu semnalizare luminoasă și sonoră.
 - b) Analiza dozelor și concentrațiilor radioactive înregistrate și stabilirea, dacă este cazul, în funcție de tendințe a măsurilor de reducere a acestora.
 - c) S-au stabilit anual *Indicatori de performanță pentru Securitate nucleară* care cuprind indicatori pentru *doze colective și doze individuale*. Datele referitoare la doze, analizate lunar, conduc la atribuirea unei culori **verde**, **galben** sau **roșu** pentru indicator. Situația trimestrială cu analiza respectării *indicatorilor de performanță* se analizează în ședințele CSN al FCN. Analiza este transmisă prin *raportul trimestrial de Oversight al FCN* pentru a fi raportată Comitetului de Oversight (CO) al SNN SA.
3. Misiunile străine prezente în FCN în anii 2011, 2012 și 2015 au apreciat eforturile FCN pentru îmbunătățirea performanței în domeniul *protecției la radiații ionizante* și în aplicarea principiului ALARA.

7. PERSPECTIVE

Înființarea Comitetului ALARA, program ALARA, cultura ALARA

O acțiune aflată în perspectiva imediată a FCN este înființarea *Comitetului ALARA* al FCN care împreună cu Comitetul de Securitate Nucleară (CSN) al FCN să ofere suport tehnic și administrativ legat de aspectele de *protecție împotriva radiațiilor ionizante* din FCN, pentru personal, vizitatori, lucrători externi, populație și mediu. *Comitetul ALARA* va fi responsabil, printre altele, pentru:

- *evaluare ALARA* pe fabrică, grupuri de lucru și activități / locuri de muncă cu predilecție pentru dozele colective și individuale și accent pe doza internă;
- *elaborare, aprobare și evaluare* planuri de acțiune pentru reducerea expunerii la nivelul individului și al grupurilor de lucru.
- *analiza* acelor activități stabilite prin procesul de autoevaluare;
- *stabilire de obiective specifice ALARA* în cadrul Obiectivelor FCN;
- *stabilire și analiza evoluției indicatorilor de performanță* cu aplicare asupra dozelor și expunerii profesionale;
- *colectare, analiză și evaluare* a datelor referitoare la doze (îndeosebi expuneri anormale)
- *autoevaluarea și determinarea eficienței* procesului ALARA;
- *analiza cost - beneficiu* prin aplicarea ALARA;
- *aducerea la cunoștința angajaților* a rezultatelor obținute în aplicarea principiului ALARA în FCN (de ex. prin *Dashboard* ul lunar) și promovarea unei *culturi ALARA*

Comitetul ALARA va asigura respectarea prevederilor programului ALARA stabilit și aprobat de conducerea FCN. *Comitetul ALARA* va avea un *regulament de funcționare*, iar frecvența de întâlnire a *Comitetului ALARA* va fi trimestrială și ori de câte ori este necesar. Compartimentul Oversight al FCN va supraveghea activitatea desfășurată de comitetul ALARA și va beneficia de datele și rezultatele reieșite în urma ședințelor CSN pentru a fi raportate Directorului General al SNN prin *Raportul trimestrial de Oversight al securității nucleare din FCN*.

Comitetul ALARA va raporta directorului FCN, dar va deține autoritatea pentru punerea în aplicare a programului ALARA, astfel încât dozele individuale și colective ale lucrătorilor rezultate la *expunerea la radiații ionizante* să fie păstrate la un nivel cât mai rezonabil de atins.

OPTIMIZAREA ACTIVITĂȚILOR DE RADIOPROTECȚIE ȘI PROTECȚIA MEDIULUI LA ICN PITEȘTI, PRIN APLICAREA PRINCIPIULUI ALARA

C. DULAMA(*cristian.dulama@nuclear.ro*), A. TOMA

Institutul de Cercetări Nucleare - Pitești

Introducere

Succesul în exploatarea unei instalații nucleare depinde de mai mulți factori. Un dintre aceștia este stabilirea și menținerea unui program de radioprotecție efectiv și eficient. Principiile de radioprotecție enunțate și stabilite prin documentul de politică în domeniul siguranței radiologice al unității reprezintă primul pas în dezvoltarea unui astfel de program. Un program de radioprotecție se bazează, în general, pe experiența în exploatarea diferitelor instalații nucleare. El trebuie să țină cont, de asemenea, de recomandările diferitelor organisme internaționale, ca AIEA - Agenția Internațională pentru Energie Atomică, ICRP - International Commission on Radiological Protection și de reglementările naționale specifice.

Programul de Radioprotecție aplicat de ICN stabilește cerințe specifice de radioprotecție aplicabile tuturor activităților, cu surse de radiații, desfășurate în institut, având ca scop protejarea persoanelor expuse profesional, a populației și mediului înconjurător împotriva efectelor nocive ale radiațiilor nucleare.

Programul de radioprotecție ICN a fost implementat odată cu elaborarea Manualului de Radioprotecție, începând cu anul 2003. Conform cerințelor din program, acesta este analizat periodic de către conducerea ICN.

Descrierea Programului de radioprotecție al ICN

Activitățile cu caracter nuclear din institut se desfășoară în conformitate cu prevederile Legii nr. 111/1996 privind desfășurarea în siguranță a activităților nucleare, cu modificările și completările ulterioare. Fiecare unitate nucleară autorizată de CNCAN este prevăzută cu dotările, amenajările și procedurile de lucru necesare pentru respectarea cerințelor legale.

Incinta RATEN ICN Pitești, ce include și spațiul împrejmuit din imediata vecinătate a structurilor obiectivelor și instalațiilor nucleare, este clasificată ca zonă supravegheată incluzând o serie de spații clasificate după cum urmează:

- zona 1 (zona controlată) – conține instalații și echipamente care pot fi surse de expunere la radiații; include spațiile în care accesul personalului este în mod normal interzis din cauza nivelurilor ridicate ale câmpurilor de radiații sau alte contaminări, dar în condiții speciale (cum ar fi intervenții autorizate asupra utilajelor și echipamentelor) accesul poate fi permis numai conform unor proceduri de operare specifice;

- zona 2 (zona controlată) – conține instalații și echipamente care pot fi surse de expunere la radiații; include spații în care accesul personalului este controlat. În mod normal este o zonă lipsită de contaminare, dar poate prezenta contaminare radioactivă, în anumite situații, ca urmare a mișcării personalului și echipamentelor; cuprinde spațiile în care există posibilitatea de expunere externă a personalului, la valori mici. Debitul de doză total în zona 2 trebuie să fie mai mic decât 10 $\mu\text{Sv/h}$, cu excepția cazurilor aprobate, și va trebuie menținut la valori cât mai mici rezonabil de atins.

- Zona 3 (zona controlată) – conține spații pentru staționarea permanentă a personalului expus profesional. În zona 3 nu există instalații care să conțină materiale

radioactive, nu este permisă prezența contaminării radioactive, nu se fac lucrări cu surse de radiații, cu anumite excepții acordate pe bază de aprobare.

- Zona 4 (zona supravegheată) – include toate spațiile în care riscul expunerii la radiații este minim și, din punct de vedere radiologic, este echivalentă cu spațiile publice în care nu este necesar controlul mișcării (circulației) personalului; include spațiul împrejmuit și clădirile auxiliare și este o zonă curată din punct de vedere al contaminării radioactive.

Protecția împotriva radiațiilor se realizează prin instalațiile/sistemele și măsurile stabilite în conformitate cu reglementările CNCAN.

Monitorizarea spațiilor de lucru se bazează pe experiența în exploatare a obiectivelor și instalațiilor proprii precum și a altor locuri de muncă similare. Programul de monitorizare de rutină include:

- Măsurători în zonele controlate:
 - debite de doză gama, beta și neutroni;
 - concentrația de aerosoli (alfa, beta, gama);
 - concentrația de iod în aer;
 - nivelurile de contaminare a suprafețelor (alfa, beta, gama).
- Monitorizarea contaminării personalului.
- Monitorizarea materialelor și echipamentelor.
- Supravegherea câmpurilor de radiații.

În vederea realizării unui management eficient al eliberărilor radioactive în mediu, în cadrul ICN s-a instituit un program de control al efluenților radioactivi pornindu-se de la următoarele considerente:

- Este necesară estimarea dozelor maxime de radiații la care poate fi expusă o persoană din populație ca urmare a eliberărilor de materiale radioactive în mediu, de la instalațiile nucleare ale ICN. Pentru aceasta s-a elaborat un model al transferului radionuclizilor în mediu, ținându-se cont de natura efluenților radioactivi și de căile principale de expunere a populației.

- Limitele derivate de eliberare a efluenților lichizi și gazoși au fost stabilite astfel încât să se asigure că în urma eliberărilor în mediu de materiale radioactive, cu respectarea limitelor derivate, dozele încasate de către grupul cel mai expus să se situeze sub constrângerea de doză stabilită de CNCAN, pentru ICN, sub forma unei fracții subunitare din limita expunerii pentru populație.

- Evacuările reale (de moment) ale efluenților lichizi și gazoși sunt controlate printr-o exploatare atentă a instalațiilor nucleare, în conformitate cu procedurile de operare. Caracteristicile de operare ale instalațiilor nucleare sunt verificate cu atenție, pentru a avea garanția că sistemele funcționează conform specificațiilor. Personalul de radioprotecție ia în permanență măsuri de identificare a căilor posibile de eliberare a efluenților. Tendințele în exploatare sunt fi evaluate și corectate astfel încât dozele încasate de către populație, datorate eliberărilor de efluenți gazoși și lichizi să fie sub 0,09 mSv pe an.

- Monitorizarea se realizează pentru căile semnificative de eliberare a efluenților, folosind echipamente care sunt exploatate de către personalul calificat, conform procedurilor aprobate.

- Echipamentele de monitorizare și cele de laborator sunt calibrate periodic, urmărind standardele naționale de calibrare.

Monitorizarea eficienței și optimizarea Programului de radioprotecție

În cadrul instalațiilor nucleare importante este implementat un sistem de autorizații de lucru în câmp de radiații, ceea ce face ca activitățile desfășurate în prezența câmpurilor de radiații să poată fi planificate, verificate și aprobate la un nivel ierarhic corespunzător înainte de realizarea lor. Pentru lucrările în câmpuri cu niveluri mari de radiații, se stabilește, de

fiecare dată, un plan de lucru, care trebuie să demonstreze modul în care sunt luați în considerare toți factorii care pot influența expunerea la radiații a personalului, astfel încât aceasta să poată fi optimizată în concordanță cu principiul ALARA. Acest proces poate include: măsurări ale câmpurilor de radiații, alocarea de echipamente de protecție, controlul contaminării și expunerii externe, folosirea sculelor și dispozitivelor speciale, proceduri de lucru adaptate activităților desfășurate, proceduri și mijloace pentru pregătire (antrenamente), instruirea lucrătorilor, precum și supravegherea, pe durata desfășurării lucrărilor.

În cadrul celorlalte zone controlate, responsabilii cu securitatea radiologică și șefii de compartimente pot solicita, atunci când este cazul, asistență de specialitate, din partea compartimentului de radioprotecție pentru lucrările cu risc de expunere externă sau contaminare.

În evaluarea performanțelor referitoare la protecția personalului împotriva expunerii la radiații se folosesc o serie de indicatori statistici definiți pentru personalul expus profesional de categorie A, cum ar fi: doza colectivă, valoarea medie a dozei efective individuale, valoarea maximă a dozei efective individuale. Acești indicatori sunt analizați periodic, urmărindu-se tendințele de evoluție. Totodată, în funcție de specificul activităților cu expunere semnificativă la radiații, personalul secțiilor în care sunt organizate zone controlate este sortat în grupuri omogene din punct de vedere statistic, urmărindu-se identificarea unor tendințe de evoluție a parametrilor de mai sus, pentru fiecare grup în parte. Astfel pot fi semnalate, eventuale tendințe de creștere a expunerii personalului, care, în absența unei justificări clare, pe baza lucrărilor autorizate, pot fi atribuite unei eventuale relaxări a măsurilor de radioprotecție.

Pentru exemplificare, sunt prezentate, în continuare, rezultatele analizei anuale, la nivelul întregului personal.

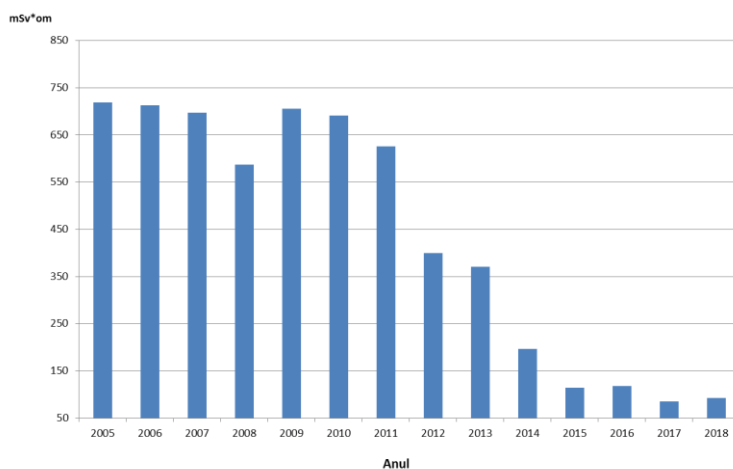


Figura 1. Evoluția dozei colective pentru personalul expus profesional de categoria A din ICN în ultimii 14 ani de exploatare a instalațiilor nucleare de pe amplasament

Așa cum se vede în figura de mai sus, există o scădere semnificativă ale acestui parametru pentru ultimii ani deoarece s-a trecut la monitorizarea individuală cu ajutorul dozimetrelor TLD care au limita de măsură ($30 \mu\text{Sv}$), mult mai scăzută decât cea a dozimetrelor cu film ($100 \mu\text{Sv}$), utilizate până în anul 2015.

Așa cum era de așteptat, în condițiile în care pentru majoritatea expușilor monitorizați se înregistrează ca doză valoarea minim măsurabilă asociată metodei utilizate, există o corelație între variația anuală a dozei efective medii individuale și cea a dozei colective. Chiar dacă nu este un indicator de performanță relevant, faptul că valoarea dozei efective

medii individuale anuale se menține sub 2 mSv arată că programul de radioprotecție este activ și eficient.

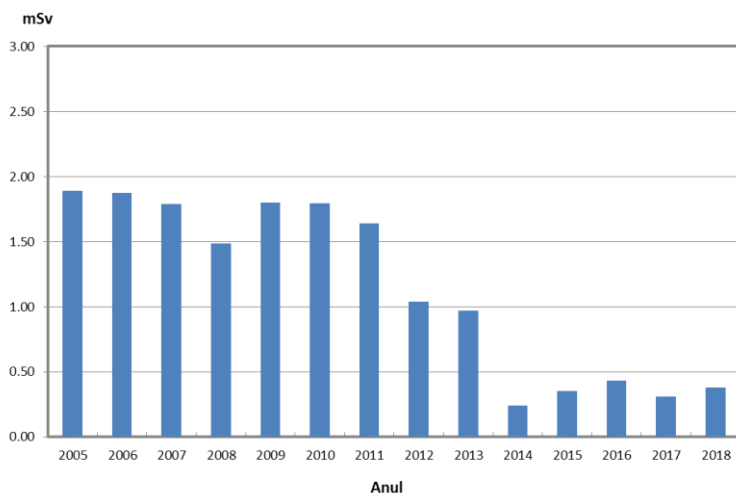


Figura 2. Evoluția valorii dozei medii efective individuale pentru personalul expus profesional de categoria A din ICN

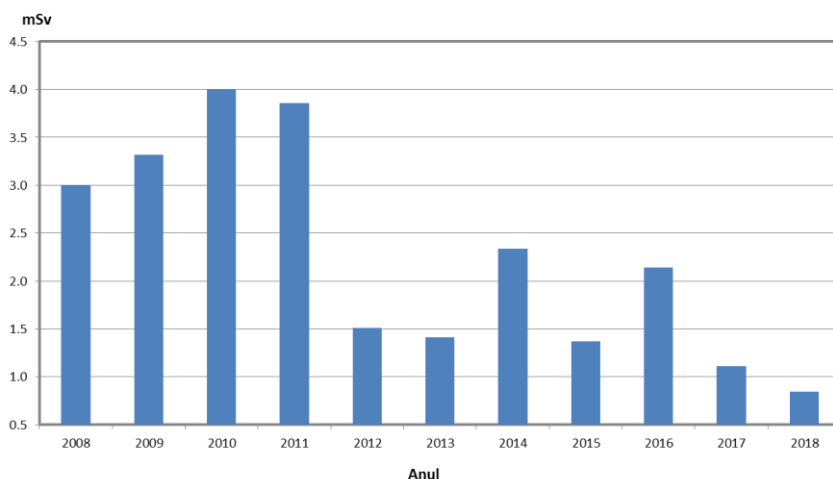


Figura 3. Evoluția valorii dozei maxime efective individuale pentru personalul expus profesional de categoria A din ICN

Important de reținut în urma analizei datelor de mai sus este faptul că valoarea dozei maxime efective individuale pentru personalul expus profesional de categoria A din ICN se menține sub nivelul constrângerii de doză de 6 mSv/an stabilit în cadrul programului de radioprotecție al ICN.

În ceea ce privește limitarea eliberărilor de efluenți radioactivi în mediu, rezultatele monitorizărilor sunt analizate periodic, în raport cu limitele derivate aprobate, urmărindu-se reducerea acestora, în condițiile păstrării specificului activităților nucleare desfășurate. Astfel, efluenții lichizi pot conține, în principal, Co-60 și uraniu natural în concentrații limitate și controlate prin programul de control al efluenților. Pentru exemplificare sunt prezentate, în continuare, rezultatele monitorizării efluenților lichizi și încadrarea acestora în limitele derivate pentru Co-60 și uraniu natural.

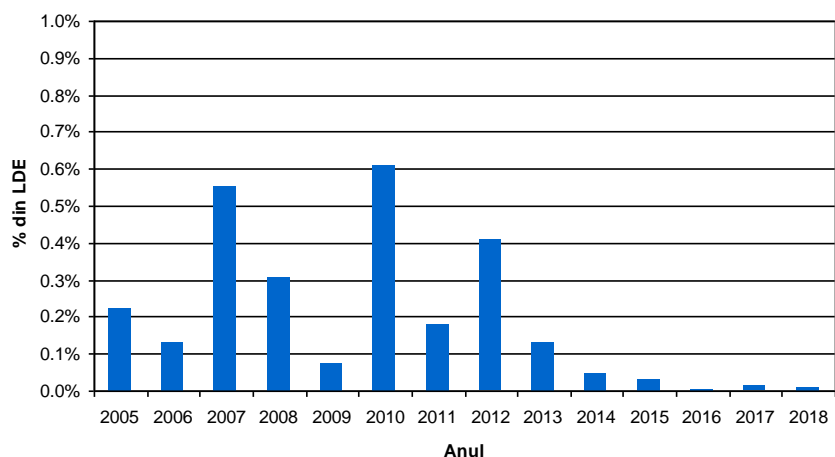


Figura 4. Încadrarea în LDE a activității anuale de Co-60 din efluenții lichizi

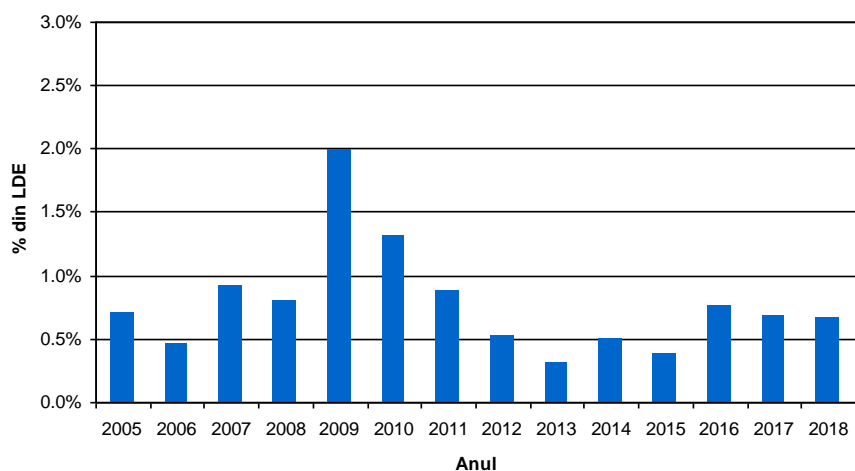


Figura 5. Încadrarea în LDE a cantității anuale de uraniu natural din efluenții lichizi

După cum se poate observa, eliberările de radioactivitate prin intermediul efluenții lichizi sunt menținute la niveluri scăzute, în raport cu limitele autorizate, iar în ceea ce privește radionuclizii caracteristici instalațiilor proprii ale ICN, există o tendință, evidentă, de reducere a activităților anuale eliberate în mediu, ca urmare a intervenției realizate asupra proceselor tehnologice, în scopul optimizării protecției mediului.

Concluzii

În cadrul ICN a fost implementat un program de radioprotecție al cărui principal obiectiv este de a menține sub control expunerea la radiații ionizante a lucrătorilor, mediului și populației, asociată cu desfășurarea activităților nucleare din institut. Programul conține o serie de aranjamente pentru monitorizarea expunerii individuale a lucrătorilor și pentru controlul expunerii și contaminării radioactive în spațiile de lucru. În paralel, pentru limitarea eliberărilor în mediu a materialelor radioactive, a fost implementat un sistem de control al efluenților radioactivi, bazat pe monitorizare și raportare la limitele derivate de eliberare aprobate de CNCAN. Întregul sistem de radioprotecție este evaluat periodic, din punct de vedere al eficacității măsurilor aplicate, urmărindu-se reducerea, pe cât posibil, a expunerii personalului și populației.

SECȚIUNEA 1 - CONTINUARE

Aplicarea principiului ALARA în optimizarea protecției radiologice – noi implementări

V. SIMIONOV și Felicia-Steliana POPESCU

APLICAREA PRINCIPIULUI ALARA ÎN EVALUAREA RISCULUI RADIOLOGIC ÎN DECONTAMINAREA CAMERELOR FIERBINȚI ALE REACTORULUI NUCLEAR VVR-S

C. TUCA(*tuca@nipne.ro*), **A. O. PAVELESCU**

Institutul Național de C&D pentru Fizică și Inginerie Nucleară Horia Hulubei, IFIN-HH

Rezumat:

Lucrarea prezintă aspecte legate de evaluarea dozelor și a riscului asociat pentru lucrătorii implicați în decontaminarea camerelor fierbinți ale Reactorului Nuclear de Cercetare VVR-S al IFIN-HH aflat în proces de dezafectare. Dezafectarea camerelor fierbinți utilizate în perioada de operare a reactorului pentru producția de radioizotopi a constituit unul dintre cele mai riscante procese din punct de vedere radiologic pentru lucrătorii implicați în procesul de dezafectare datorită inventarului de activitate ridicat al deșeurilor radioactive din interiorul acestora. Evaluarea riscului s-a făcut, atât prin metoda clasică, cât și prin metode de calcul numerice. S-a determinat un risc radiologic relativ ridicat ținând cont de faptul că limita de doză pentru expușii profesionali este de 20 mSv/an; 10 μSv/h pentru un timp mediu de lucru de 2000 h/an.

Keywords: Dezafectare, camere fierbinți, risc radiologic

1. Introducere

Reactorul nuclear de cercetare de tip VVR-S al IFIN-HH a fost operat în perioada 1957-1997 la o putere nominală de 2 MW și un flux maxim de neutroni de $2 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \text{ s}$ fără incidente majore. Instalația a fost utilizată în principal pentru producerea de radioizotopi și pentru activități de cercetare în fizică, biofizică și biochimie. Reactorul a produs 9,59 GWd energie termică utilizând apă distilată drept moderator, răcitor și reflector. Reactorul a utilizat combustibil nuclear slab îmbogățit (tip EK-10) 10% cu izotopul ^{235}U și puternic îmbogățit (tip S-36), 36% cu izotopul ^{235}U . Producția de radioizotopi pentru aplicații medicale (^{131}I , ^{99}Mo și ^{198}Au) și industriale (surse de ^{192}Ir pentru gamagrafie și surse de ^{60}Co pentru furnale) s-a desfășurat în camerele fierbinți (CF) ale reactorului. Descrierea pe larg a celor 5 camere și a activităților din perioada de operare este prezentată în lucrarea [1]. În decursul operării, podelele camerelor fierbinți au fost contaminate cu material radioactiv provenit din capsulele iradiate în reactor sau cu lichide radioactive conținute în flacoane de sticlă ca urmare a detașării accidentale a capacelor acestor recipiente [2].

În prezent reactorul se afla în ultima fază a procesului de dezafectare care a început în anul 2010 și se va finaliza în anul 2020. Dezafectarea camerelor fierbinți a debutat în anul 2006 și s-a încheiat în anul 2018. Procesul a constat în evacuarea deșeurilor radioactive din interiorul acestora, aspirarea prafului radioactiv, decontaminarea podelelor și pereților interiori, dezmembrarea și evacuarea echipamentelor. Evacuarea deșeurilor din CF 1, 2 și 3 s-

a făcut cu ajutorul mâinilor mecanice și a unui cărucior de transport. Deșeurile din CF 4 au fost evacuate prin spatele camerei fierbinți deoarece mâinile mecanice din aceasta camera erau nefuncționale. După evacuare, ușile camerelor s-au deschis și s-au făcut măsurători radiologice în interior pentru a putea estima riscurile asociate lucrătorilor care urmau să decontamineze suprafețele interne (podele și pereți).

Pentru o evaluare conservativă a riscurilor asociate lucrătorilor, s-a ales CF nr. 4 deoarece procesul de decontaminare s-a făcut manual.

Procesul de decontaminare s-a desfășurat conform prevederilor principiului 5 „Optimizarea protecției și securității” al IAEA BSS (2014) [3] care menționează faptul că protecția lucrătorilor împotriva riscurilor la radiații trebuie optimizată pentru a oferi cel mai înalt nivel de securitate ce poate fi realizat în mod rezonabil. Securitatea se referă atât la instalația nucleară, lucrători, procesul de gestionare a deșeurilor radioactive, cât la și transportul materialelor radioactive.

Determinarea nivelului de protecție și securitate pentru expușii profesional s-a făcut cu respectarea principiului ALARA (As Low As Reasonably Achievable), ținând cont de mărimea dozelor individuale potențial încasate, numărul de lucrători expuși și de faptul că probabilitatea expunerii trebuie să fie „cât se poate de rezonabilă în raport cu factorii economici și sociali considerați în acest proces”.

Fișa de evaluare ALARA preliminară lucrării s-a întocmit pe baza dozelor estimate ținând cont de limitele specificate în capitolului VI “Aspecte legate de expunerea ocupațională în situații normale și de urgență” ale Directivei 2013/59/ Euratom a Consiliului de stabilire a normelor de securitate de bază privind protecția împotriva pericolelor datorate expunerii la radiații [4] și ale NSR-01 [5], valabilă la data întocmirii Fișei.

„Pentru locurile de muncă în care lucrătorii sunt susceptibili să primească o doză efectivă mai mare de 1 mSv pe an sau o doză echivalentă de 15 mSv pe an pentru cristalin sau 50 mSv pe an pentru piele și extremități, trebuie luate măsuri de protecție adecvate naturii instalațiilor și surselor, precum și amplorii sau naturii riscurilor”. În situațiile de urgență, expunerile profesionale trebuie să rămână dacă este posibil sub valorile limitelor de doză pentru lucrători, în caz contrar se aplică condițiile [4]: a) nivelurile de referință pentru expunerea profesională de urgență se stabilesc, sub o doză efectivă de 100 mSv; b) în situații excepționale, în scopul salvării de vieți, poate fi acceptat un nivel de referință pentru o doză efectivă de radiație externă de peste 100 mSv, dar nu mai mare de 500 mSv pentru lucrătorii care intervin. Lucrătorii întreprind aceste acțiuni în mod voluntar și sunt informați în prealabil cu privire la riscurile de sănătate asociate și măsurile de protecție disponibile”.

2. Metodologia de evaluare a riscului

Evaluarea riscului radiologic pentru lucrătorii care au realizat măsurări preliminare radiologice și decontaminarea podelei CF 4 s-a făcut prin metoda clasică de către Tucă et. al în lucrarea [1]. Evaluarea dozelor s-a făcut ținând cont de activitățile specifice ale radionuclizilor prezenți în punctele fierbinți de pe suprafața podelelor determinate cu metoda gama spectrometrică. Punctele fierbinți au fost identificate prin scanarea contaminării superficiale a podelelor. În acest sens s-au făcut măsurări directe de debit de doză ambientală. Prezenta lucrare evaluează riscul cu ajutorul softului ResRAD dezvoltat de către Argonne National Laboratory, utilizând pentru calculul dozelor o metodă de calcul numerică. Dozele estimate sunt comparate cu cele obținute prin metoda clasică [1].

2.1 Metoda clasică

Riscul radiologic al lucrătorilor a fost evaluat pentru două situații de expunere:

- A. Lucrătorul A care realizează scanarea contaminării superficiale a podelei camerei fierbinți, poziționat la intrarea în cameră la cca. 70 cm de punctul de măsură (vezi Figura 2.1) în direcție orizontală, timp de aproximativ 5 minute.
- B. Lucrătorul B care decontaminează podeaua camerei, situat la aproximativ 45 cm de zona fierbinte, în direcție verticală, timp de expunere aproximativ 12 minute. (vezi Figura 2.2).

Echivalentul dozei ambientale $H^*(10)$ în interiorul camerei fierbinți, s-a măsurat direct utilizând un debitmetrul digital portabil tip Thermo Scientific™ FH 40 G (vezi fig. 2.1). În urmă scanării s-au identificat șapte puncte cu activitate ridicată (vezi fig. 2.2.) în care s-au amplasat detectori termoluminiscenti sensibili la țesutul uman pentru cca. 1 oră. Măsurarea, analiza și evaluarea detectorilor s-a făcut cu sistemul READER-ANALYZER RA-94 TLD în Laboratorul de Dozimetrie Personală și mediu (LDPM) al IFIN-HH. Calculul echivalentului dozei ambientale $H^*(10)$ s-a făcut conform metodologiei prezentate în [1].

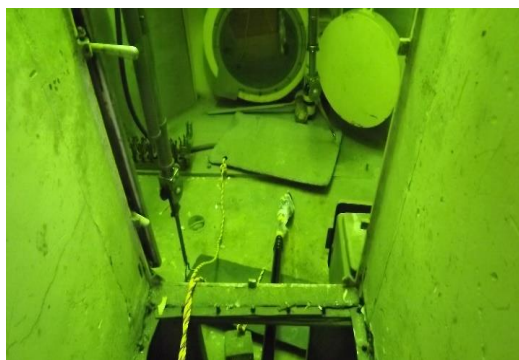


Figura 2.1: Scanarea contaminării superficiale [1]

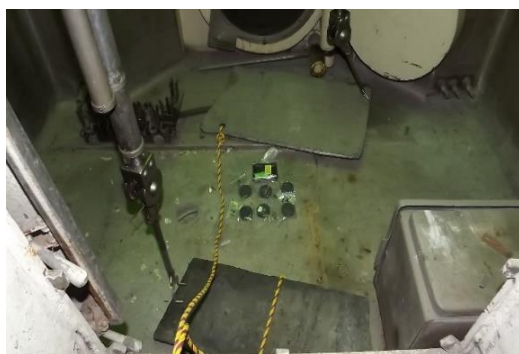


Figura 2.2: Măsurarea debitului de doză ambientală cu detectori termoluminiscenti [1]

Din cele 7 puncte fierbinți s-au prelevat frotiuri pentru determinarea activității superficiale a acestora. Probele au fost măsurate gamma spectrometric în Laboratorul de Caracterizare Radiologică (LCR) al Departamentului de Dezafectare a Reactorului (DDR) [1].

Doza echivalentă penetrantă externă, potențial încasată de un lucrător în timpul unei operații, s-a calculat pentru ambele scenarii pe baza concentrației de activitate din zonele fierbinți. Doza încasată de lucrătorul care scanează contaminarea superficială s-a calculat urmând metodologia de calcul descrisă în lucrarea [1] pe baza următoarelor ipoteze: randamentul de prelevare pentru măsurarea activității este de 10% și întreaga activitate este concentrată în punctul cel mai fierbinte. Evaluarea dozei pentru lucrătorul B care decontaminează podeaua camerei fierbinți s-a făcut pe baza ipotezelor de lucru și a ecuațiilor formulate la primul scenariu [1]. Pentru evaluarea riscului s-a ținut cont de faptul că procesul se executa în trei pași (4 minute fiecare), timp de expunere total 12 minute. La pasul 1 lucrătorul situat la circa 45 cm de suprafața contaminată în direcția orizontală (vezi Figura

2.3) a pulverizat decontaminantul pe podea de la înălțimea de 90 cm. La pasul 2 acesta a răspândit decontaminantul pe suprafața cu o spatulă, de la înălțimea de circa 40 cm, fiind poziționat la 45 cm distanță față de zona contaminată în direcția orizontală (vezi Figura 2.4). La pasul 3 a îndepărtat pelicula de gel. Procesul a avut loc după uscarea decontaminantului la circa 24 ore de la încheierea pasului 2 (vezi Figura 2.5).

În timpul procesului de decontaminare, în aerul din cameră pot fi răspândite particule de praf contaminat. Lucrătorul B poate fi expus datorită inhalării acestora. Doza efectivă internă angajată E(50) s-a estimat presupunând că în aerul din camera fierbinte se distribuie doar 10^{-4} din activitatea totală a podelei și lucrătorul poartă o mască cu filtru având o eficacitate de retenție de 99%. Doza s-a calculat conform metodologiei de calcul din lucrarea [1].



Figura 2.3: *Pulverizare decontaminant [1]*

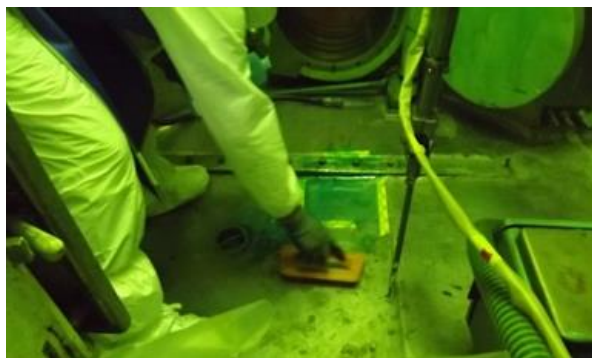


Figura 2.4: *Răspândire decontaminant [1]*



Figura 2.5: *Îndepărtare decontaminant de pe podea [1]*

2.2 Metoda de calcul numeric

Pentru a avea o imagine clară a magnitudinii riscurilor radiologice la care sunt supuși lucrătorii în procesul de decontaminare, dozele s-au estimat ulterior folosind o metodă de calcul numerică. Pentru aceasta s-a utilizat codul de calcul RESRAD-BUILD special conceput pentru a estima dozele și riscurile de radiații provenite de la materialele radioactive reziduale. Acest cod este conceput de Argonne National Laboratory (ANL) pentru evaluarea siturilor contaminate radioactiv și aprobat de către Comisia Națională de Reglementare a Activităților Nucleare a Statelor Unite (NRC) pentru evaluarea dozei de către deținătorii de autorizații implicați în activități de dezafectare. O singură rulare a codului de calcul RESRAD-BUILD poate modela o clădire având maxim trei compartimente, patru tipuri de geometrii ale sursei (punctiformă, liniară, de suprafață și volumică), 10 locații distincte ale surselor și maxim 10 locații ale receptorului. Un compartiment reprezintă o cameră sau mai multe camere situate la același nivel al unei clădiri între care are loc un schimb de aer liber. Codul RESRAD-BUILD poate evalua dozele ținând cont de șapte căi de expunere principale (vezi Figura 2.6) [6]: (1) expunere externă direct de la sursă, (2) expunerea externă de la materialele depozitate pe podea, (3) expunere externă datorată imersiei în aerul contaminat din cameră, (4) inhalarea particulelor radioactive transportate în aer, (5) inhalarea de aerosoli descendenți ai radonului (6) ingestia accidentală de material radioactiv direct de la sursă, (7) ingerarea materialelor depozitate pe suprafețele compartimentelor clădirii.

Doza externă penetrantă ca urmare a expunerii la pereții, tavanele sau podele unui compartiment contaminat este calculată pe baza datelor de intrare cum ar fi: tipul, grosimea și densitatea suprafeței contaminate. Expunerile interne datorate inhalării și ingestiei sunt calculate pe baza unui model de calitate a aerului care ține cont de schimbul de aer între camere și aerul din exteriorul acestora. În funcție de tipul de geometrie al sursei RESRAD BUILD utilizează două modele de expunere directă: i) modelul surselor punctiforme și liniare care reprezintă o metodă simplă de integrare a dozei; ii) modelul surselor de suprafață și volumice, bazat pe tipul de sursă semi-infinită de tip dala care ține cont de corecțiile pentru factorii geometrici. Sursa volumică poate avea până la cinci straturi, oricare dintre acestea putând fi contaminat. Sursa de suprafață este asimilată unei surse volumice de grosime mică (0.01 cm) cu densitate egală cu unitatea.

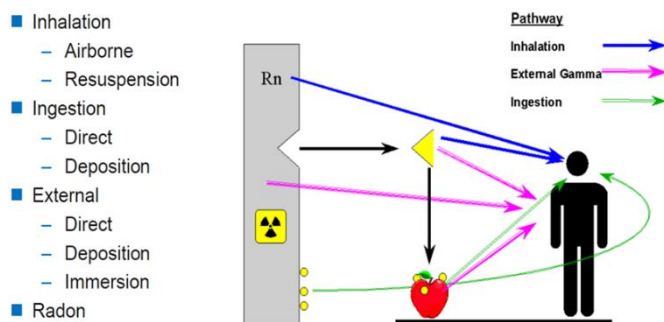


Figura 2.6: Căi de expunere considerate de RESRAD-BUILD [6]

Pentru a evalua expunerea externă a lucrătorului datorată contaminării podelei CF 4 am făcut următoarele considerații: CF 4 reprezintă compartimentul modelat, expunerea este dată de o sursă de suprafață (un cerc cu aria de 2 m²) situată pe podea; sursa este localizată în centrul camerei; există 3 poziții distincte ale receptorului față de sursă, similare cu cele stabilite în pașii de decontaminare descriși în evaluarea clasică; s-au realizat 3 cicluri de decontaminare a câte 12 minute fiecare.

Evaluarea s-a făcut pentru momentul inițial și la 7, 14, 21 respectiv 28 zile de la debutul operației de decontaminare. Poziția receptorilor și a sursei sunt prezentate în Figura 2.7. Parametrii de intrare sunt specificați în tabelul 1.

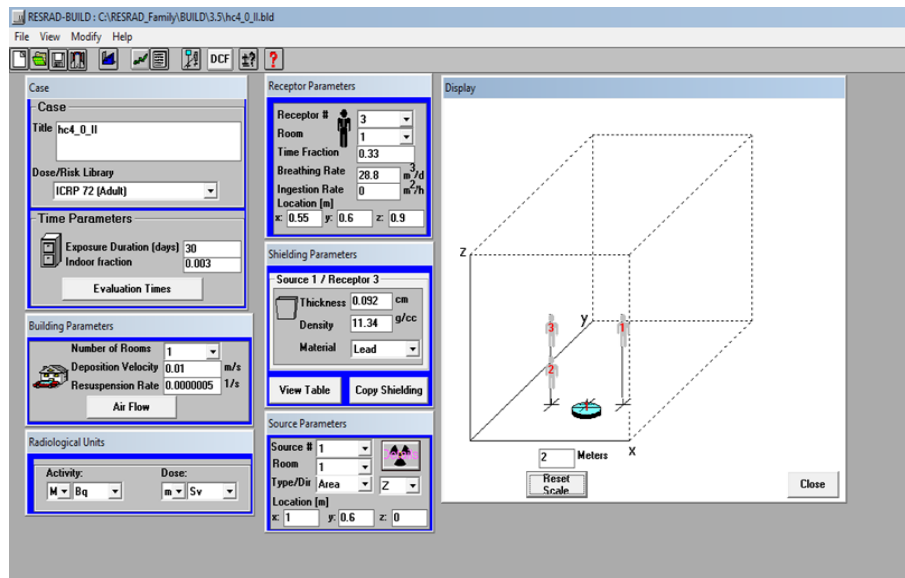


Figura 2.7: Poziția relativă a receptorilor și sursei în procesul de decontaminare

Tabel 1: Parametrii de intrare ai modelului numeric (RESRAD BUILD)

Parametru	Unitate	Dezafectare Clădire	Observații
Durata expunerii	zile (zi)	30,00	Perioada totală de timp considerată de evaluarea dozei, inclusiv intervalele în care receptorii pot lipsi din clădire sau din locația contaminată
Fracția expunerii în interiorul compartimentului	adimensional	0,003	Fracția duratei expunerii unuia sau mai multor receptori în interiorul unei clădiri (timp de lucru/durata expunerii)
Poziția receptorului față de sursă	m	R1 (1,45; 0,60; 0,90); R2 (0,55; 0,60; 0,45); R3 (0,55; 0,40; 0,90)	Poziția receptorului în raport cu centrul sursei
Rata de inhalare a Receptorului	m ³ /zi	28,8	Pentru scenariul de renovare/dezafectare the EPA Exposure Factor Handbook (EPA 1997 [9]) considerată că rata de inhalare este de 1,6 m ³ /h pentru o activitate

			moderata.
Rata de ingestie indirectă a receptorului	m ² /h	0,00001	Datorită protecției asigurate de masca respiratorie
Tipul sursei	–	Superficiala	Geometria sursei
Rata se ingestie directă	1/h (suprafața) g/h (volum)	0,052	Calculată pentru o rată de ingestie implicită de $1,1 \times 10^{-4} \text{ m}^2/\text{h}$, NUREG/CR-5512 pentru scenariul renovare clădiri (Beyeler et al. 1999 [7]). Rata efectivă de transfer din scenariul de renovare a clădirii NUREG / CR-5512 pentru situația de ingerarea a prafului de pe mâini și gură în timpul renovării clădirii (Wernig și colab. 1999 [8]).
Fracția de eliberare în aer a aerosolilor	–	0,0001	Fracția de material îndepărtat mecanic sau erodat care devine aeropurtată. Pentru scenariul dezafectare clădire numai o fracțiune mai mică este respirabilă.
Fracția de îndepărtare	–	NA	10% din contaminare este îndepărtată (NUREG / CR-5512 implicit în scenariul de ocupare a clădirii [10]). Parametrul nu este necesar pentru sursele de volum.
Timpul de îndepărtare al sursei (timpul de viața)	zile	NA	Parametrul nu este necesar pentru sursa de volum.
Rata de eroziune a sursei	cm/zi	0	Datorită timpului foarte scurt al procesului de decontaminare

Doza totală externă potențial încasată $D_n(t)_{iV}$ pe durata expunerii ED , în compartimentul i la momentul de timp t , datorată expunerii lucrătorului la o sursă volumică de grosime mică asimilată unei surse de suprafață ce conține radionuclidul n , se calculează conform ecuației 1, din documentul [6].

$$D(t)_{iV}^n = \left(\frac{ED}{365}\right) F_{in} F_i \overline{C_{sV}^n(t)} DCF_V^n F_G^n \quad (1)$$

unde:

ED = durata expunerii (zile);

365 = factor de conversie al tipului (zile/an);

F_{in} = fracția de timp petrecută în interior;

F_i = fracția de timp petrecută în compartimentul i ;

DCF_V^n = factor de conversie a dozei pentru sursă volumică infinită cf FGR-12 [(mrem/yr)/(pCi/g)];

F_n^G = factor geometric pentru o suprafață finită și un anumit radionuclid n , ce tine cont de grosimea sursei, ecrane, materialul sursă și de poziția receptorului în raport cu sursa;

$\overline{C_{SV}^n(t)}$ = concentrația medie de activitate a sursei volumice (pCi/g) pentru un radionuclid n de-a lungul duratei de expunere, ED , începând cu momentul de timp t .

3. Rezultate

3.1 Modelul clasic

Prin scanarea podelei s-au detectat șapte puncte fierbinți pe o suprafață de aproximativ 2 m^2 . Pentru șase dintre acestea media debitului de doză ambientală este de $15,6 \text{ mSv/h}$ iar în punctul cel mai fierbinte, A_7 , situat la intrarea în CF 4, la aproximativ 70 cm de sursă (poziția lucrătorului) doza este de 400 mSv/h , de cca. 27 de ori mai mare decât media. La măsurările cu dozimetre s-a înregistrat un maxim 782 mSv/h , pentru punctul fierbinte A_7 , media dozei pentru celelalte fiind de $28,6 \text{ mSv/h}$ de aproximativ 27 de ori mai mare. Cel mai important risc pentru lucrătorul care efectuează scanarea contaminării podelei provine de la punctul fierbinte A_7 .

Măsurătorile gamma spectrometrice ale frotiurilor prelevate din cele șapte zone fierbinți au relevat că activitatea ^{60}Co în punctul fierbinte 7 are o valoare de $4,57\text{E}+08 \text{ Bq}$, cu trei ordine de mărime mai mare decât media celorlalte șase puncte, $3,60\text{E}+05\text{Bq}$, confirmând astfel rezultatele măsurătorilor directe. Incertitudine de măsurare a fost cuprinsă în intervalul $10,0 \div 31,7\%$.

Valorile calculate ale debitului de doză externă penetrantă pentru lucrătorul A care scanează suprafața podelei timp de 5 min. , situat la intrarea în camera fierbinte sunt prezentate în Figura 2.8. Doza maximă ce ar putea fi încasată de acesta este de $3,39 \text{ mSv/h}$. Riscul este destul de mare deoarece limita de doză pentru expuși profesional este de 20 mSv/an [5] considerând că se lucrează 2000 de ore pe an ($10 \mu\text{Sv/ora}$). Prin urmare lucrătorul trebuie să lucreze mai puțin de 5.9 ore/an.

Pentru lucrătorul B care decontaminează podeaua camerei fierbinți (timp de lucru 12 minute), debitul de doză total este de $7,97 \text{ mSv/h}$. Riscul este foarte ridicat. Acesta ar trebui să lucreze mai puțin de $2,5$ ore/an în câmp de radiații ionizante.

Doza internă efectiv angajată $E(50)$ pentru lucrătorul B este suficient de mică, maximum de $1,62 \mu\text{Sv}$ înregistrându-se de la punctul cel mai fierbinte A_7 . Putem afirma că iradierea internă a lucrătorului este redusă datorită eficienței ridicate a filtrului.

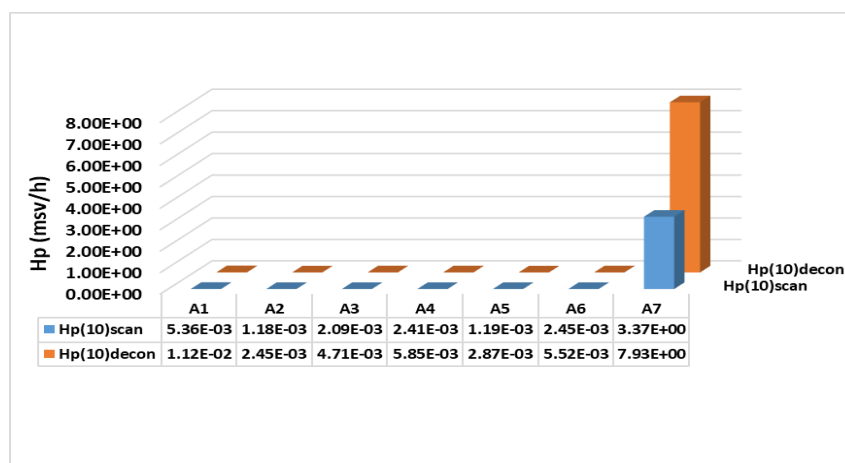


Figura 2.8: Debitul de doză externă penetrantă, modelul clasic

3.1 Modelul numeric

Debitul de doză a fost calculat pentru cei trei receptori atât pentru momentul inițial (ziua în care s-a împrăștiat decontaminantul) cât și la intervale de $7, 14, 21$ respectiv 28 de zile față

de acesta. Pentru cele 4 momente s-a presupus că activitățile remanente de pe podeaua camerei reprezintă 60%, 40%, 25% și respectiv 15% din activitatea inițială A_i .

Având în vedere complexitatea modelului numeric care ia în considerare o serie de parametri (vezi tabelul 1), valoarea debitului de doză estimat cu ajutorul RESRAD BUILD la momentul inițial este de circa 1.5 ori mai mică decât cea estimată clasic (vezi tabelul 2).

Tabel 2: Valorile debitelor de doze obținute cu codul de calcul RESRAD BUILD

	A_i [Bq]	Timp [ani]	Time [zile]	Receptor 1	Receptor 2	Receptor 3	$\dot{H}_p(10)_n$ [mSv/h]	$\dot{H}_p(10)_c$ [mSv/h]
100% A_i	4,57E+09	0	0	1,34E+00	2,86E+00	1,22E+00	5,42E+00	7,97E+00
60 % A_i	2,74E+09	0,019	7	8,04E-01	1,71E+00	7,30E-01	3,24E+00	
40 % A_i	1,10E+09	0,038	14	3,20E-01	6,80E-01	2,91E-01	1,29E+00	
25 % A_i	2,74E+08	0,077	21	7,97E-02	1,70E-01	7,25E-02	3,22E-01	
15% A_i	4,11E+07	0,083	28	1,20E-02	2,54E-02	1,09E-02	4,82E-02	

Așa cum se poate remarca din Figura 2.9, debitele de doză pentru cei trei receptori, scad semnificativ în timp. Cele mai mari valori s-au evidențiat pentru receptorul 2 care a împrăștiat decontaminantul pe suprafața podelei. Acestea sunt de circa 2,1 ori mai mari față de cele încasate de receptorul 1 care spreiază decontaminantul, respectiv de 2,3 ori mai mari față de cele pentru receptorul 3 care îndepărtează pelicula de gel după 24 ore.

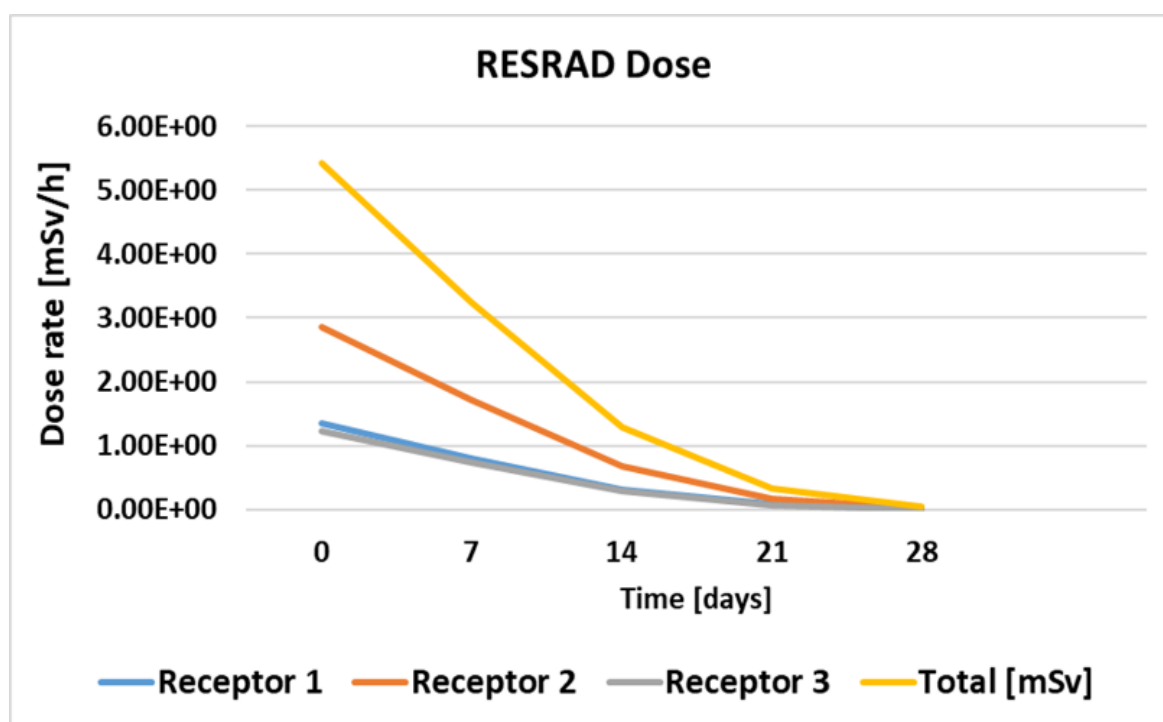


Figura 2.9: Debitul de doză externă penetrantă, modelul numeric

4. Concluzii

Datorită gradului de contaminare ridicat al suprafețelor din CF 4 și a condițiilor de lucru dificile (executarea manuală a operațiilor în spații destul de înguste) riscul radiologic estimat pentru lucrători în cele două situații de expunere este destul de ridicat. Cele două metode (clasică și numerică) utilizate pentru evaluarea riscurilor la care sunt expuși lucrătorii ce

efectuează scanarea contaminării pe podea și decontaminarea celulelor fierbinți sunt adecvate și utile în situații de expunere similare.

Metoda clasică relevă o abordare mai conservativă. Cu toate acestea metoda numerică prezintă un grad de acuratețe mai ridicat, în ceea ce privește estimarea dozelor datorită multitudinii de parametri luați în considerare.

Astfel planul de măsuri ALARA poate fi îmbunătățit și costurile operațiunilor pot fi scăzute datorită unei alocări a resurselor mai bune.

5. Bibliografie

- [1] C. Tuca, R. Deju, A. Zorliu (2017) Radiological risk assessment for hot cell decontamination, Romanian Journal of Physics, 62 (7-8), Article 812, 2017
- [2] V. Popa, M. Dragusin, C. Petran, R. Deju, Decommissioning Plan of VVR-S Nuclear Research Reactor, Revision 12 – Mai 2014.
- [3] IAEA BSS (2014), IAEA SAFETY STANDARDS SERIES No. GSR Part 3 Radiation protection and safety of radiation sources: International Basic Safety Standards General Safety Requirements, Viena 2014
- [4] BSS EU DIR (2013) Council Directive 2013/59/Euratom of 5 December 2013 laying down basic safety standards for protection against the dangers arising from exposure to ionising radiation, and repealing Directives 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom and 2003/122/Euratom, Official Journal of the European Union, Volume 57, January 2014
- [5] NSR-01 (2000) Norme fundamentale de securitate radiologică aprobate prin Ordinul Președintelui CNCAN nr. 14/24.01.2000, publicate în Monitorul Oficial al României Partea I nr. 404 bis /29.08.2000
- [6] User's Manual for RESRAD-BUILD Version 3, Environmental Assessment Division Argonne National Laboratory Operated by The University of Chicago, under Contract W-31-109-Eng-38, for the United States Department of Energy
- [7] Beyeler, W. E., et al., 1999, Residual Radioactive Contamination from Decommissioning; Parameter Analysis, NUREG/CR-5512, Vol. 3, Nuclear Regulatory Commission, Office of Nuclear Regulatory Research, Washington, D.C., Oct.
- [8] Wernig, M. A., et al., 1999, Residual Radioactive Contamination from Decommissioning: User's Manual, NUREG/CR-5512, Vol. 2, Nuclear Regulatory Commission, Office of Nuclear Regulatory Research, Washington, D.C., May.

ASPECTE PRACTICE ALE IMPLEMENTĂRII PRINCIPIULUI ALARA ÎN EXPUNEREA PROFESIONALĂ

Margareta CHERESTES (margareta.cherestes@rodos-lab.ro)
RODOS LABORATORIES, Laboratorul de Dozimetrie Individuală, Măgurele, România

Rezumat

Sistemul de protecție radiologică se bazează pe trei piloni fundamentali: știință, etică și experiență. Bazat pe valori morale, sistemul de protecție radiologică este în permanență revizuit și consolidat, pentru a fi adaptat celor mai noi descoperiri științifice.

Sistemul de protecție radiologică reprezintă așadar un cadru de evaluare care este în permanență îmbunătățit și care ține cont de valori morale fundamentale: facerea binelui și evitarea facerii răului, respectul demnității umane, bunăstarea generală, dreptatea.

Una dintre definițiile protecției radiologice este dată de Lauriston S. Taylor, membru fondator al Comisiei Internaționale de Protecție Radiologică (ICRP) care spune că: ”Protecția împotriva radiațiilor nu este doar o chestiune de știință, ci reprezintă o problemă de filozofie, de moralitate și de mare înțelepciune.”

În centrul acestui sistem de protecție radiologică se află principiul ALARA, care este privit ca un proces iterativ, orientat spre prevenirea expunerilor înainte de posibila lor apariție și care reprezintă un proces continuu, care trebuie să țină cont de experiențele acumulate și de feedback dar și de evoluțiile tehnice și socio-economice.

Lucrarea de față își propune o trecere în revistă a modului în care au evoluat recomandările și cerințele cu privire la expunerea profesională, în scopul de a evidenția aspectele practice ale implementării principiului ALARA în expunerea profesională.

1. Principiile sistemului de protecție radiologică

Binecunoscutele principii ale protecției radiologice sunt: justificarea – prin aplicarea căruia se asigură că orice decizie care modifică situația de expunere la radiații ar trebui să facă mai mult bine decât rău, optimizarea – care menține probabilitatea de apariție a expunerii, numărul persoanelor expuse și mărimea dozelor individuale la un nivel atât de scăzut cât este rezonabil posibil, luând în considerare factorii economici și sociali și limitarea dozelor – prin care doza totală primită de o persoană în situațiile de expunere planificată trebuie să nu depășească limitele de doză stabilite. Justificarea și Optimizarea reprezintă principii asociate surselor de radiații și stabilesc restricțiile asociate surselor în scopul de a proteja persoanele, în timp ce principiul limitării dozelor reprezintă un principiu asociat lucrătorului expus, stabilind așadar restricții asociate persoanei, în scopul protejării acesteia.

Limitarea dozelor se aplică doar în situațiile de expunere planificată, spre deosebire de principiile justificării și optimizării care se aplică în toate situațiile de expunere (planificată, existentă sau de urgență). Prin aplicarea acestor principii se urmărește protejarea sănătății umane, prin prevenirea efectelor deterministice și reducerea rezonabilă și realizabilă a riscului de apariție al efectelor stocastice.

2. Principiul ALARA

Principiul ALARA reprezintă punctul central al protecției împotriva radiațiilor și reprezintă consecința directă a abordării modelului LNT (modelul liniar fără prag) folosit pentru estimarea efectelor stocastice. Modelul LNT este considerat ca fiind cea mai bună abordare practică a evaluării riscului și o bază prudentă pentru protecția radiologică la doze mici.

Ideile centrale ale modelului LNT sunt următoarele:

- este imposibil să se facă o distincție clară între "sigur" și "periculos" atunci când vorbim despre riscul la doze mici de radiație
- orice risc, chiar și foarte mic, trebuie să fie asumat și trebuie să fie stabilit un nivel de protecție acceptabil
- un increment al dozei induce un increment proporțional al riscului, de aceea dozele pot fi considerate ca fiind aditive.

Formularea principiului ALARA a evoluat de la o publicație ICRP la alta, dar a integrat în permanență întrebarea: "Cât de mult trebuie redus riscul expunerii la radiații?"

Dacă la începuturile sale, ICRP a propus o filosofie bazată pe un nivel de risc minim sau chiar zero, recomandarea a evoluat de la "reducerea dozelor la cel mai mic nivel posibil" [1] la "cât mai puțin posibil" [2], după care la "luând în considerație factorii economici și sociali" [3], și ajungând în cele din urmă la exprimarea cunoscută în prezent: "atât de scăzut cât este rezonabil posibil" [4], cunoscută sub acronimul ALARA.

Cele două expresii "ALARA" și optimizarea protecției sunt sinonime și interschimbabile [5]. Așadar obiectivul implementării principiului ALARA îl reprezintă atingerea unui nivel de risc „acceptabil”, sub limita de doză care reprezintă limita superioară a nivelului de risc „tolerabil”. În consecință, principiul ALARA reprezintă o obligație a mijloacelor, iar nu o obligație a rezultatelor, în sensul că rezultatul implementării ALARA depinde de procesele, procedurile și judecățile implicate. Nivelul acceptabil de risc va depinde întotdeauna de situația de expunere precum și de considerațiile sociale și economice.

3. Implementarea principiului ALARA – părți interesate

Eficacitatea sistemului de protecție radiologică orientat către ALARA depinde de implicarea și participarea părților interesate. Câteva exemple de părți interesate și responsabilități lor în procesul ALARA sunt prezentate mai jos:

- Autoritatea competentă – care este responsabilă cu reglementarea, autorizarea și controlul activităților nucleare
- Întreprinderile (titularii de autorizație) – care sunt responsabile de asigurarea resurselor, instruirea personalului, stabilirea și punerea în aplicare a unui sistem de protecție împotriva radiațiilor și care trebuie să demonstreze angajamentul față de ALARA
- Lucrătorii (persoanele expuse profesional) – care trebuie să fie conștiente de rolul și îndatoririle pe care le au și conștientizând aceste roluri, să acționeze în consecință.
- Producătorii și furnizorii de echipamente și servicii – care trebuie să se asigure că instalațiile și echipamentele furnizate țin cont de optimizarea protecției pe întreg ciclul de viață (instalare, operare, demontare).
- Profesioniștii în domeniul protecției împotriva radiațiilor – care sunt responsabili de proiectarea, stabilirea, implementarea și supravegherea sistemelor de protecție împotriva radiațiilor și care, prin colectarea înregistrărilor adecvate, conduc la experiențe și feed-back care se transformă, adecvat și firesc, în lecții învățate.
- Asociațiile profesionale – cu rol în diseminarea culturii ALARA prin furnizarea unui forum pentru schimbul de experiențe.

4. Expunerea profesională. Dozele primite în expunerea profesională

În expunerea profesională, principiul ALARA este aplicat de zeci de ani, ceea ce a condus la reducerea semnificativă a dozelor individuale și a dozelor colective. Rezultatele provenite din procesul de monitorizare dozimetrică furnizează informații care conduc la optimizarea protecției radiologice la radiații și certifică faptul că nu sunt depășite limitele de doză.

În prezent, dozele la nivelul întregului organism provenite din expunerea externă au valori foarte mici. Situațiile care conduc la depășiri ale limitelor de doză se datorează în principal

erorilor umane sau expunerilor intenționate ale dozimetrelor individuale, în scopul verificării corectitudinii evaluărilor de doză.

Dar nu a fost dintotdeauna așa. De aceea consider util și necesar să aruncăm o scurtă privire către începuturi, pentru a ne reaminti complexitatea drumului care a fost străbătut în ultima sută de ani.

4.1. Evoluția descoperirilor științifice și efectele asupra sănătății.

În anul în care împlinea 50 de ani, Röntgen a descoperit radiațiile X. Și-a anunțat descoperirea câteva săptămâni mai târziu, în preajma Crăciunului. Era anul 1895.

Lumea medicală a înțeles imediat imensul beneficiu pe care folosirea radiațiilor îl va aduce în medicină. În mai puțin de 1 an însă, apar primele cazuri de deteriorări ale țesuturilor ca urmare a expunerii la radiații și astfel primele informații cu privire la efectele expunerii la radiații apar în literatura de specialitate.

Apoi Becquerel a descoperit radioactivitatea (în 1896), iar Marie Curie a descoperit Radiul (în 1898). Ideea de a trata țesuturile canceroase prin expunerea la radiații a condus la primele cazuri de radioterapie a cancerului [6]. Era anul 1899.

În următorii 10 ani, numeroase lucrări referitoare la deteriorarea țesuturilor au fost publicate.

Au trecut însă 30 de ani până când, în anul 1925, a fost organizat primul Congres Internațional de Radiologie în care s-a discutat despre necesitatea unui Comitet de Protecție. Acest Comitet a luat ființă la Stockholm în 1928 și a condus la nașterea actualei Comisii Internaționale pentru Protecție Radiologică.

Primele recomandări cu privire la protecția împotriva radiațiilor se bazau pe informațiile că radiațiile pot produce leziuni la nivelul țesuturilor superficiale, tulburări ale organelor interne și posibile modificări ale sângelui, de aceea recomandările au constatat în vacanțe prelungite și limitarea programului de lucru, fără însă a fi propusă vreo limitare a dozei. O estimare a dozelor permise de personalul medical la acea vreme a fost făcută de Lindell [7] care a estimat că dozele anuale ar fi putut fi în jur de 1000 mSv.

Curând însă s-a dovedit că efectele radiațiilor asupra sănătății pot fi și letale.

În 1936, German Roentgen Society va ridica un monument al "martirilor razelor X și ai Radiului", pentru a celebra numele câtorva sute de personalități, medici sau cercetători care au plătit cu viața prețul activităților lor inovatoare.

4.2. Cum au evoluat limitele de doză în expunerea profesională. Primele recomandări ale ICRP

În 1934, pe baza informațiilor disponibile la acel moment, se credea că o persoană cu o sănătate "normală" poate tolera o expunere la 0,2 Roentgen/zi, ceea ce ar corespunde unei doze efective anuale de aproximativ 500 mSv. Aceste condiții de muncă erau considerate ca fiind "satisfăcătoare". A urmat apoi cel de-al doilea război mondial, care a condus la sistarea oricăror întâlniri de lucru. Doar doi dintre membrii fondatori au supraviețuit războiului: Lauriston Taylor (a cărui definiție cu privire la protecția radiologică se află în rezumatul prezentei lucrări) și Rolf Sievert.

Prima întâlnire postbelică a Comisiei a avut loc în 1950, iar recomandarea cu privire la doza anuală a fost de 150 mSv. Limita anterior stabilită a fost considerată ca fiind "prea aproape de pragul probabil pentru efecte adverse".

Între 1977-1981, Comisia și-a propus misiunea de a evalua riscul și severitatea efectelor stocastice, pentru că deja se vehicula ideea că e posibil ca pentru efectele stocastice să nu existe o valoare prag. Limita anuală de doză efectivă a fost scăzută la 50 mSv și Comisia a început să lucreze la stabilirea limitelor de doză pentru expunerile interne, dar și a limitelor de doză din expunerile parțiale ale organismului (considerate la acel moment ca limite secundare pentru iradierea externă).

Din 1990, limita anuală de doză efectivă este de 20 mSv și a fost introdusă limita de doză echivalentă la piele/extremități de 500 mSv și de 150 mSv pentru cristalin.

În aprilie 2011, ICRP recomandă scăderea dozei la cristalin de la 150 mSv la 20 mSv [8], iar în decembrie 2013 apare Directiva 59/EURATOM ale cărei cerințe se regăsesc în Normele privind cerințele de bază de securitate radiologică, publicate în iunie 2018.

4.3. Care este situația dozelor primite în prezent în expunerea profesională?

Privind cu ochii de astăzi, dozele primite acum un secol de către persoanele expuse profesional erau extrem de ridicate. În prezent sunt monitorizate atât dozele la nivelul întregului organism (din expunerea externă și internă) cât și dozele primite în cazul expunerilor parțiale la radiații (la nivelul cristalinului și la nivelul mâinilor).

Astăzi, în marea lor majoritate, dozele la nivelul întregului organism provenite din expunerea externă au valori foarte mici, situate în jurul nivelului fondului natural de radiații. Dacă se întâmplă ca dozele primite de dozimetrele individuale să aibă valori mai ridicate (peste 1mSv/lună), acest fapt se datorează în principal erorilor umane și nerespectării procedurilor de lucru.

Există desigur și activitățile cu risc crescut, în care pot fi așteptate doze semnificative, dar principalul factor care contribuie la creșterea valorilor de doză îl reprezintă factorul uman.

La nivelul extremităților și la nivelul ochiului, dozele primite pot avea valori care în unele situații pot conduce la depășiri ale limitelor de doză anuale. Cristalinul, un subiect de interes crescut în ultima vreme, poate primi valori de doză de ordinul mSv. Mai multe țări din Europa au raportat valori ale dozei echivalente la nivelul cristalinului cuprinse între 4 mSv și 6 mSv [9]. În România, cea mai mare doză la nivelul cristalinului a fost de 4,9 mSv/lună [10].

4.4. Cum se aplică ALARA în expunerea profesională?

În procesul de optimizare a protecției împotriva radiațiilor se folosesc așa-numitele instrumente ALARA. Câteva exemple de instrumente ALARA sunt: evaluarea de risc și abordarea predictivă (în scopul de a detecta și corecta eventualele probele înainte ca acestea să apară), monitorizările individuale și monitorizările locurilor de muncă, constrângerile de doză, experiențele acumulate și feed-back-ul, alte echipamente de protecție care conduc nu numai la respectarea limitelor de doză dar mențin dozele la un nivel cât mai rezonabil realizabil posibil.

Folosirea constrângerilor de doză, ca instrument de optimizare, implică o serie de întrebări din care voi da doar câteva exemple:

- Care sunt beneficiile așteptate de la constrângerile de doză în respectivul proces de optimizare?
- Cum sunt echilibrate constrângerile de doză cu managementul altor riscuri existente la locul de muncă?
- Pot constrângerile de doză să conducă la îmbunătățirea standardelor de lucru sau vor fi interpretate greșit, ca un fel de "a doua limită a dozei, dar mai mică", ceea ce ar conduce la o reducere nejustificată a limitei de doză anuale? Constrângerile de doză, ca instrumente de optimizare, trebuie să pună în balanță, pe un taler, evaluarea riscului și implicit a detrimentului, iar pe celălalt taler trebuie să pună în balanță factorii economici și sociali. Optimizarea nu înseamnă reducerea dozelor cu orice cost, deoarece resursele nu sunt niciodată infinite.

5. Cum au răspuns producătorii de echipamente provocării ALARA

5.1. Echipamentele radiologice

Știm cu toții că progresul tehnologic a cunoscut creșteri spectaculoase față de începutul de secol XX, iar echipamentele radiologice folosite în prezent confirmă acest fapt. În prezent,

echipamentele radiologice folosite în domeniul medical nu pot fi utilizate dacă nu demonstrează îndeplinirea criteriilor de acceptabilitate [11].

5.2. Dozimetrele individuale

Dozimetrele individuale s-au dezvoltat mai lent decât echipamentele și instalațiile radiologice.

În România, primul tip de dozimetru a fost dozimetrul fotografic (film + casetă), iar monitorizarea dozelor la nivelul întregului organism a început în anii '60. Doza primită de film era proporțională cu densitatea optică de înnegrire a filmului.

Apoi au fost folosite dozimetre termoluminescente, dezvoltate tehnologic începând din anii '80. Această metodă este cunoscută sub numele de luminescență stimulată termic. Doza de radiație primită de dozimetru este proporțională cu cantitatea de semnal dozimetric.

Apariția ulterioară a dozimetrele electronice individuale a fost extrem de utilă datorită citirii directe și existenței pragului de alarmare la depășirea unei valori prestabilite a debitului de doză. E adevărat că în câmpuri pulsatorii dozimetrul electronic încă subvaluează valoarea dozei, dar în prezent se lucrează intensiv la îmbunătățirea performanțelor electronicii aferente acestor dozimetre, pentru a putea prelua pulsurile de timp foarte scăzut.

Cea mai nouă metodă dozimetrică este metoda luminescenței stimulate optic. Principalul avantaj al acestei metode constă în faptul că doza poate fi evaluată pe baza probelor de semnal dozimetric. Aceste probe sunt ne semnificative cantitativ față de mărimea semnalului acumulat în dozimetru ceea ce oferă un salt calitativ în procesul de măsurare. Față de metoda luminescenței stimulate termic, în care prin stimularea termică (încălzire) se extrage tot semnalul din dozimetru - ceea ce conduce la imposibilitatea reluării procesului de măsurare, în cazul luminescenței stimulate optic, analiza probelor de semnal nu conduce la pierderea informațiilor înregistrate de dozimetru, deci procesul de măsurare poate fi reluat în cazul în care se consideră necesar acest lucru (de ex. în cazul expunerilor accidentale).

Ar fi poate de menționat aici că reducerea dozelor individuale ca urmare a implementării eficiente a principiului ALARA a condus la creșterea neîncrederii lucrătorilor expuși în rezultatele monitorizării dozimetrice individuale.

Deoarece în marea lor majoritate, dozele raportate de laboratoarele de dozimetrie se situează în jurul limitei de detecție a dozimetrele individuale, o parte din persoanele expuse profesional consideră că acest fapt nu este o consecință directă a implementării măsurilor de protecție, cât mai degrabă un semn că laboratoarele de dozimetrie nu își fac treaba corespunzător. Există situații în care, în instituții medicale importante, unele persoane expuse profesional aleg să nu își poarte dozimetrul, ca urmare a faptului că valorile de doză pe care le primesc sunt atât de mici, încât "cu siguranță", dozimetrul purtat nu este interpretat corespunzător.

O conștientizare a faptului că optimizarea protecției a condus la roadele scontate și că prin dozimetria individuală se urmărește monitorizarea *riscului* ca persoana să primească doze semnificative ar fi necesară și de dorit.

6. Concluzii

Dezvoltarea cunoștințelor științifice, progresul tehnologic, conștientizarea riscului, toate acestea conduc către nevoia diseminării culturii ALARA. Procesul ALARA este un proces continuu și iterativ, care trebuie privit în sensul larg descris de ICRP care consideră optimizarea ca fiind "un cadru al minții, în care se pune întotdeauna întrebarea dacă se acționează în cel mai potrivit mod, ținând cont de circumstanțele predominante".

Bibliografie

1. ICRP, 1955. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection (Revised December 1, 1954). Br. J. Radiol. (Suppl. 6).
2. ICRP, 1959. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 1, Pergamon Press, Oxford
3. ICRP, 1966. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 9, Pergamon Press, Oxford
4. ICRP, 1991. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 60
5. ICRP, 1985. A Compilation of the Major Concepts and Quantities in Use by ICRP. ICRP Publication 42. Ann. ICRP 14
6. ICRP, 2001. The History of ICRP and the Evolution of its Policies. ICRP Publication 109
7. Lindell B., Personal Communication
8. ICRP, 2011. ICRP Statement on Tissue Reactions / Early and Late Effects of Radiation in Normal Tissues and Organs – Threshold Doses for Tissue Reactions in a Radiation Protection Context, Publication 118
9. International Conference on Individual Monitoring, Bruges, 2015
10. Conferința Națională a Societății Române de Radioprotecție, București
11. European Commission, Radiation Protection RP162. Criteria for Acceptability of Medical Radiological Equipment used in Diagnostic Radiology, Nuclear Medicine and Radiotherapy

IMPLEMENTAREA PRINCIPIULUI ALARA ÎN CONTROLUL / PREVENIREA / DIMINUAREA EXPUNERII LA SURSELE NATURALE DE RADIAȚII, INCLUSIV RADON

Liuba COREȚCHI (*coretchiliuba@gmail.com*), **I. BAHNAREL**, **Angela CĂPĂȚÎNĂ**, **Mariana GÎNCU**, **Alexandra COJOCARI**, **V. BĂLĂNEL**,
Olga GERMAN *

• Agenția Națională pentru Sănătatea Publică, Chișinău, Republica Moldova

• Agenția Internațională pentru Energie Atomică, Viena, Austria

Rezumat

În lucrare sunt prezentate rezultatele principale ale cercetărilor monitoringului concentrațiilor de radon în încăperi, sol și apă potabilă pe teritoriul Republicii Moldovei, efectuat prin măsurători în baza utilizării detectorilor activi: Radonometru RTM 1688-2. Au fost depistate valorile medii ale concentrațiilor de radon pentru locuințe, locuri de muncă, beciuri, clădiri publice (școli și grădinițe), galerii subterane/cariere de extragere a pietrei. Rezultatele atestă influența factorilor climatici (temperatura și umiditatea) asupra concentrației de radon, cât și a celor geologici. S-a studiat interacțiunea concentrației de radon cu dezvoltarea maladiilor oncologice, inclusiv cancerul bronhopulmonar. În baza rezultatelor obținute au fost elaborate măsuri de control/prevenire/diminuare a expunerii populației la surse naturale de radiații, inclusiv radon: Strategia Națională și Planul de acțiuni.

Introducere.

Protecția populației și a lucrătorilor de risc pentru sănătate datorat expunerii la radon și produsele sale de dezintegrare în locuințe și locuri de muncă necesită diferite acțiuni și implică numeroase instituții, atât naționale, cât și regionale/internaționale. În acest sens o serie de proiecte naționale în majoritatea țărilor UE au fost realizate în vederea elaborării/implementării Strategiei și Planului național de control/diminuare/prevenire a expunerii la radiații naturale, inclusiv radon [1-4].

În controlul expunerii populației/lucrătorului la radon este necesar de respectat normele radioprotecției – principiul ALARA (*As Low As Reasonably Achievable*). Aceasta însemna: construirea caselor noi cu radiații naturale rezonabil diminuate; evitarea construirii clădirilor noi cu concentrații de radon mai mari decât nivelurile de referință naționale; controlul obligatoriu a tuturor surselor de radon – radon în gazul de sol, materiale de construcții, în apă, în case/blocuri de locuit, în interiorul edificiilor de menire social-culturală și industrială.

Pentru clădirile existente este necesar de găsit posibilități de diminuare a radonului interior: reconstrucția clădirii; vânzare/cumpărare; închirieri de apartamente; clădiri în interes public (școli, grădinițe) [5-7].

Pentru a obține reducerea concentrației de radon în interior și a cancerului pulmonar în țară este o cale foarte lungă. Dar, proprietarul casei ar trebui să dețină informații corecte despre concentrația de radon, care ar putea să-l ajute să facă tot ce este posibil, în caz dacă aceasta este mărită.

Implementarea în cadrul reglementării (legislației), inclusiv măsuri de control și reducere a expunerii la radon, este o sarcină dificilă. Depinde de determinarea circumstanțelor în care aceste măsuri trebuie să fie obligatorii sau voluntare (cine trebuie să efectueze măsurători, când?), începând cu etapa selectării terenului sub construcția planificată.

În casele noi construite, este oportun să se introducă măsuri preventive obligatorii împotriva expunerii la radon, începând cu etapa selectării terenului sub construcția planificată. În cazul locuințelor private existente, aplicarea unor acțiuni de corecție este dificilă, chiar și în cazul concentrațiilor foarte mari ale radonului (disponibil: procesul de vânzare-cumpărare, închirierea locuinței, reconstrucția), sprijinul financiar pentru acțiunile de corecție poate fi o alternativă mai adecvată în astfel de cazuri.

Scopul lucrării a constat în monitorizarea concentrațiilor de radon în locuințe, ape și soluri pe teritoriul Republicii Moldova și elaborarea măsurilor de control/prevenire/diminuare a expunerii populației la surse naturale de radiații, inclusiv radon.

Material și metode

Metoda de determinare a concentrațiilor de radon în componentele mediului ambiant.

Pentru efectuarea măsurătorilor concentrațiilor de radon și a descendenților săi de viață scurtă: ^{220}Rn , ^{218}Po , ^{214}Pb , ^{214}Bi și ^{214}Po în principalele componente ale mediului ambiant a fost utilizat dispozitivul german – Radonometru RTM 1688-2 (Figura 1).



Fig. 1. Radonometru RTM 1688-2.

Aparatul RTM 1688-2 dispune de mecanismul de pompare a aerului în regim continuu, prin intermediul unei pompe încorporate, care activează într-un regim de activitate de 30 minute, cu un interval de măsurare de 5-9 ore pentru un punct de efectuare a măsurătorilor în scopul determinării concentrației de ^{222}Rn . Concentrația ^{222}Rn și descendenților săi de viață scurtă, măsurată de către aparat, se efectuează cu ajutorul senzorilor specifici, sensibili la radiația *alfa* prin efectuarea analizei cantitative a produșilor de dezintegrare de viață scurtă, în camera de ionizare.

Prelucrarea statistică a datelor. Analiza datelor a fost realizată utilizând prelucrarea statistică computerizată în baza programelor computerizate Microsoft Excel 2010, STATISTICA 7.0. și Epi Info 7. S-a utilizat metoda de comparație cu calcularea erorilor standard; a intervalelor de încredere cu aprecierea diferențelor dintre lotul experimental și martor după criteriile „t - Student” și pragul de semnificație „P”, cu calcularea riscurilor, unde a fost necesar. Pentru evaluarea impactului social a fost calculat indicatorul DALY. Dendrogramele și scanarea multidimensională s-au efectuat în baza matriței distanței euclidiene și a clusterizării UPGMA.

Rezultate și discuții

1. Măsurarea concentrațiilor de radon în interior.

Măsurarea Radonului în interior s-a efectuat în diferite zone ale țării, randomizat, utilizând două metode: prin utilizarea detectorilor pasivi de Radon (RAMARN) și prin

utilizarea aparatului de măsurare activă – RTM-1688. Utilizând un sistem procedural, standardizat care să permită controlul metrologic pentru realizarea unei baze de date la nivel național au fost efectuate circa 3000 investigații a concentrațiilor de radon în încăperi și principalele componente de mediu (apă, sol). În Tabelul 1 sunt prezentate rezultatele măsurătorilor concentrațiilor de radon în încăperi pe teritoriul Republicii Moldova, în arii rurale și urbane.

Tabelul 1. Rezultatele măsurătorilor concentrațiilor de radon (Bq/m^3) în încăperi

Încăperi	Beciuri	Mediu ocupațional (sol/demisol)	Mediu ocupațional (et 1-7)	Școli/grădinițe	Galerii subterane, cariere de extragere a pietrei
159,7	465	142,7	108,3	148,4	1333,3
Min					
14	150	26	11	26	1000
Max					
784	1392	619	586	607	1800
Puncte măsurate					
85	8	23	28	29	3
Subtotal					
992	119	190	337	149	30
Total 1779 măsurători					

Rezultate denotă că valoarea medie a concentrațiilor de radon în locuințe a constituit $159,7 \text{ Bq/m}^3$, pentru beciuri – 465 Bq/m^3 , mediu ocupațional (sol/demisol) – $142,7 \text{ Bq/m}^3$, mediu ocupațional – (et 1-7) $108,3 \text{ Bq/m}^3$, Școli/grădinițe – $148,4 \text{ Bq/m}^3$, Galerii subterane, cariere de extragere a pietrei – $1333,3 \text{ Bq/m}^3$.

2. Evaluarea igienică a concentrației de ^{222}Rn și descendenților săi în sol.

Scopul cercetărilor în cauză a constat în determinarea concentrațiilor de radon în diverse tipuri de sol ale principalelor Zone din Republicii Moldova.

Concentrația de radon a unei formațiuni geologice depinde de cantitatea de radium și de caracteristicile fizice și chimice locale ale rocilor, respectiv, solului. Cantitatea de radium și astfel concentrația de radon din sol poate să varieze radical atât în funcție de localitate, cât și în funcție de adâncime, datorită structurilor variate ale formațiunilor geologice locale. Structura chimică a mineralelor, respectiv, compoziția de minerale a formațiunilor geologice, structura caracteristică a zonei din punct de vedere a porozității, cantității de umiditate, densitate, permeabilitate și distribuția granulometrică pot avea și ele un rol important. Granitul și rocile vulcanice conțin cantități mari de radium. Rocile sedimentare și metamorfice sunt de radioactivitate medie. În rocile bazaltice și calcaroase radium se depistează în cantități mici. Caracteristicile geologice ale unor zone geografice sedimentare contribuie la

acumularea locală a radonului, deoarece influențează migrarea radonului în sol și emanarea acestuia în atmosferă [8].

În conformitate cu concentrația de radon măsurată în sol, solurile pot fi clasificate în trei categorii:

1. Zone cu risc sporit, unde concentrația de radon a solului este mai mare de 50 kBq/m³. În astfel de zone subsolul este bogat în uraniu și radiu și permeabilitatea solului este sporită.

2. Zone cu risc mediu, unde concentrația radonului în sol variază în limitele 10-50 kBq/m³. De obicei, în astfel de zone concentrația de uraniu și radiu nu depășesc „valoarea normală” pentru soluri, iar permeabilitatea solurilor este medie.

3. Zone cu risc mic, unde concentrația de radon a solului este mai mică de 10 kBq/m³. Concentrația de uraniu și radiu în așa zone este mai mică decât valoarea medie, de exemplu solurile calcaroase și nisipoase.

Această clasificare din punct de vedere a criteriilor geologice poate servi ca bază pentru cartografierea radonului unei zone geografice, precum și pentru proiectarea fundațiilor și structurilor caselor [9].

În Figura 2 sunt prezentate particularitățile geologice și caracteristicile solului în Republica Moldova.

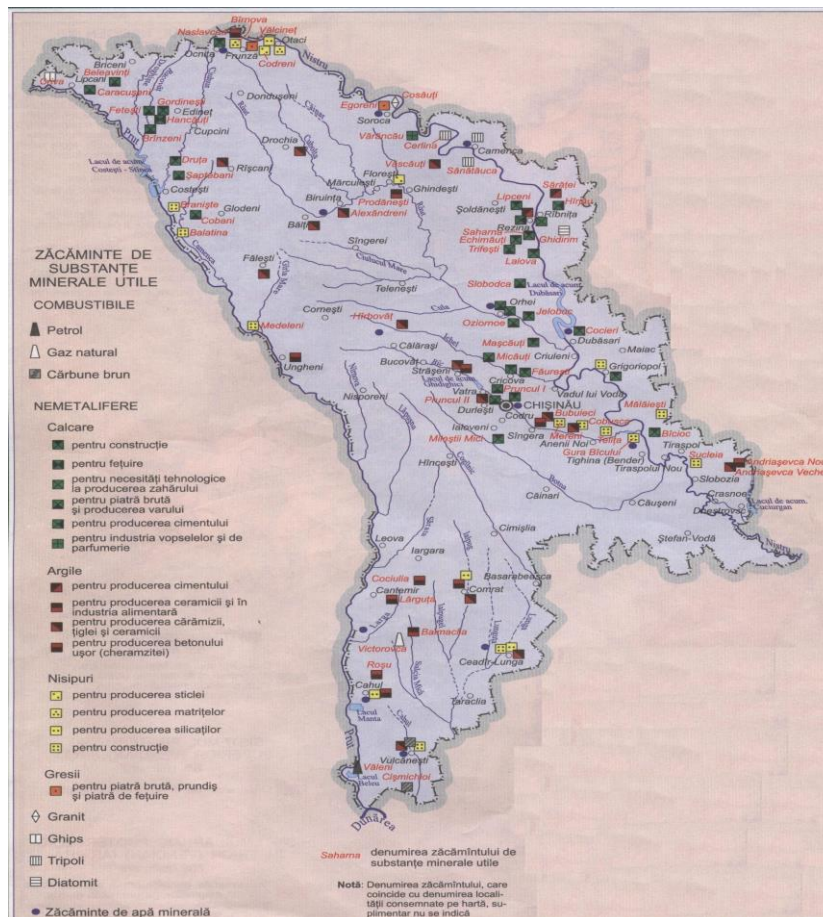


Fig. 2. Harta geologică a Republicii Moldova.

În studiul în cauză am efectuat 296 măsurători ale concentrațiilor de radon din solul adiacent diferitor tipuri de roci, la adâncimea de 0,5-0,8 m.

Rezultatele au demonstrat că concentrațiile radonului au variat în funcție de tipul solului. Astfel, în solurile adiacente tipului de rocă gresie, valorile radonului și toronului au constituit respectiv, 1756,7 Bq/m³ și 213 Bq/m³. Pentru solul argilos indicii au constituit – 1169,0 Bq/m³ și 126,0 Bq/m³, pentru solul nisipos – 284,4 Bq/m³ și 87,6 Bq/m³, iar pentru solul calcaros – 135,3 Bq/m³ și 46,25 Bq/m³. Deci, valori sporite ale radonului și toronului au fost detectate în solurile de tip gresie și argilos (Figura 3).

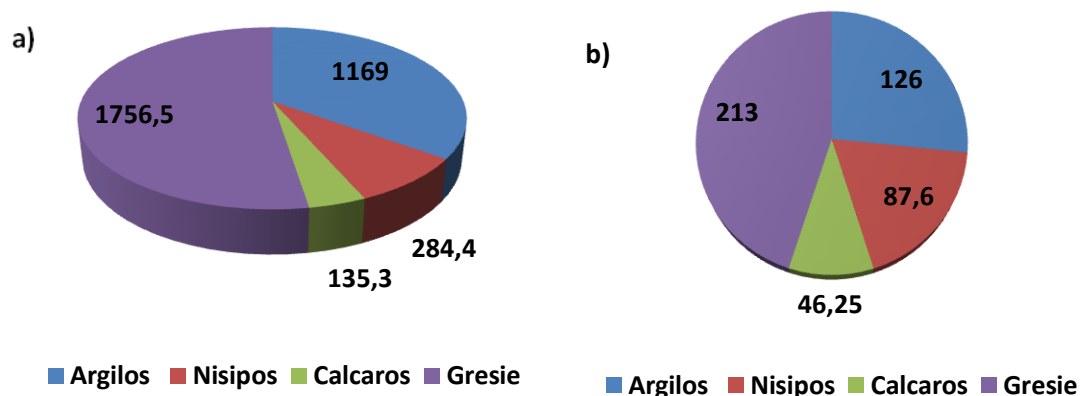


Fig. 3. Concentrația de radon (a) (Bq/m³) și toron (b) (Bq/m³) la exhalarea din sol în funcție de tipul rocii, a. 2011 (n=296).

Totodată, s-a demonstrat că în Zona de Sud și Centru indicii studiați au prezentat valori mai sporite, constituind respectiv, 1419,28 Bq/m³ și 144,28 Bq/m³, 1108,25 și 144,28 Bq/m³. Cele mai mici valori ale radonului și toronului au fost depistate în Zona Centru 164,7 Bq/m³ și 78,6 Bq/m³ (Figura 4).

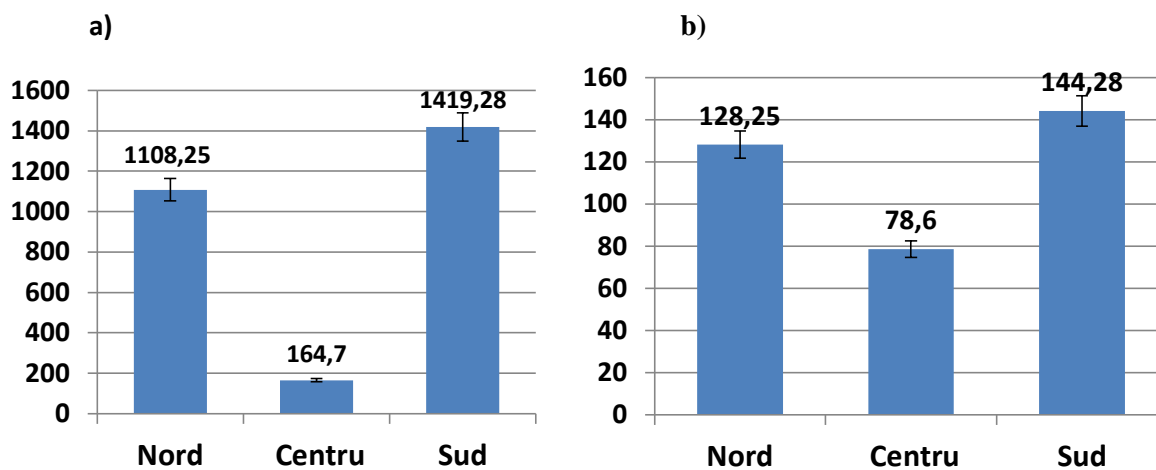


Fig. 4. Concentrația de radon (a) (Bq/m³) și toron (b) (Bq/m³) la exhalarea din sol în principalele Zone ale Republicii Moldova, a. 2011.

Analizând rezultatele obținute referitor la detectarea concentrațiilor de radon și toron în funcție de localitate, de menționat că, iarăși s-au evidențiat raioanele de Nord, în special r. Soroca cu valorile 1756,5 Bq/m³ – pentru radon și 213 Bq/m³ – pentru toron și raioanele de sud – Cantemir și Comrat (Figura 5, 6).

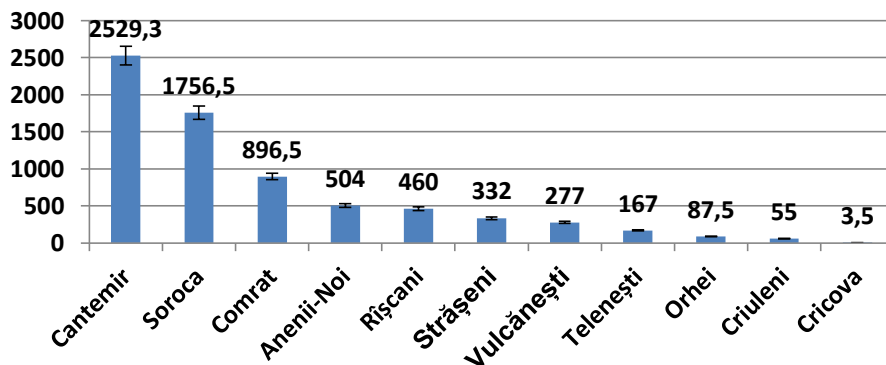


Fig. 5. Concentrația de radon (Bq/m^3) la exhalarea din sol, în funcție de localitatea Republicii Moldova, a. 2011.

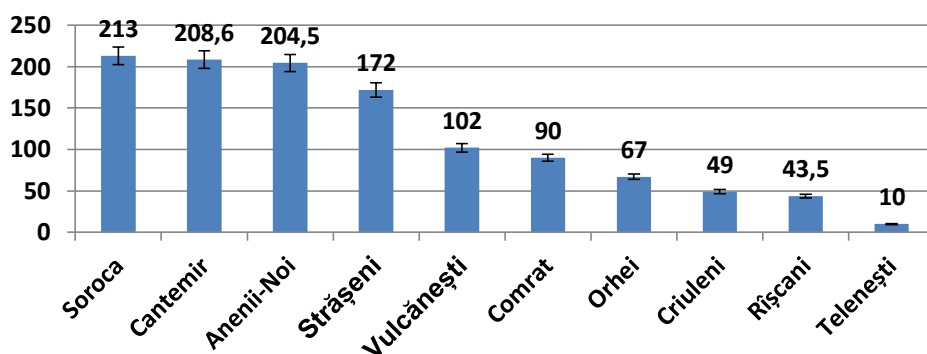


Fig. 6. Concentrația de toron (Bq/m^3) la exhalarea din solurile Republicii Moldova, în funcție de localitate, a. 2011.

Studierea indicelui în materiale de construcție a demonstrat valori înalte în argila pentru producerea betonului ușor (cheramzită): $2276...2705 \text{ Bq/m}^3$ în raionul Cantemir și $813...980 \text{ Bq/m}^3$ în raionul Comrat. În probele de gresii pentru piatră brută și piatră de făuire, indicele, de asemenea, avea valori înalte, constituind $1723...1790 \text{ Bq/m}^3$. Totodată, în calcarele pentru piatră brută și producerea varului indicele a constituit $39...48 \text{ Bq/m}^3$, iar în nisipul pentru construcție $94...110 \text{ Bq/m}^3$.

Baza de date obținută a fost utilizată în cartarea radioactivității radonului la exhalarea din sol, în diverse zone ale Republicii Moldova.

Rezumând cele expuse putem conchide că concentrația radonului și toronului în sol a variat în funcție de tipul acestuia. Rezultatele denotă înregistrarea valorilor înalte ale concentrațiilor de radon în sol, care depășesc CMA, conform normativului național atât pentru solurile de tip gresie, utilizate pentru producerea pietrei brute și pietrei de făuire și argiloase, cât și pentru solul argilos, utilizat pentru producerea betonului ușor (cheramzitei), în special în zona de Nord a Republicii Moldova, raionul Soroca, unde solul este mai bogat în roci, dar și în Zona de Sud – r. Cantemir și Comrat.

3. Determinarea concentrațiilor de radon în apele Republicii Moldova

Pentru a monitoriza concentrația de radon în apele potabile din Republica Moldova în perioada 2012-2014 s-au efectuat 511 măsurători în 57 de probe de apă prelevate din fântâni, sonde arteziene, apeduct (r. Nistru), izvor, râul Prut, din diferite regiuni ale republicii.

Rezultatele denotă că în apele din sondele arteziene concentrația radonului a variat în limitele $1,977-4,072 \text{ Bq/m}^3$; apele de apeduct — $0,10-8,96 \text{ Bq/m}^3$; apele de izvor — $4,857-$

7,729 Bq/m³; apele de fântâni — 0,447-11,38 Bq/m³, iar apele de suprafață — circa 2 Bq/m³. S-a stabilit că concentrațiile de ²²²Rn în apele cercetate nu au depășit valorile admisibile conform normelor naționale și Directivei 2013/59/Euratom.

Măsurarea concentrațiilor de radon au fost efectuate cu radonometrul *RTM 1688*, având un adaptor special pentru determinarea ²²²Rn și a ²²⁰Rn din probele de apă; diapazonul fiind de 1,85 – 9250 Bq/L [10].

Rezultatele demonstrează că, în zona de Nord a țării s-au înregistrat cele mai mari concentrații de radon, urmate de zona Centru cu 2,84 Bq/L. Cele mai mici concentrații de radon s-au înregistrat în zona de Sud cu media de 1,09 Bq/L (Figura 7).

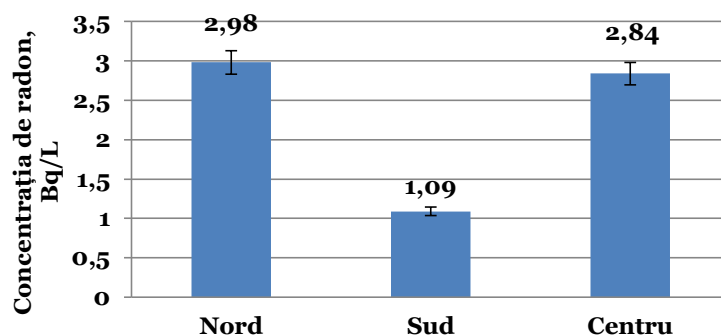


Fig. 7. Concentrația de radon în diferite surse de apă potabilă în regiunile Nord, Sud și Centru, în perioada 2012-2014.

În ceea ce privește tipul sursei de apă, rezultatele arată că cea mai mare concentrație de radon a fost înregistrată în apele de izvor – 6,17 Bq/L, urmată de apele din fântâni, apeducte și sonde arteziene. Concentrații mai mici de radon au fost înregistrate în apele de suprafață, fântâni de mină și ape îmbuteliate (Figura 8).

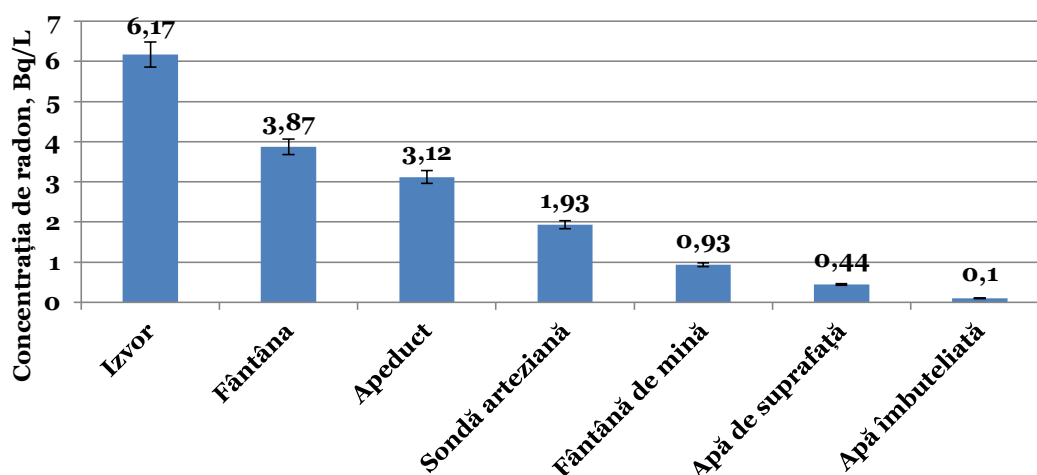


Fig. 8. Concentrația de radon în diverse surse de apă potabilă, în perioada 2012-2014.

Totodată, s-a constatat că concentrația de radon din apă a variat în funcție de condițiile climatice. Astfel, în anul 2012, variabilitatea radonului în apă a constituit 0.082-11.38 Bq/L, în 2013 – 0.059-6.648, iar în 2014 – 0.082-11.385 Bq/L (Tabelul 2).

Tabelul 2. Variabilitatea concentrației ^{222}Rn în apele din Republica Moldova, în perioada 2012-2014

Număr de măsurători			Limite de variații a concentrațiilor de Rn^{222} , Bq/L		
2012	2013	2014	2012	2013	2014
380	113	18	0,082 – 11,38	0,059 – 6,648	0,082 – 11,385

Deci, concentrații mai mari ale ^{222}Rn au fost depistate în apele de fântâni și apele de izvor. Aceasta relevă că la adâncimi mai mari acumularea radonului este mai sporită, iar prin fisurile tectonice pătrunde în apă. De menționat, că concentrațiile de radon în apele cercetate nu au depășit valorile admisibile conform normelor naționale [6] și Directivei 2013/59/Euratom [5].

Studiul prezentat în subcapitolul în cauză este primul studiu detaliat al concentrațiilor de radionuclizi în apa potabilă din Republica Moldova efectuat în legătură cu implementarea Directivei 2013/59/EURATOM din 5 decembrie 2013. S-a demonstrat că concentrația de radon din apă variază foarte mult și depinde de natura acviferului, litologie și de condițiile de mediu. Concentrațiile radonului măsurate în toate localitățile s-au dovedit a fi mai mici decât normele stabilite de Organizația Mondială a Sănătății. Cea mai mare concentrație de ^{222}Rn a fost înregistrată în acviferele mici, în apa de izvor și fântâni, iar cea mai mică concentrație în acviferele mari – în apele de suprafață, datorită trecerii directe a ^{222}Rn în aer.

Prin studii regresionale și corelaționale a fost demonstrată interacțiunea concentrației de radon cu dezvoltarea cancerului bronhopulmonar.

4. Strategia Națională privind reducerea riscului asociat iradierii naturale, inclusiv de la radon pentru perioada 2020-2030 în Republica Moldova

Strategia și planul național de acțiuni (PNAR) în vederea controlului expunerii populației la radon (PNAR) pentru anii 2020-2030 presupune reducerea riscurilor legate de cancerul pulmonar asociat radonului, identificarea localităților predispuse la radon, determinarea cerințelor pentru un loc de muncă cu un risc sporit de radiații naturale, de asemenea, necesită stabilirea nivelurilor de referință relevante, se referă la prevenirea și reabilitarea locuințelor existente, a metodelor de măsurare și de remediere, definirea strategiilor de informare și repartizarea responsabilităților între autoritățile administrative. În plus, aceasta prevede posibilitatea acordării unei subvenții de stat pentru a căuta și aplica remedii pentru clădirile cu concentrații sporite ale radonului. Majoritatea cerințelor stipulate în Strategie și PNAR se referă la implementarea/transpunerea Directivei Consiliului EU 2013/59/Euratom în Republica Moldova.

5. Planul național de acțiuni privind reducerea riscului asociat iradierii naturale, inclusiv de la radon pentru perioada 2020-2030 în Republica Moldova

Planul național de acțiuni privind reducerea riscului asociat iradierii naturale, inclusiv de la radon pentru perioada 2020-2030 în Republica Moldova este constituit din mai multe direcții strategice:

- √ Stabilirea cadrului de reglementare și a responsabilităților instituțiilor implicate în implementarea PNAR și armonizarea cadrului de reglementare cu legislația în vigoare.

- √ Măsurarea concentrației radonului din interiorul clădirilor și elaborarea hărții de radon.
- √ Identificarea locurilor de muncă din interiorul clădirilor și a altor locuri de muncă din zonele cu risc sporit de expunere la acțiunea radiațiilor ionizante emise de radon.
- √ Acțiuni de prevenire și control al pătrunderii radonului în clădirile ce urmează a fi construite și acțiuni de remediere în clădirile existente.
- √ Realizarea Strategiei de informare, educare și comunicare pentru sensibilizarea populației și informarea factorilor locali de decizie, a angajatorilor și a angajaților cu privire la riscurile cauzate de radon.
- √ Reducerea riscurilor de cancer pulmonar care pot fi atribuite expunerii la acțiunea radiațiilor ionizante emise de radonul din interior în corelație cu riscurile pentru fumători și nefumători.
- √ Formarea, instruirea și perfecționarea categoriilor profesionale, care ar putea fi afectate de expunerea la acțiunea radiațiilor ionizante emise de radon și a celor implicați în implementarea PNAR.

Concluzii.

- În vederea controlului expunerii la radon a populației țării, dar și a grupurilor de risc, au fost elaborate elementele de bază ale cartografierii concentrațiilor de radon la exalarea din sol și în încăperi.

- În baza efectuării a circa 3000 investigații a concentrațiilor de radon în locuințe (case individuale de diferite tipuri, clădiri publice (școli, grădinițe) în ariile rurale și urbane ale principalelor zone ale Republicii Moldova au fost stabilite unele mecanisme de distribuire și interacțiune a radonului cu factorii de mediu și aportul acestuia în dezvoltarea unor maladii oncologice.

- În vederea elaborării/implementării strategiei și planului de acțiuni ale Programului Național de control și diminuare a expunerii populației la radon au fost elaborate:

- „Chestionarul Privind Măsurarea radonului în Locuințe și Clădiri Publice (instituții de educație temporară și instituții de învățământ primar, gimnazial și liceal etc.)”;

- Ghidul „Metodologia monitorizării Radonului în instituțiile de educație temporară și instituții de învățământ primar, gimnazial și liceal”.

- Au fost reactualizate normele naționale de expunere a populației la Radon. Astfel, nivelul de referință pentru expunerea la Radon va constitui 300 Bq/m^3 pentru clădirile vechi/noi și locurile de muncă.

- Au fost revăzute măsurile de diminuare și prevenire a expunerii la radon, utile în ingineria civilă. Cartografierea tridimensională a teritoriului Republicii Moldova la radon (rezidențial, sol și apă) va fi transmisă autorităților locale și va fi utilă atât pentru populație, cât și pentru industria de construcții în vederea aplicării, din timp, a unor măsuri eficiente și ieftine în cazul construcțiilor noi pentru reducerea riscului de cancer pulmonar.

Bibliografie

1. F. BOCHICCHIO, C. CARPENTIERI, G. VENOSO. Protection from radon in Italy: past, present and perspectives. In: Natural radiation sources: Challenges, approaches and opportunities, Bucharest 2019, p. 7, ISBN:978-973-0-29488-1.
2. ALEXANDRA CUCOȘ (DINU) et. al. Current status of indoor radon survey in Romania linked with National radon action plan. In: Natural radiation sources: Challenges, approaches and opportunities, Bucharest 2019, p. 15, ISBN:978-973-0-29488-1.
3. DANIELA DOGARU. Status of implementation of the radon national action plan in Romania. In: Natural radiation sources: Challenges, approaches and opportunities, Bucharest 2019, p. 44, ISBN:978-973-0-29488-1.

4. JIRÍ HULKA. Developing and implementing a national radon action plan (in accordance with IAEA Safety Standards) in Check republic. In. Latin american symposium on radon and IInd Symposium on radon in Brazil. Towards a national radon program, May 19-23, 2014. www.sbpr.org.br/radonio.asp (vizitat 20.06.19).
5. COUNCIL DIRECTIVE 2013/59/EURATOM, Official Journal of the European Union, 2014.
6. Normele Fundamentale de Radioprotecție, Cerințe și Reguli Igienice ” (NFRP-2000) nr. 06.5.3.34 din 27.02.2001(Monitorul Oficial al Republicii Moldova, nr.40-41,2001).
7. RMS nr. 217: ”Regulament și norme igienice privind reglementarea expunerii la radiații a populației de la sursele naturale” nr.06-5.3.35 din 05.03.2001 (Monitorul Oficial al Republicii Moldova, nr.92 din 03.08.2001).
8. REISBACKA H. Radon Measurement Method with Passive Alpha Track Detector at STUK, Finland. Third European IRPA Congress, 14-18 June 2010, Helsinki. Finland, 2010, p. 82.
9. MAKELAINEN I. et al. Indoor Radon and construction practices of finnish homes from 20th to 21 st Century. In: Third European IRPA Congress, 14-18 June 2010, Helsinki, Finland, 2010, p. 74.
10. VÎRLAN S., COREȚCHI L. ș.a. Ghid. Metodologia monitorizării surselor naturale de radon (^{222}Rn) și evaluarea riscului radiologic pentru populația expusă. Ch.: CNSP, 2014, 50 p. ISBN 978-9975-4027-6-7.

APLICAREA PRINCIPIULUI ALARA ÎN OPTIMIZAREA PROTECȚIEI RADIOLOGICE ÎN INVESTIGAȚIILE MEDICALE, PRESTATE ÎN REPUBLICA MOLDOVA

V. BĂLĂNEL(*balanel50@mail.ru*), Liuba COREȚCHI, Elena COBAN

Agenția Națională pentru Sănătate Publică, Chișinău, Republica Moldova

Rezumat

Articolul cuprinde unele aspecte importante, legate de sănătatea publică. Are ca scop ca toate practicile, care implică expunerea medicală la radiații ionizante, trebuie justificate prin analiza comparativă a beneficiilor de diagnostic pe care acestea le pot produce în raport cu prejudiciul pe care îl pot cauza, luând în considerare beneficiile și riscurile tehnicilor alternative disponibile fără expunere la radiații.

Autorii stipulează, că respectarea întocmai a cerințelor de radioprotecție și securitate radiologică (naționale/europene) în practicile de radiologie de diagnostic și radiologie intervențională, va asigura minimizarea expunerii pacientului și personalului.

Introducere

În Republica Moldova principiul ALARA (pe atât de mic pe cât este posibil rațional de obținut), este aplicat în mod similar în toate situațiile de expunere la radiații ionizante, care sunt supuse unor constrângeri individuale de doză în cazul expunerilor planificate și unor niveluri de referință pentru situații de accident/urgente radiologice sau expuneri cronice existente.

Cadrul principal al radioprotecției include atât bazele științifice cât și o serie de judecăți economico-sociale, deoarece radioprotecția trebuie să asigure un standard corespunzător de protecție fără a limita excesiv practicile benefice.

Optimizarea radioprotecției are la bază principiul ALARA (As Low As Reasonably Achievable – cât mai scăzut posibil, în mod rezonabil) pentru minimizarea expunerii colective și/ sau individuale, luând în considerare factorii economici și sociali.

Principiul de normare se realizează prin stabilirea normativelor (limitele dozelor admisibile de iradiere, a nivelurilor admise și a nivelurilor de control) de expunere la radiații ionizante a lucrătorilor expuși profesional și a populației. Politica de radioprotecție în expunerile medicale (practica de radiologie de diagnostic, radiologie intervențională, medicina nucleară de diagnostic in vivo) se bazează pe principiile generale, promovate de către Comisia Internațională de Radioprotecție (CIRP). Aceste principii sunt:

1. *Justificarea practicilor radiologice:*

Conform principiului justificării orice decizie care afectează situația expunerii la radiații, trebuie adoptată dacă beneficiul este mai mare decât detrimentul produs.

Expunerile medicale se justifică prin analiza comparativă a beneficiilor de diagnostic pe care acestea le pot produce în raport cu detrimentul pe care îl pot cauza, luând în considerare beneficiile și riscurile tehnicilor disponibile alternative, fără expunerea la radiații ionizante.

Medicul practician ia în considerare eficacitatea, beneficiile și riscurile modalităților alternative de diagnostic.

Justificarea investigațiilor radiologice în cazul copiilor, femeilor însărcinate, necesită o atenție specială prin stabilirea, înainte de expunere medicală, a dozei absorbite/primate de făt și a riscului nominal pentru acesta.

Se consideră nejustificată:

- orice examinare radiologică pentru supravegherea medicală, în scopuri profesionale, legale sau de asigurări de sănătate efectuată fără indicații clinice;
- programul de depistare a unor maladii (*screening*) pentru grupuri de public, în afară de cazul în care avantajele așteptate pentru indivizii examinați sau pentru public în ansamblu, sînt suficiente să compenseze costurile economice și sociale, incluzînd detrimentul produs de expunerea la radiații;
- expunerea persoanelor pentru cercetare medicală, în afară de cazul în care se respectă ghidurile de aplicare elaborate de Consiliul Organizațiilor Internaționale de Științe Medicale și de Organizația Mondială a Sănătății.

2. Optimizarea protecției și constrîngerile de doză:

Optimizarea protecției în expunerea medicală în scop de diagnostic nu înseamnă numai reducerea obligatorie a dozei de iradiere a pacientului. Sarcina primordială o constituie atingerea obiectivelor diagnostice, adecvate la minimum necesar pentru investigația solicitată.

În condiții normale de expunere medicală în scopuri de diagnostic, parametrii se selectează astfel, încît combinația lor să conducă la o expunere minimă a pacientului, corespunzător cu o calitate acceptabilă a imaginii și scopului clinic al examinării, acordînd o atenție deosebită în cazul radiologiei pediatrice. Dacă procedura de radiodiagnostic este justificată ea trebuie optimizată în așa mod, ca scopul clinic să fie atins la o doză de expunere mai mică și nu se mai cere o altă argumentare alternativă.

Utilajul radiologic **mobil sau portativ** se utilizează **numai** în cazul investigațiilor, cînd transportarea pacienților în secția radiologică este imposibilă din punct de vedere practic sau medical, de exemplu în saloane și sălile de operații și numai după luarea măsurilor de protecție radiologică și nu poate înlocui cabinetele special proiectate și completate cu utilaj;

Orice examinare radiodiagnostică a abdomenului sau a pelvisului unei femei cu capacitate reproductivă va fi planificată astfel, încît valoarea dozei efective administrate unui posibil embrion să fie minimă.

Practicienii medicali care prescriu sau efectuează examinările asigură:

- expunerea minimă a pacientului, dar suficientă pentru realizarea obiectivului cerut de diagnostic, luînd în considerare nivelurile de referință în diagnostic și cerințele de calitate acceptabilă a imaginii;
- luarea în considerare a oricărei informații relevante de la examinările precedente, în scopul evitării examinărilor suplimentare inutile;
- ecranarea adecvată a organelor radiosensibile care nu sînt supuse procedurii de diagnostic, cum sînt gonadele, cristalinul ochilor, sânul și tiroida.

3. Limitarea expunerii individuale (dozelor de radiații)

Conform principiului limitării expunerii individuale doza totală rezultată în urma unei expuneri planificate (pentru activități autorizate) nu trebuie să depășească limitele de doză stabilite de actele normative naționale în domeniul radioprotecției și securității radiologice.

Pentru aplicarea metodelor de reducere și optimizare a dozei, pentru evaluarea dozei publicului, pentru compararea cu alte doze, evaluarea dozelor efective în expunerile medicale sunt necesare pentru fiecare secție de radiologie și/sau imagistică medicală cu nivelurile de referință stabilite la nivel național.

Acestea sunt stabilite pe baza recomandărilor internaționale și se aplică pentru lucrătorii expuși profesional și pentru populație.

3.1. Clasificarea pe categorii a lucrătorilor expuși :

3.1.1. **Categoria A:** lucrătorii expuși care sunt în situația de a primi o **doză efectivă mai mare de 5 mSv** pe an sau o **doză echivalentă** mai mare de **15 mSv** pe an pentru cristalin sau mai mare de **150 mSv** pe an pentru piele și extremități;

3.1.2. **Categoria B:** lucrătorii expuși care nu se încadrează în categoria A.

3.2. Limita de vârstă pentru expunerea profesională

3.2.1. Persoanele cu vârsta sub 18 ani nu pot fi implicate în nicio activitate profesională care le-ar transforma în lucrători expuși.

3.3. Limita de doză efectivă pentru expunerea profesională este de 20 mSv pentru fiecare an.

Cu toate acestea, în situații speciale sau în cazul anumitor situații de expunere, o doză efectivă mai mare de până la 50 mSv, poate fi autorizată de către autoritatea competentă într-un singur an, cu condiția ca doza medie anuală pentru orice perioadă de cinci ani consecutivi, inclusiv anii pentru care limita a fost depășită, să nu depășească 20 mSv.

3.3.1. Pe lângă limitele de doză efectivă prevăzute la subpct. 3.3., se aplică următoarele **limite de doză echivalentă**:

a) limita de doză echivalentă pentru cristalin este 20 mSv într-un singur an sau 100 mSv pentru orice perioadă de cinci ani consecutivi sub rezerva unei doze maxime de 50 mSv într-un singur an;

b) limita de doză echivalentă pentru piele este 500 mSv pe an; Această limită se aplică dozei medii pentru orice suprafață de 1 cm², indiferent de suprafața expusă;

c) limita de doză echivalentă pentru extremități este 500 mSv pe an.

3.4. Pentru expunerea publică limita de doză efectivă este de 1 mSv pe an.

3.4.1. Pe lângă limita de doză prevăzută la subpct. 3.4., se aplică următoarele **limite de doză echivalentă**:

a) limita de doză echivalentă pentru cristalin este 15 mSv pe an;

b) limita de doză echivalentă pentru piele este 50 mSv pe an, calculată ca medie pentru orice suprafață de 1 cm², indiferent de suprafața expusă.

3.5. Limita de doză efectivă pentru ucenicii cu vârste între 16 și 18 ani **și pentru studenții** cu vârste între 16 și 18 ani care trebuie să lucreze cu surse de radiații în cursul studiilor **este de 6 mSv pe an.**

3.5.1. Pe lângă limita de doză efectivă prevăzută la subpct. 3.5., se aplică următoarele **limite de doză echivalentă**:

a) limita de doză echivalentă pentru cristalin este 15 mSv pe an;

b) limita de doză echivalentă pentru piele este 150 mSv pe an, calculată ca medie pentru orice suprafață de 1 cm², indiferent de suprafața expusă;

c) limita de doză echivalentă pentru extremități este 150 mSv pe an.

3.6. Protecția lucrătoarelor însărcinate și a lucrătoarelor care alăptează

Din momentul în care o femeie anunță administrația instituției medicale că alăptează, ea nu mai este folosită în activitățile care presupun un risc ridicat de contaminare radioactivă corporală și expuneri la radiații ionizante.

Administrația instituției medicale trebuie să ofere femeii gravide un loc de lucru care nu este legat de utilizarea surselor de iradiere ionizantă, pe toată perioada gravidității și alăptării copilului, din ziua primirii informației despre graviditate.

Protecția fătului este comparabilă cu cea asigurată populației. De îndată ce o lucrătoare însărcinată informează cu privire la sarcină, angajatorul asigură ca condițiile

de lucru ale femeii gravide expuse profesional trebuie să asigure **ca doza efectivă** primită de făt să nu depășească **1 mSv**.

4. Estimarea dozei efective și a dozei echivalente

Pentru estimarea dozelor efective și a dozelor echivalente se folosesc valorile și relațiile standard corespunzătoare. În cazul radiațiilor externe, se folosesc cantitățile operaționale definite în secțiunea 2.3 din Publicația nr. 116 a ICRP.

5. Concluzii

Aplicarea principiul ALARA (pe atât de mic pe cât este posibil rațional de obținut) în investigațiile medicale, prestate în Republica Moldova, asigură minimizarea expunerii pacientului și personalului în toate situațiile de expunere la radiații ionizante.

Bibliografie

1. COUNCIL DIRECTIVE 2013/59/EURATOM, Official Journal of the European Union, 2014;
2. LEGE Nr. 132 din 08.06.2012 privind desfășurarea în siguranță a activităților nucleare și radiologice. Publicat: 02.11.2012 în Monitorul Oficial Nr. 229-233 art. Nr : 739;
3. Normele Fundamentale de Radioprotecție, Cerințe și Reguli Igienice ” (NFRP-2000) nr. 06.5.3.34 din 27.02.2001. Publicat: 05.04.2001 în Monitorul Oficial al Republicii Moldova, nr.40-41;
4. Regulamentul cu privire la radioprotecție, securitate radiologică în practicile de radiologie de diagnostic și radiologie intervențională, aprobat prin Hotărârea Guvernului Republicii Moldova nr. 452 din 24.07.2015. Publicat: 31.07.2015 în Monitorul Oficial Nr. 197-205 art. Nr : 515;
5. Regulamentului sanitar privind asigurarea radioprotecției și securității radiologice în practicile de medicină nucleară, aprobat prin Hotărârea Guvernului Republicii Moldova nr. 1210 din 03.01.2016. Publicat: 11.11.2016 în Monitorul Oficial Nr. 388-398, art. Nr : 1309;

SECȚIUNEA 2

MASA ROTUNDA cu tema: *Abordarea graduală în controlul reglementat al activităților nucleare*

Moderatori: A. COROIANU și Margareta CHERESTEȘ

APLICAREA CONCEPTULUI DE ABORDARE GRADUALĂ ÎN ACTIVITĂȚI CU SURSE NATURALE DE RADIAȚII - CONCLUZIILE SIMPOZIONULUI INTERNAȚIONAL „SURSE NATURALE DE RADIAȚII – PROVOCĂRI, ABORDĂRI ȘI OPORTUNITĂȚI”, ORGANIZAT DE CNCAN ȘI SRRP LA BUCUREȘTI, ÎN PERIOADA 21-24 MAI 2019

Daniela Maria DOGARU(*daniela.dogaru@cncan.ro*), **I. ENCIAN**,
Cornelia VÎRTOPEANU, **D. IANCU**, **B. LUPȘAN**,
Comisia Națională pentru Controlul Activităților Nucleare - CNCAN

Rezumat

Lucrarea detaliază aplicarea conceptului de abordare graduală în controlul reglementat pentru activități cu surse naturale. Lucrarea prezintă principalele concluzii ale simpozionului internațional „Surse naturale de radiații – Provocări, abordări și oportunități”, organizat de către Comisia Națională pentru Controlul Activităților Nucleare (CNCAN) și Societatea Română de Radioprotecție (SRRp) la București, în perioada 21-24 mai 2019.

Informații generale

Activitățile implicând surse naturale de radiații pot produce cantități semnificative de reziduuri și pot avea un impact neneglijabil asupra expunerii lucrătorilor, populației și mediului. Directiva Consiliului Uniunii Europene 2013/59/Euratom a stabilit normele de securitate de bază privind protecția împotriva pericolelor prezentate de expunerea la radiațiile ionizante[1]. În conformitate cu prevederile acestei directive, protecția împotriva surselor naturale de radiații nu se mai abordează separat, aceasta este integrată în întregime în cerințele generale de protecție la radiații. Sectoarele care prelucrează materiale ce conțin radionuclizi naturali sunt gestionate în același cadru de reglementare ca alte practici. În ceea ce privește expunerea la radon, directiva solicită statelor membre să elaboreze și să implementeze planuri naționale de acțiune pentru abordarea riscurilor pe termen lung, rezultate din expunerile la radon.

Conceptului de abordare graduală în activități cu surse naturale de radiații

Activitățile și reziduurile implicând sursele naturale de radiații sunt extrem de diverse, de la stații de tratarea apei la activități ample de minerit. Unele activități pot produce cantități mici de reziduuri, altele cantități moderate de deșeuri sau alte reziduuri care necesită o

depozitare corespunzătoare. Caracterizarea fizico-chimică a reziduurilor poate diferi de la crute și șlamuri la materiale inerte. Contaminanții radiologici pot fi, de asemenea, diferiți de la o categorie de reziduuri la alta, deoarece procesele industriale afectează în general echilibrul secular al lanțurilor de dezintegrare ale seriei de uraniu și toriu. Toți acești factori conduc la o mare diversitate de căi de expunere în activități implicând sursele naturale de radiații. Cu toate acestea, probabilitatea unei expuneri care depășește limita dozei pentru populație poate fi semnificativă în absența unui control reglementat. Aplicarea unei abordări graduale pentru controlul reglementat, trebuie să fie proporțional cu amploarea și cu probabilitatea apariției expunerilor rezultate din astfel de practici, precum și cu impactul pe care îl poate avea controlul reglementat în ceea ce privește reducerea expunerilor sau îmbunătățirea securității instalațiilor.

Masa rotundă, desfășurată în timpul simpozionului internațional „Surse naturale de radiații – Provocări, abordări și oportunități”, organizat de CNCAN și SRPr la București, în perioada 21-24 mai 2019, privind aplicarea conceptului de abordare graduală a pus în discuție noile cerințe prevăzute în reglementarea emisă de CNCAN privind cerințe radiologice aplicabile activităților cu surse naturale de radiații aprobată prin ordinul CNCAN nr. 316/2018[2]. Conform acestor cerințe controlul reglementat pentru activități industriale și științifice cu surse naturale în situația de expunere planificată se aplică gradual și este schematic prezentat în Fig.1.

Concentrația de activitate a radionuclizilor din seriile uraniului și toriului mai mică de 1 Bq/g și 10 Bq/g pentru potasiu 40, din toate materialele implicate într-o activitate industrială și științifică, conduce la exceptarea de la regimul de control a activității respective.

Pentru valori mai mari de 1 Bq/g pentru radionuclizii din seriile uraniului și toriului și 10 Bq/g pentru potasiu 40, activitatea industrială și științifică implicând aceste materiale este considerată practică, în sensul Normelor privind cerințele de bază de securitate radiologică, caz în care este necesară evaluarea dozelor primite de lucrători[3]. În cazul în care dozele sunt mai mici de 1 mSv/an, practica este exceptată de la regimul de control. Pentru valorile dozelor mai mari de 1 mSv/an dar mai mici de 6 mSv/an, practica necesită înregistrare, iar pentru valori mai mari de 6 mSv/an practica necesită autorizarea de către CNCAN. Într-o practică autorizată întreprinderea este responsabilă pentru toate aspectele de securitate și protecție împotriva radiațiilor ionizante.

Principalele concluzii ale simpozionului

Tematica simpozionului s-a concentrat pe provocările, abordările și oportunitățile în managementul surselor naturale de radiații, precum și ale radonului din locuințe, din clădirile cu acces public, de la locurile de muncă și ale activităților de prevenție și remediere. La simpozion au fost prezenți 145 participanți din 45 de organizații din țară și străinătate.

La secțiunea privind *Politicile, strategiile, cadrul de reglementare și educația și pregătirea în domeniul surselor naturale de radiații* a fost detaliate direcțiile strategice prevăzute în Planul Național de Acțiune la Radon precum și stadiul implementării acestora[4]. S-a trecut în revistă cadrul de reglementare existent în domeniul, precum și preocupările CNCAN de completare a acestuia. Au fost prezentate elemente de comunicare a riscului, în general, exemplificate apoi cu strategia de comunicare a riscului la radon elaborată de către Ministerul Sănătății. Cele două lucrări privind educația și pregătirea profesională în domeniul nuclear au adus în atenția participanților preocupările de tradiție ale Centrului de Pregătire Profesională al Institutului Național de Cercetare Dezvoltare pentru Fizică și Inginerie Nucleară - Horia Hulubei (IFIN-HH) precum și cele ale Universității Politehnica București. Secțiune s-a încheiat cu abordarea problematicei radonului în contextul dezvoltării durabile.

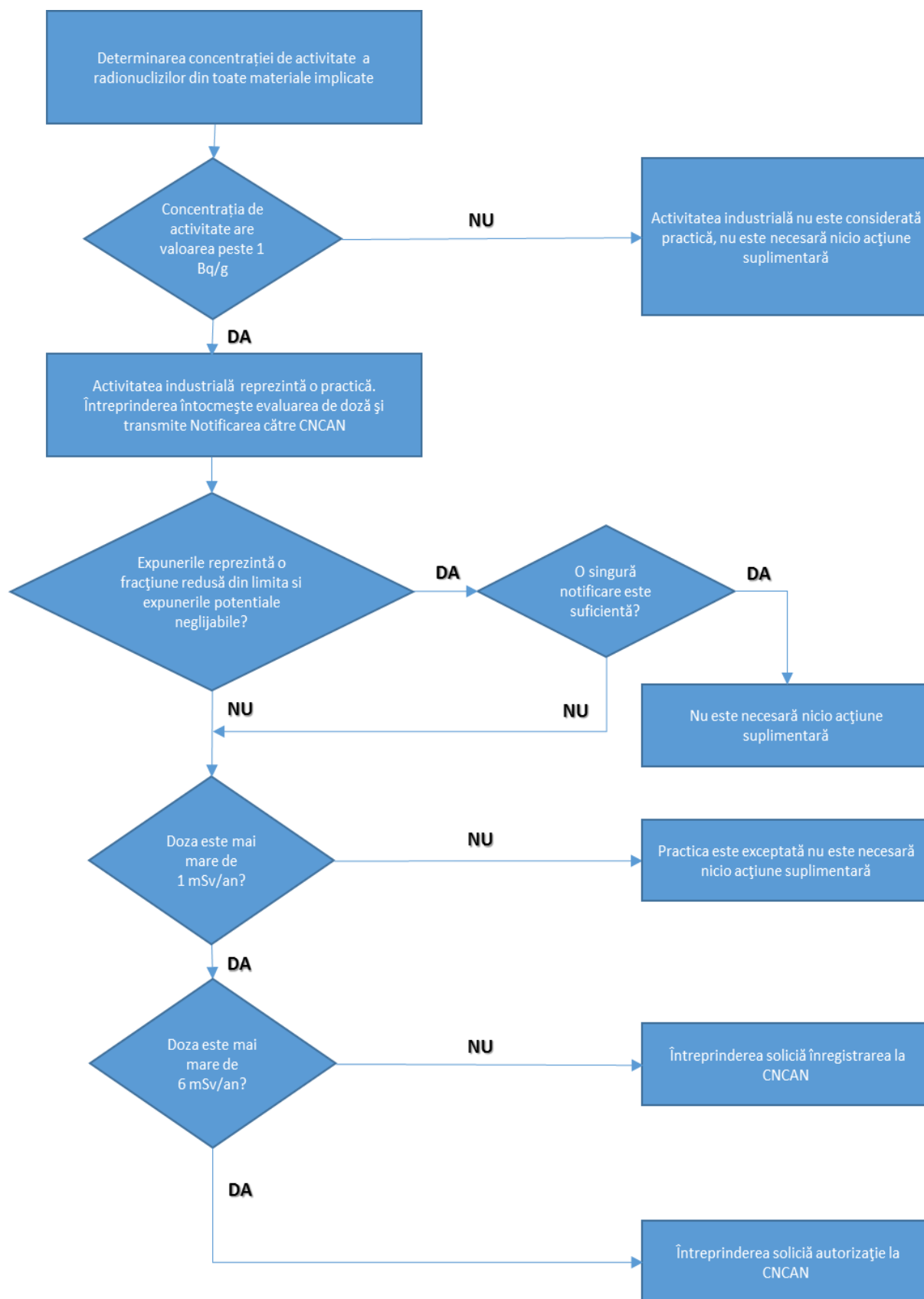


Fig.1. Controlul reglementat pentru activități industriale și științifice implicând surse naturale de radiații

În secțiunea privind *Managementul surselor naturale de radiații* au fost prezentate lucrări privind riscul și perceperea riscului în activități implicând sursele naturale de radiații, metode de monitorizare a radonului în apă, rezultatele monitorizării factorilor de mediu precum și tratarea deșeurilor lichide rezultate în urma activităților de procesare a minereurilor de uraniu și rafinarea concentratelor, până la obținerea pulberii sinterizabile de UO₂ la Compania Națională a Uraniului Sucursala Feldioara. Tehnicile de determinare a concentrației de activitate a diferiților radionuclizi aflați preponderent în crustele depuse pe tubingul contaminat din industria extractivă de petrol precum și tehnicile clasice de spălare cu apă sub presiune pot fi utilizate cu succes în această industrie. Au fost prezentate rezultatele monitorizării elementelor de radioactivitate naturală din diferite tipuri de roci și argile.

În cadrul secțiunii privind *Tehnicile și metodele de măsurare* au fost prezentate rezultatele studiilor pilot privind monitorizarea calității aerului, prin monitorizarea radonului în timp real, realizate de către compania Dositracker, preocupările IFIN-HH privind realizarea unei instalații de calibrare a radonului și rezultatele măsurătorilor de radon în interiorul și în exteriorul camerei de radon din cadrul proiectului CARSTEAM, precum și preocupările Universității Babeș Bolyai privind modele avansate de transport radon din sol în clădiri. S-a evidențiat de asemeni influența radonului asupra măsurătorilor pe probe de mediu din laboratoare. Au fost prezentate rezultatele măsurătorilor de radon în zonele seismice realizate de către Institutul Național de Fizica Pământului.

În cadrul secțiunii - *Radonul în interior* au fost prezentate stadiul măsurătorilor de radon și rezultatele acestora pe teritoriul României realizate de către Universitatea Babeș Bolyai din Cluj Napoca. Lucrările realizate de către această universitate privind căile de pătrundere a radonului în interior au confirmat că principala sursă de radon din interior este radonul din sol. Preocupările Universității Dunărea de Jos din Galați precum și cele ale Universității Cultural Științifice din Târgu Mureș privind măsurătorile de radon, toron și descendenții acestora au fost de asemeni făcute cunoscute participanților. A fost prezentat stadiul implementării Planului Național de Acțiune în Spania precum și preocupările privind protecția la radon în Italia.

În cadrul secțiunii – *Radonul la locurile de muncă* au fost prezentate lucrări privind rezultatele monitorizării radonului la locurile de muncă de la CNE Cernavodă, de la Stația de Tratare Deșeuri Radioactive și Depozitul Național de Deșeuri Radioactive din cadrul IFIN-HH, de la Institutul Național de Cercetare-Dezvoltare Marină Grigore Antipa, precum și la locurile de muncă din minele de sare și peșterile din România. Au fost prezentate și rezultatele monitorizării clădirilor publice din unele aglomerări urbane din România precum și rezultatele măsurătorilor de radon în grădinițele și școlile gimnaziale și liceale din Republica Moldova.

Secțiunea - *Prevenirea pătrunderii radonului în interior și lucrări de remediere* a fost dedicată realizărilor Universității Tehnice de Construcții din București și Universității Babeș Bolyai din Cluj Napoca și a cuprins lucrări privind soluții de prevenire a pătrunderii radonului în clădiri rezidențiale, rezultatele evaluării calității aerului în centre școlare vechi utilizând sisteme de ventilație cu recuperarea căldurii, sisteme inteligente de control și minimizare a radonului în locuințe în contextul eficienței energetice.

Concluzii

Simpozionul s-a dorit un forum de discuții între experți, profesioniști și reprezentanți ai organizațiilor implicate în managementul surselor naturale de radiații și s-a dorit a reprezenta o oportunitate pentru noi inițiative în domeniul științific și de afaceri. Tematicile simpozionului au acoperit managementul surselor naturale de radiații, tehnici și metode de măsurare a radonului, radonul din interior, radonul la locurile de muncă, prevenirea

pătrunderii radonului și remedierea clădirilor. O secțiune a fost dedicată politicilor, strategiilor, cadrului de reglementare precum și educației și pregătirii în domeniul nuclear.

Conceptul de abordare graduală în activități implicând sursele naturale de radiații conceptul de control reglementat aplicat de către CNCAN este în concordanță cu conceptele promovate de Comisia Europeană și Agenția Internațională pentru Energie Atomică.

Cât privește identificarea activităților industriale și științifice cu surse naturale de radiații pe teritoriul României, precum și educarea și pregătirea personalului și protecția efectivă a lucrătorilor care desfășoară aceste activități, rămân în continuare provocări pentru autorități.

S-a concluzionat că pentru implementarea Planului Național de Acțiune la Radon este necesară o mobilizare mai susținută a autorităților cu implicarea mediului universitar, de cercetare, precum și mediul de afaceri, care vor putea găsi noi oportunități.

Bibliografie

1. DIRECTIVA 2013/59/EURATOM A CONSILIULUI din 5 decembrie 2013 de stabilire a normelor de securitate de bază privind protecția împotriva pericolelor prezentate de expunerea la radiațiile ionizante și de abrogare a Directivelor 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom și 2003/122/Euratom
2. Norme privind cerințele de securitate pentru surse naturale de radiații aprobate prin Ordinul CNCAN 316/2018.
3. Norme privind cerințele de bază de securitate radiologică aprobate prin Ordinul comun al ministrului sănătății, al ministrului educației naționale și al președintelui Comisiei Naționale pentru Controlul Activităților Nucleare nr. 752/3978/136/2018
4. Hotărârea de Guvern nr. 526/2018 pentru aprobarea Planului Național de Acțiune la Radon

APLICAREA PRINCIPIULUI ABORDĂRII GRADUALE (GRADED APPROACH) ÎN AUTORIZAREA ȘI INSPECȚIA INSTALAȚIILOR RADIOLOGICE DIN DOMENIUL MEDICAL

F. NECULA (florin.necula@cncan.ro)
CNCAN

Rezumat

Lucrarea prezintă aplicarea principiului de *“graded approach”* în procesul de autorizare și inspecție ale practicilor și activităților autorizate în cadrul Comisiei Naționale pentru Controlul Activităților Nucleare. Se vor prezenta în mod succint câteva dintre practicile inspectate și autorizate cu exemple clare, ținând cont de riscul radiologic asociat și a experienței practice de operare a personalului expus profesional cu instalațiile radiologice din domeniul medical.

Introducere

În concordanță cu prevederile cerinței nr. 26 din documentul AIEA General Safety Requirements Part 1 - Governmental, Legal and Regulatory Framework for Safety, abordarea graduală se aplică la evaluarea unei practici care urmează să fie autorizată, în funcție de riscul radiologic asociat. Evaluarea se efectuează ținând cont de nivelul de complexitate și riscul radiologic asociat practicii sau activității desfășurate cu instalația radiologică.

La aplicarea principiului de abordării graduale în autorizarea și inspecția instalațiilor radiologice din domeniul medical se au în vedere următoarele criterii:

- Riscul potențial asociat instalațiilor radiologice
- Experiența de operare (incidente, accidente, neconformități în aplicarea cerințelor legale privind securitatea radiologică)
- Recomandări internaționale (ghiduri AIEA, recomandări de HERCA, recomandări ale Comisiei Europene etc.)

Autorizarea practicilor și activităților cu instalații radiologice medicale

În baza criteriilor menționate mai sus, CNCAN a stabilit Normele privind procedurile de autorizare, aprobate prin Ordinul CNCAN 155/2018, publicate în Monitorul Oficial al României, Partea I, nr. 576 bis din 9 iulie 2018, practicile care se pot autoriza prin înregistrare, în fază unică, și practicile care necesită autorizare pe faze de realizare.

Astfel pentru practicile autorizate prin înregistrare, se eliberează un certificat de înregistrare pentru activitățile de radiodiagnostic dentar, radiologie convențională și radiologie intervențională cu instalațiile radiologice fixe și instalațiile radiologice mobile, cu excepția instalațiilor radiologice de angiografie și de tomografie computerizată, cu durata de valabilitate de 10 ani.

Pentru practicile autorizate pe faze de realizare, se eliberează câte o autorizație pentru fiecare fază, numai dacă solicitantul de autorizație demonstrează îndeplinirea cerințelor legale și satisfacerea condițiilor de autorizare impuse de CNCAN în fazele anterioare.

Abordarea graduală în această situație are în vedere că la aplicarea controlului reglementat CNCAN s-a constatat că aceste tipuri de instalații radiologice au fost

utilizate în condiții de securitate radiologică, nu au fost înregistrate incidente radiologice și marea majoritate a personalului expus profesional nu a înregistrat doze peste limitele admise.

Instalațiile radiologice de tomografie computerizată și cele de angiografie se autorizează pe faze de realizare și implică eliberarea de autorizații pentru următoarele activități: amplasare-construcție și utilizare, fiecare cu valabilitate de 5 ani.

Practicile medicale precum radioterapia și medicina nucleară sunt autorizate pe faze de realizare și implică eliberarea de autorizații pentru următoarele activități: amplasare, construcție, punere în funcțiune, utilizare, dezafectare, conform normelor CNCAN specifice fiecărei practici. Acestea au asociat riscul radiologic ridicat pentru personalul expus profesional, pacienți și populație (injectarea radionuclizilor pentru investigațiile PET-CT la pacienți).

Abordarea graduală în aplicarea Normei privind cerințele de securitate pentru dezafectarea instalațiilor nucleare și radiologice (NDR-07), aprobate prin ordinul Președintelui CNCAN nr. 115 din 30/05/2017, Publicata în Monitorul Oficial, Partea I nr. 446 din 15/06/2017.

Dezafectarea reprezintă o fază de autorizare în cadrul practicii de radioterapie și a practicii de medicină nucleară. În anul 2017 CNCAN a emis Norma privind cerințele de securitate pentru dezafectarea instalațiilor nucleare și radiologice (NDR-07), aprobate prin ordinul Președintelui CNCAN nr. 115 din 30/05/2017, Publicată în Monitorul Oficial, Partea I nr. 446 din 15/06/2017 care transpune standardul AIEA GSR Part 6 - Decommissioning of Facilities.

Abordare graduală este specificată în secțiunea a 2-a din cadrul Normei. Aceasta conține prevederi aplicabile atât instalațiilor nucleare cât și instalațiilor radiologice, inclusiv conținutul planului de dezafectare. Aplicarea cerințelor din norme trebuie să țină cont de complexitatea instalației radiologice și riscurile asociate activității de dezafectare. Trebuie evidențiat că norma introduce conceptul de Plan inițial de dezafectare care trebuie transmis de solicitantul de autorizație ca parte a documentației tehnice pentru obținerea autorizației de amplasare – construcție, în cazul instalațiilor radiologice medicale de radioterapie și în cazul laboratoarelor de medicină nucleară. Acest plan se aprobă de CNCAN în cadrul procesului de autorizare a fazei de amplasare construcție. Pe durata de viață a instalației radiologice, titularul de autorizație are obligația să revizuiască planul de autorizare ținând cont de experiența de operare și la fiecare reautorizare a utilizării, în cadrul practicii respective, să prezinte planul de dezafectare ediția revizuită

Abordarea graduală în procesul de inspecție

În aplicarea principiului abordării graduale în procesul de inspecție se au în vedere următoarele considerente:

- riscul asociat practicii respective,
- incidentele și accidentele înregistrate în desfășurarea practicii
- neconformitățile înregistrate în procesul de control reglementat
- recomandările internaționale

Pentru practicile medicale care fac obiectul înregistrării desfășurate cu instalații radiologice cu risc radiologic 1 – risc radiologic mic, (practici desfășurate cu instalații radiologice dentare, mamografe digitale și instalații de osteodensitometrie), inspecția inaugurală se face într-un interval de 6 luni de la emiterea certificatului de înregistrare.

Pentru practicile de RX- diagnostic desfășurate cu instalații radiologice de risc 2 și 3 – risc radiologic mediu și mare (instalații radiologice fixe și mobile utilizate în practica de radiodiagnostic convențională și în radiologia intervențională), inspecția inaugurală se face înainte de eliberarea certificatului de înregistrare sau a autorizației de utilizare în cazul utilizării instalațiilor de tomografie computerizată și de angiografie.

Pentru practicile de radioterapie, pentru acceleratoarele liniare, inspecția inaugurală se face în faza de punere în funcțiune pentru instalațiile noi și în faza de utilizare pentru instalațiile radiologice de brahiterapie, înainte de emiterea autorizației de utilizare.

Pentru practica de medicina nucleară, inspecția inaugurală se face înainte de eliberarea autorizației de utilizare.

Frecvența inspecțiilor periodice efectuate de CNCAN are la bază principiul abordării graduale. Astfel pentru practicile de radioterapie și de medicină nucleară de regulă frecvența inspecțiilor este de 1 an, iar pentru instalațiile radiologice de radiologie dentară, frecvența este de regulă de 5 ani.

Bibliografie

- Europe Regional Workshop: Graded Approach Implementation, Technical Services, and New Technologies Authorization, Inspection and Enforcement Sarajevo, Bosnia and Herzegovina 17-21 June, 2019
- General Safety Requirements Part 1 - Governmental, Legal and Regulatory Framework for Safety
- Legea 111/1996 cu modificările și completările ulterioare
- Norme privind cerințele de bază de securitate radiologica, aprobate prin Ordinul ministrului sănătății, al ministrului educației naționale și al președintelui Comisiei Naționale pentru Controlul Activităților Nucleare nr. 752/3.978/136/ 2018 și publicate în Monitorul Oficial al României, Partea I nr. 517 bis din 25.06.2018
- Normele privind procedurile de autorizare, aprobate prin Ordinul CNCAN 155/2018, publicate în Monitorul Oficial al României, Partea I, nr. 576 bis din 9 iulie 2018
- Normele privind cerințele de securitate pentru dezafectarea instalațiilor nucleare și radiologice (NDR-07), aprobate prin ordinul Președintelui CNCAN nr. 115 din 30/05/2017, Publicată în Monitorul Oficial, Partea I nr. 446 din 15/06/2017
- General Safety Requirements Part 6 - Decommissioning of Facilities

ABORDAREA GRADUALĂ APLICATĂ ÎN CONTROLUL REGLEMENTAT DEDICAT MANAGEMENTULUI URGENȚELOR NUCLEARE ȘI RADIOLOGICE

P. MIN (*petre.min@cncan.ro*), **Andra ȘMOCOT, Denisa TĂNASE, V.
ANDRONIE-RĂDULESCU, C. BARBU**
CNCAN

1. Rezumat

Prin această lucrare autorii își propun să prezinte utilizarea conceptului de abordare graduală în controlul reglementat în ceea ce privește cerințele unui nivel adecvat de pregătire și răspuns pentru o situație de urgență nucleară sau radiologică și anume, stabilirea de norme, verificarea aplicării cerințelor în procesul de autorizare a activităților nucleare și verificarea menținerii standardelor în procesul de inspecție astfel încât controlul să fie asigurat pe toată perioada desfășurării unei activități nucleare.

Aplicarea cerințelor stabilite în norme este, de asemenea, menită să diminueze consecințele unei situații de urgență nucleară sau radiologică, dacă o astfel de urgență apare în ciuda tuturor eforturilor depuse pentru prevenirea acesteia. Prin elaborarea cerințelor s-a avut în vedere încă de la început că acestea trebuie să fie aplicate la nivelul național, local și amplasamentul instalației de către autoritățile publice și de către titularii de autorizație prin adoptarea legislației, dezvoltarea planurilor, procedurilor și aranjamentelor necesare inclusiv atribuirea de responsabilități.

Transpunerea și implementarea reglementărilor europene și utilizarea standardelor internaționale au condus la elaborarea de „norme de bază” cu privire la protecția sănătății lucrătorilor și a populației împotriva pericolelor care rezultă din radiațiile ionizante.

Trecerea de la abordarea anterioară bazată pe proces prin utilizarea practicilor și intervențiilor la abordarea bazată pe situație de expunere, aplicând principiile fundamentale de justificare și optimizare a protecției la toate situațiile de expunere controlabile, și anume situații de expunere planificată, de urgență sau existentă, a condus la o abordare graduală a elaborării cerințelor, și anume cerințe generale dedicate atât autorităților publice cât și titularilor de autorizație și cerințe dedicate titularilor de autorizație. Aceste cerințe specifice au avut ca prim criteriu amplasamentul, și anume instalații radiologice și nucleare cu amplasament fix și instalații radiologice mobile sau activități care nu au un amplasament dedicat.

2. Introducere

Radioactivitatea este un fenomen natural iar sursele naturale de radiații sunt caracteristici ale mediului. Radiația și substanțele radioactive au multe aplicații benefice, de la generarea de energie până la utilizarea în medicină, industrie și agricultură. Riscurile privind expunerea la radiații ionizante care pot apărea în cadrul acestor activități, atât pentru lucrători și populație cât și pentru mediu, trebuie evaluate și, dacă este necesar, controlate. Activitățile precum utilizările medicale ale radiațiilor, funcționarea instalațiilor nucleare, producția, transportul și utilizarea de materiale radioactive și gestionarea deșeurilor radioactive trebuie, prin urmare, să fie supuse standardelor de siguranță și securitate. Cu toate acestea, riscurile privind expunerea la radiații ionizante pot depăși frontierele naționale, iar cooperarea internațională servește la promovarea și sporirea siguranței la nivel global, prin schimbul de experiență și prin îmbunătățirea capacităților de control al pericolelor, de prevenire a accidentelor, de reacție la situații de urgență și de atenuare a oricăror consecințe dăunătoare.

3. Abordarea graduală

Abordarea graduală se definește ca fiind un proces prin care nivelul de analiză, documentare și totalitatea acțiunilor necesare sunt proporționale cu:

- i. inventarul de material radioactiv;
- ii. probabilitatea de apariție a unui pericol;
- iii. magnitudinea consecințelor oricărui pericol implicat;
- iv. tipul consecințelor;
- v. ciclul de viață al unei instalații;
- vi. caracteristicile particulare ale unei instalații sau activități; și
- vii. condițiile socio-economice.

În vederea aplicării abordării graduale pentru controlul reglementat în situațiile de expunere de urgență, se iau în considerare următoarele principii:

- a) *justificarea* - se aplică astfel încât orice acțiune de protecție sau de minimizare a consecințelor, aplicată, trebuie să facă mai mult bine decât rău;
- b) *optimizarea* - se aplică astfel încât forma, dimensiunea și durata oricărei acțiuni de protecție sau de minimizare a consecințelor să fie optimizate, în vederea obținerii beneficiului net maxim;
- c) *limitarea expunerii* - se aplică astfel încât suma dozelor de radiații încasate de un lucrător la situații de urgență, pe parcursul unei situații de urgență, să nu depășească limitele de doze stabilite pentru lucrătorii expuși profesional sau pentru public.

Abordarea graduală pentru perioada de planificare presupune dezvoltarea de mecanisme, aranjamente și capacități, atât din punct de vedere legislativ cât și administrativ. Pentru aceasta, ținând cont de:

- inventarul de material radioactiv, probabilitatea de apariție și magnitudinea consecințelor pericolelor radiologice și nucleare, instalațiile nucleare și radiologice precum și activitățile cu materiale nucleare și radiologice, se clasifică în Categoriile de Pregătire pentru Urgență;
- magnitudinea consecințelor și caracteristicile particulare ale unei instalații sau activități, se stabilesc Clase de Urgență;
- magnitudinea consecințelor, tipul consecințelor, ciclul de viață al unei instalații, condițiile socio-economice, se stabilesc Zonele și Distanțele de Planificare la Urgență.

Abordarea graduală pentru perioada de răspuns presupune:

- activarea Sistemului de răspuns la urgență pe amplasament și în afara amplasamentului, ținându-se cont de Clasa de Urgență și anume, utilizarea graduală a resurselor umane și materiale de la nivelul local până la nivelul național;
- implementarea Acțiunilor de Protecție în funcție de Clasa de Urgență și Zonele și Distanțele de Planificare la Urgență;
- solicitarea de Asistență Internațională atunci când capacitățile la nivel național sunt depășite.

Controlul reglementat abordează gradual răspunsul la o situație de urgență nucleară sau radiologică în funcție de cronologia evenimentului. Pentru aceasta, se stabilesc trei faze de implementare a acțiunilor de protecție, și anume faza preventivă, faza urgentă și faza timpurie, faze pentru care sunt identificate acțiuni de protecție astfel: acțiuni de protecție preventive cu scopul de a evita apariția efectelor deterministe, acțiuni de protecție urgente cu scopul de a evita sau minimiza efectele stochastice și acțiuni pe termen lung cu scopul de a minimiza efectele stochastice.

4. Categoriile de Pregătire pentru Urgență (CPU)

În procesul de autorizare, titularul de autorizație are obligația de a-și stabili categoria de pregătire pentru urgență iar planurile de răspuns la urgență radiologică sau nucleară de pe amplasament să fie elaborate conform cerințelor specifice ale categoriilor de pregătire pentru urgență. Măsurile și acțiunile trebuie să fie direct proporționale cu pericolele identificate și consecințele potențiale ale acestora.

În funcție de amploarea riscurilor radiologice, s-au definit șase categorii de pregătire pentru urgență.

4.1. Categoria de Pregătire pentru Urgență I (CPU I)

În CPU I sunt identificate instalațiile pentru care sunt postulate diferite evenimente ce au loc pe amplasamentul instalației. Evenimentele le includ pe cele din domeniul siguranței și securității nucleare și pe cele care nu au fost luate în considerare prin proiectare. Aceste evenimente ar putea conduce la efecte deterministe severe și efecte stocastice pe amplasament și în afara amplasamentului și necesită introducerea acțiunilor preventive, urgente și timpurii de protecție precum și alte acțiuni de răspuns.

Pentru reactoarele și instalațiile cu cantități mari de combustibil uzat sau materiale radioactive dispersabile, riscul principal apare din eliberările în aer de material radioactiv. Pentru cele mai mari eliberări (urgente generale) ce pot apărea la instalațiile din CPU I, riscul de apariție a efectelor deterministe severe în afara amplasamentului poate fi redus substanțial numai prin implementarea acțiunilor preventive de protecție în zona de planificare a acțiunilor preventive de protecție (PAZ) înainte sau imediat după eliberare. Acest lucru se poate asigura prin implementarea acestor acțiuni de protecție pe baza detectării și clasificării condițiilor periculoase din instalație, și nu prin așteptarea unei eliberări sau a rezultatelor monitorizării mediului.

Criteria pentru instalațiile din CPU I¹

Instalații pentru care se postulează situații de urgență care ar putea conduce la efecte biologice deterministe severe în afara amplasamentului, inclusiv:

- reactoare cu o putere termică mai mare de 100 MW(t) (reactoare de putere, reactoare folosite în propulsia navală și reactoare de cercetare); (a)
- instalații și/sau locații care conțin combustibil nuclear uzat cu un total de Cs-137 de peste 10 PBq;
- alte instalații care au inventare de materiale radioactive dispersabile în cantități suficiente de mari pentru a produce efecte deterministe în afara amplasamentului. (b)

4.2. Categoria de Pregătire pentru Urgență II (CPU II)

¹ Notă:

(a) Pe baza ipotezei că reactorul a funcționat la acest nivel de putere pentru o perioadă suficient de lungă încât inventarul de I-131 să atingă un nivel de aproximativ 10 PBq/MW (t). În cazul reactoarelor de cercetare, datorită modurilor variate de proiectare și exploatare, se va efectua o analiză specifică a instalației pentru a se stabili în ce măsură inventarul de materiale radioactive și cantitatea de energie ar putea atinge niveluri suficient de mari pentru a genera emisii radioactive semnificative în atmosferă în afara amplasamentului.

(b) Inventarele cu valori A/D₂ de peste 10000 pot determina încadrarea unei instalații în CPU I, dacă se anticipează că 10% din inventarul de materiale radioactive poate fi eliberat în atmosferă într-un singur eveniment.

În CPU II, sunt identificate instalațiile pentru care sunt postulate diferite evenimente ce au loc pe amplasamentul instalației. Evenimentele le includ pe cele din domeniul siguranței și securității nucleare și pe cele care nu au fost luate în considerare prin proiectare. Aceste evenimente ar putea conduce la efecte deterministe severe pe amplasament și efecte stocastice în afara amplasamentului și necesită introducerea acțiunilor preventive, urgente și timpurii de protecție precum și alte acțiuni de răspuns. În CPU II pot fi incluse instalațiile, cum ar fi unele tipuri de reactoare de cercetare și reactoare nucleare utilizate pentru a furniza energie pentru vehiculele navale (nave și submarine).

Criteria pentru instalații din CPU II²

Instalații pentru care se postulează situații de urgență ce ar putea conduce la doze care să justifice luarea de acțiuni urgente de protecție în afara amplasamentului, inclusiv:

- Reactoare cu o putere termică de peste 1 MW(t) și mai mică sau egală cu 100 MW(t) (reactoare de putere, reactoare folosite în propulsia navală și reactoare de cercetare); (a)
- Instalații și/sau locații care conțin combustibil nuclear uzat cu un total de Cs-137 între 0,1 – 10 PBq; (b)
- Instalații, altele decât cele incluse în Categoria I, în care riscul de criticitate ar putea conduce la doze care să justifice implementarea de acțiuni urgente de protecție în afara amplasamentului;
- Alte instalații, cu excepția celor incluse în Categoria I, cu inventare de materiale radioactive dispersabile din care ar putea rezulta doze pentru care să se justifice implementarea de acțiuni urgente de protecție în afara amplasamentului. (c, d)

4.3. Categoria de Pregătire pentru Urgență III (CPU III)

În CPU III, sunt identificate instalațiile pentru care sunt postulate diferite evenimente ce au loc pe amplasamentul instalației. Evenimentele le includ pe cele din domeniul siguranței și securității nucleare și pe cele care nu au fost luate în considerare prin proiectare, și care ar putea necesita acțiuni urgente de protecție sau acțiuni timpurii de protecție și/sau alte acțiuni de răspuns. Aceste evenimente ar putea conduce la efecte deterministe severe și efecte stocastice pe amplasament. În CPU III pot fi incluse instalațiile utilizate în cercetare, industrie și medicină. Situațiile de urgență la instalațiile din CPU III pot conduce la o expunere semnificativă în zonele de pe amplasament (de ex. o cameră de radioterapie).

În majoritatea cazurilor, situațiile de urgență implică surse industriale sau de radioterapie sau dispersarea materialului radioactiv și contaminarea populației, locurilor sau lucrurilor (de ex. produse) la instalațiile industriale, de cercetare sau de învățământ ca rezultat al unei surse ce a fost topită, perforată sau vărsată. În cele mai multe cazuri este implicată

² Notă:

(a) În cazul reactoarelor cu o putere mai mare de 10 MW(t), este necesară efectuarea unei analize de securitate pentru a se stabili dacă situațiile de urgență postulate pot conduce la efecte biologice deterministe severe în afara amplasamentului.

(b) În cazul instalațiilor și/sau locațiilor care conțin combustibil nuclear uzat cu un total de Cs-137 de peste 1 PBq, este necesară efectuarea unei analize de securitate pentru a se stabili dacă situațiile de urgență postulate pot conduce la efecte biologice deterministe severe în afara amplasamentului.

(c) Inventarele cu valori de A/D₂ mai mari de 100 pot determina încadrarea instalației în CPU II dacă se anticipează că 10% din inventarul de materiale radioactive poate fi eliberat în atmosferă într-un singur eveniment.

(d) În cazul instalațiilor și/sau locațiilor care conțin surse radioactive cu valori ale A/D₂ mai mari de 1000, este necesară efectuarea unei analize de securitate pentru a se stabili dacă situațiile de urgență postulate pot conduce la efecte biologice deterministe severe în afara amplasamentului.

numai o zonă limitată (de ex. o cameră de tratament) a instalației. Astfel de urgențe trebuie să fie detectate prompt de către operator și trebuie să fie limitate la o zonă aflată sub control administrativ. Sursa de contaminare, persoanele și obiectele potențial expuse sau contaminate trebuie să fie identificate prompt, iar cauza și amploarea situației de urgență trebuie să fie determinate prompt.

Criteria pentru instalații din CPU III³

Instalații pentru care se postulează situații de urgență care ar putea conduce la doze pentru care să se justifice luarea de acțiuni urgente de protecție pe amplasament, inclusiv:

- Instalații cu surse radioactive sau dispozitive generatoare de radiații, cu excepția celor prevăzute la Categoriile I și II, care au potențialul de a cauza, în cazul pierderii ecranării, debite de doză externe directe de peste 100 mGy/oră la distanță de 1m;
- Instalații și/sau locații care conțin combustibil nuclear uzat cu un conținut total de Cs-137 mai mic de 0,1 PBq; (a)
- Instalații, cu excepția celor cuprinse în Categoriile I și II, cu risc de criticitate;
- Reactoare cu niveluri de putere mai mici sau egale cu 1 MW(t);
- Alte instalații, cu excepția celor incluse în categoriile I și II, care au inventare de materiale radioactive dispersabile în cantități suficiente de mari pentru a conduce la doze care să justifice întreprinderea de acțiuni urgente de protecție pe amplasament. (b, c)

4.4. Categoria de Pregătire pentru Urgență IV (CPU IV)

În CPU IV, sunt identificate activitățile și acțiunile desfășurate în locații necunoscute (fără amplasament) care ar putea escalada către o situație de urgență nucleară sau radiologică și necesită introducerea acțiunilor de protecție precum și ale altor acțiuni de răspuns. Aceste activități și acțiuni includ: transportul materialelor nucleare sau radioactive și alte activități autorizate ce implică mișcarea de surse periculoase, precum surse de radiografie industrială, intrarea în atmosferă a sateliților care folosesc drept combustibil energia nucleară sau generatoare termoelectrice pe bază de radioizotopi, furtul unei surse radioactive periculoase și folosirea unei instalații radiologice având ca scop dispersia de materiale radioactive.

Planificarea pentru situațiile de urgență care pot apărea la activitățile din CPU IV se aplică peste tot și reprezintă nivelul minim de pregătire adecvat pentru toate statele.

Criteria pentru activități din CPU IV

a) Activități care implică utilizarea surselor radioactive, inclusiv:

- Surse mobile periculoase;
- Dispozitive generatoare de radiații cu sursă care nu sunt exceptate de la sistemul de autorizare;
- Sateliți care conțin surse periculoase;

³ Notă:

(a) În cazul instalațiilor și/sau locațiilor care conțin combustibil nuclear uzat cu un total de Cs-137 de peste 0,01 PBq, este necesară efectuarea unei analize de securitate pentru a se stabili dacă situațiile de urgență postulate ar putea conduce la doze pentru care să se justifice întreprinderea de acțiuni urgente de protecție în afara amplasamentului.

(b) Inventarele cu valori de A/D_2 mai mari de 0,1 pot determina încadrarea instalației în CPU III, dacă se anticipează că 10% din inventarul de materiale radioactive poate fi eliberat în atmosferă într-un singur eveniment.

(c) În cazul instalațiilor și/sau locațiilor care conțin surse radioactive cu valori ale A/D_2 mai mari de 10, este necesară efectuarea unei analize de securitate pentru a se stabili dacă situațiile de urgență postulate ar putea conduce la doze care să justifice implementarea de acțiuni urgente de protecție în afara amplasamentului.

- Transportul de cantități de materiale nucleare sau radioactive care constituie surse periculoase în cazul pierderii controlului asupra acestora;
 - Surse a căror activitate nu este cunoscută;
 - Transportul de cantități de materiale nucleare sau radioactive care constituie surse periculoase în cazul pierderii controlului asupra acestora, dar care nu sunt exceptate de la regimul de autorizare.
- b) Instalații/ locații unde există o probabilitate mare să fie prezente surse periculoase necontrolate, precum:
- instalații de mari dimensiuni de procesare a deșeurilor metalice;
 - puncte vamale naționale, porturi și aeroporturi.

4.5. Categoria de Pregătire pentru Urgență V (CPU V)

În CPU V, sunt identificate arii aflate în interiorul zonelor de planificare de urgență de pe teritoriul României, dar care sunt stabilite pentru instalațiile din CPU I și CPU II aflate pe teritoriile statelor vecine. Evenimentele produse la aceste instalații ar putea conduce la efecte deterministe severe și efecte stocastice în ariile din zonele și distanțele de planificare de pe teritoriul României. Necesită introducerea acțiunilor preventive, urgente și timpurii de protecție precum și alte acțiuni de răspuns.

Pregătirea pentru evenimentele din CPU V este destinată furnizării de restricții prompte privind produsele alimentare, apă sau produse în conformitate cu standardele internaționale. Accidentul de la Cernobîl din 1986 a dus la o depășire a contaminării pentru restricțiile alimentare pentru distanțe mai mari de 1000 km de la centrala nucleară.

Personalul unei instalații afectate din CPU I sau II trebuie să declare urgență generală și să notifice AIEA sau Statele afectate înainte de sosirea norului radioactiv.

Criterii pentru instalații din CPU V

Instalații nucleare care îndeplinesc criteriile pentru instalațiile din CPU I dar sunt situate în afara granițelor țării la o distanță de până la 100 km față de granițele României.

4.6. Categoria de Pregătire pentru Urgență VI (CPU VI)

În CPU VI, sunt identificate acele instalații sau activități autorizate care în cazul unor evenimente sau incidente, nu necesită măsuri de protecție sau acțiuni de protecție a lucrătorilor sau populației dar care necesită alte măsuri și acțiuni pentru prevenirea efectelor non-radiologice cauzate de percepția greșită a riscului radiologic.

Criterii pentru instalațiile sau activitățile din CPU VI

- Practici ce implică surse radioactive ori dispozitive generatoare de radiații cu surse care sunt sub nivelul de excludere de la procesul de autorizare, generatoare de radiații dar altele decât cele de la instalațiile din CPU I, CPU II, CPU III și CPU IV;
- Practici ce implică surse de radiații și care îndeplinesc criteriul: $A/D_1 = \sum A/D_{1,i} < 0,1$ sau $A/D_2 = \sum A/D_{2,i} < 0,1$ ⁴

⁴ Notă:

În vederea definirii surselor radioactive periculoase:

1. Pentru toate materialele, se utilizează următoarea metodă de calcul:

$$A/D_1 = \sum A/D_{1,i}$$

unde:

- A este activitatea (TBq) fiecărui radionuclid i asupra căruia se poate pierde controlul în timpul unei situații de urgență/unui eveniment.
- $D_{1,i}$ din tabelul 3.1-1 din Anexa 3 a *Regulamentului privind gestionarea situațiilor de urgență specifice riscului nuclear sau radiologic*.

5. Clasificarea situațiilor de urgență nucleară sau radiologică

Dezvoltarea capacităților de răspuns la situațiile de urgență nucleară sau radiologică depinde de caracteristicile situației de urgență. Astfel, situațiile de urgență se clasifică în:

- situații de urgență nucleară;
- situații de urgență radiologică.

Situațiile de urgență nucleară pot apărea la instalațiile din CPU I, II, III sau V, în funcție de pericolele de pe amplasament și de cele din afara amplasamentului.

Situațiile de urgență nucleară pot avea loc la:

- Iradiatoare foarte mari (ex. iradiatoare industriale);
- Reactori nucleari (reactori de cercetare, reactori de putere și reactori ai navelor);
- Depozite pentru cantități mari de combustibil uzat sau material radioactiv lichid sau gazos;
- Instalații privind ciclul combustibilului (ex. centrale de procesare a combustibilului);
- Instalații industriale (ex. instalații industriale pentru radiofarmaceutice);
- Instalații medicale sau de cercetare cu surse fixe de mari dimensiuni (ex. instalații de teleterapie).

Situațiile de urgență radiologică pot apărea la instalațiile sau activitățile din CPU I, II, III, IV și V. Acestea includ: surse periculoase necontrolate (abandonate, pierdute, furate sau găsite); utilizarea greșită a surselor periculoase medicale și industriale; Expunerea populației și contaminarea din surse necunoscute; reintrarea unui satelit care conține material radioactiv; supraexpunere; accidente de transport; acte rău intenționate.

Pentru a comunica autorităților publice dar nivelul de răspuns necesar într-o situație de urgență nucleară sau radiologică, s-a făcut următoarea clasificare a situațiilor de urgență: alertă; urgență în unitate/instalație; urgență pe amplasament; urgență generală.

Alerta la instalațiile din CPU I, CPU II sau CPU III implică o scădere importantă sau nedeterminată a nivelului de protecție pentru populație sau pentru personalul de pe amplasament. Alerta include evenimente care pot evolua către urgență în unitate/instalație, urgență pe amplasament sau urgență generală.

-
2. În cazul materialelor dispersabile, se utilizează următoarea metodă de calcul:

$$A/D_2 = \sum A/D_{2,i}$$

unde:

- A este activitatea (TBq) fiecărui radionuclid i aflat într-o formă dispersabilă asupra căruia se poate pierde controlul în timpul unei situații de urgență/unui eveniment.
- $D_{2,i}$ din tabelul 3.1-1 din Anexa 3 a *Regulamentului privind gestionarea situațiilor de urgență specifice riscului nuclear sau radiologic*.

3. O sursă necontrolată sau un material necontrolat este considerat o sursă periculoasă dacă oricare dintre valorile A/D calculate mai sus este mai mare de 0,1.

În scopul stabilirii valorilor pentru D , scenariile de expunere folosite se împart în 2 categorii: una pentru materiale care nu au fost dispersate și cea de-a 2-a pentru materiale dispersate. Fiecărei categorii îi sunt atribuite valori numerice diferite:

- (a) Valoarea lui D_1 este activitatea unui radionuclid dintr-o sursă care, în cazul în care este necontrolat, fără a fi dispersat (rămâne încapsulat), poate conduce la o situație de urgență ce se anticipează, în mod rezonabil, că va cauza efecte biologice deterministe severe;
- (b) Valoarea lui D_2 este activitatea unui radionuclid dintr-o sursă care, în cazul în care este necontrolat și dispersat, poate conduce la o situație de urgență ce se anticipează, în mod rezonabil, că va cauza efecte biologice deterministe severe;
- (c) Valoarea lui D este cea mai mică valoare dintre valorile lui D_1 și D_2 pentru un radionuclid.

Valorile recomandate pentru D_1 , D_2 și D sunt prezentate în tabelul 3.1-1 din Anexa 3 a *Regulamentului privind gestionarea situațiilor de urgență specifice riscului nuclear sau radiologic*.

Urgențele în unitate la instalațiile din CPU I, CPU II și CPU III sunt evenimente care conduc la o reducere considerabilă a nivelului de protecție a personalului de pe amplasament ca urmare a neîndeplinirii funcției primului nivel de protecție în adâncime și care nu au consecințe radiologice în afara amplasamentului.

Urgența pe amplasament la instalațiile din CPU I și CPU II reprezintă o reducere considerabilă a nivelului de protecție a personalului de pe amplasament, precum și pentru populația din apropierea amplasamentului, ca urmare a neîndeplinirii funcției a două sau mai multe niveluri de protecție în adâncime.

Urgența generală la instalațiile din CPU I și CPU II reprezintă un risc real substanțial, privind eliberarea în atmosferă de materiale radioactive sau un risc de expunere la radiații datorat neîndeplinirii funcției a trei sau mai multe niveluri de apărare în adâncime care justifică punerea în aplicare a unor măsuri preventive și/sau urgente în afara amplasamentului, ca ultim nivel de protecție în adâncime.

Urgențele care pot surveni la instalațiile sau activitățile din CPU IV se numesc urgențe radiologice.

Titularul de autorizație al instalațiilor din CPU I, II și III are obligația de a stabili corect clasa de urgență și de a transmite imediat notificări către CNCAN și autoritățile locale sau naționale așa cum este stabilit în planul de răspuns pe amplasament. Pentru clasificarea corectă, titularul de autorizație trebuie să-și dezvolte Niveluri de Acțiune la Urgență (NAU). NAU-urile se bazează cel puțin pe mărimi observabile și parametrii ai instalației.

Declararea clasei de urgență pentru instalațiile din CPU V este responsabilitatea CNCAN ca și punct de contact în cadrul Convenției de Notificare Rapidă. Declararea și clasificarea situației de urgență pentru CPU V se va face pe baza informațiilor valide primite de la punctul de contact al statului pe al cărui teritoriu s-a petrecut accidentul și/sau prin intermediul informațiilor primite de la Centrul de Urgențe și Incidente al Agenției Internaționale pentru Energie Atomică (IEC-IAEA).

6. Clasificarea zonelor și distanțelor de planificare

În abordarea graduală, în ceea ce privește evitarea efectelor deterministe și diminuarea sau evitarea efectelor stocastice, s-au definesc două zone de planificare și două distanțe de planificare, în afara amplasamentului:

- a) Zona de planificare a acțiunilor preventive de protecție, denumită în continuare PAZ, este stabilită în vederea evitării efectelor deterministe și se aplică instalațiilor din CPU I și CPU V;
- b) Zona de planificare a acțiunilor urgente de protecție, denumită în continuare UPZ, este stabilită în vederea evitării efectelor deterministe și diminuării efectelor stocastice și se aplică instalațiilor din CPU I, CPU II și CPU V.
- c) Distanța de planificare extinsă, denumită în continuare EPD, este stabilită în vederea extinderii acțiunilor de protecție pentru evitarea efectelor stocastice și se aplică instalațiilor din CPU I, CPU II și CPU V;
- d) Distanța de planificare pentru restricția produselor alimentare și nealimentare, denumită în continuare ICPD, este stabilită în vederea evitării efectelor stocastice și se aplică instalațiilor din CPU I, CPU II și CPU V.

Pentru instalațiile și activitățile din CPU III, CPU IV și CPU VI nu se definesc zone și distanțe de planificare. Pentru instalațiile din CPU I și CPU II, titularul de autorizație trebuie să propună zonele și distanțele de planificare, pe baza evaluării de securitate nucleară și a evaluării consecințelor radiologice potențiale, în conformitate cu clasificarea urgenței. Trasarea limitelor zonelor și a distanțelor de planificare constituie responsabilitatea

autorităților publice locale. Decizia finală privind zonele și distanțele de planificare este aprobată de CNCAN și Ministerul Afacerilor Interne MAI.

În ceea ce privește zonele de evaluare, definirea graduală a zonelor de protecție la urgență se face luând în considerare criteriile de evaluare a impactului deterministic și probabilistic, cât și nivelul de credibilitate asupra rezultatelor acestora. Se ajunge astfel la o grupare a tipurilor de zone de tipul definit mai jos:

- A Zona de impact deterministic și probabilistic major și de credibilitate crescută a evaluării acestora
- B Zona de impact probabilistic major și de impact necunoscut și de credibilitate scăzută pentru cel deterministic
- C Zona de impact deterministic major și de impact necunoscut și de credibilitate scăzută pentru cel probabilistic
- D Zona de impact necunoscut deterministic și probabilistic și de credibilitate scăzută pentru ambele

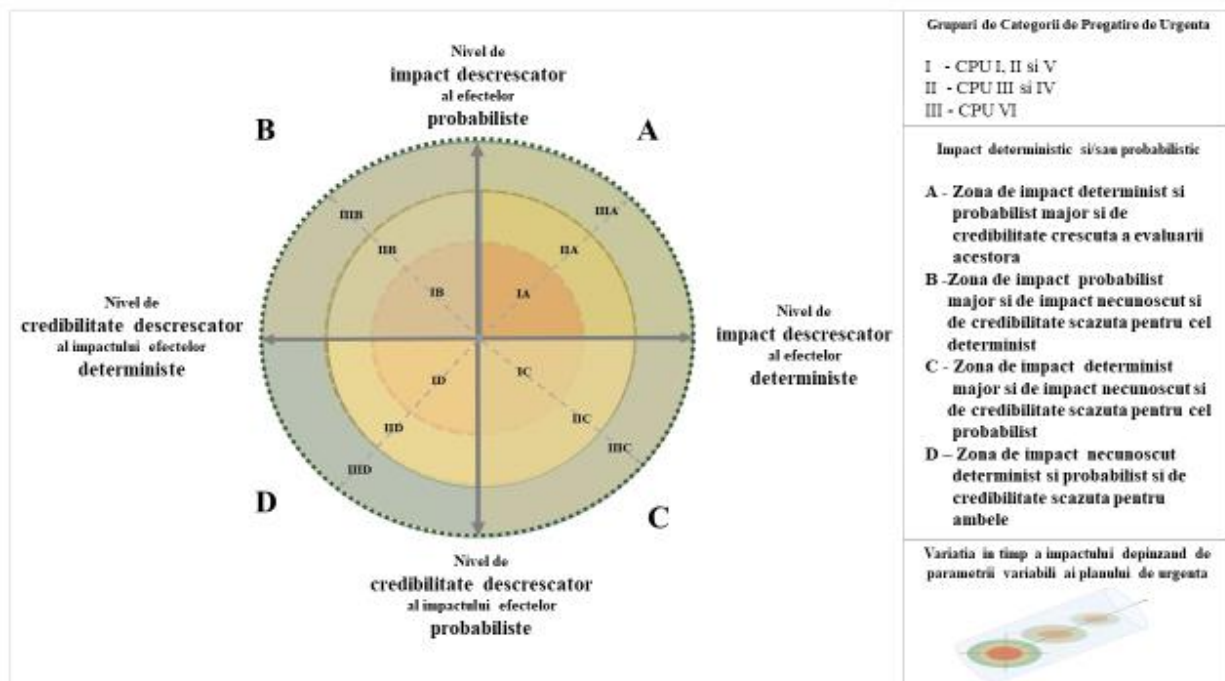


Figura 1. Definirea zonelor de protecție utilizând o abordare graduală

Din combinarea grupelor de CPU și a zonelor de impact al efectelor deterministe și probabiliste, considerate ținând cont de credibilitatea datelor asupra acestora, precum și a impactului variației în timp a diversilor parametrii care limitează definițiile de mai sus, se obțin situațiile reprezentate în Figura 1.

Stabilirea acestor zone și distanțe de planificare are rolul de a implementa o serie de măsuri și aranjamente în faza de planificare, în aceste arii, în scopul creșterii gradului de succes al acțiunilor de protecție. Aceste măsuri și aranjamente trebuie să fie cel puțin următoarele:

- a) Stabilirea sistemelor de anunțare și avertizare a populației incluzând proceduri care stabilesc mesaje predefinite, intervale standard de timp pentru informații cu privire la avertizări și pregătirea populației în conformitate cu diferite concepte de comunicări și avertizări;
- b) Stabilirea zonelor de adunare a populației în vederea evacuării;

- c) Strategii de administrare a iodurii de potasiu (pre-distribuire sau distribuire în timpul urgenței);
- d) Infrastructura traficului și disponibilitățile de transport (privat, public) în interiorul zonelor de planificare, incluzând posibile blocaje;
- e) Structura populației (numărul de locuitori, populația lucrătoare, școli, spitale, închisori, azil de bătrâni sau alte instituții pentru grupuri cu nevoi speciale).

7. Concluzii

Abordarea graduală aplicată în controlul reglementat dedicat managementului urgențelor nucleare și radiologice are drept scop final optimizarea utilizării resurselor atât de către autoritățile publice cât și de titularii de autorizație, necesare răspunsului urgențelor radiologice și nucleare, practic urmărind asigurarea controlului în timpul situației de expunere de urgență.

Aplicând abordarea graduală, nivelul resurselor și aranjamentele necesare sunt cerute a fi planificate și pregătite în avans, ținându-se cont de sistemul de clasificare al instalațiilor și activităților după categorii de pregătire la urgență.

Nivelul răspunsului la o situație de urgență se realizează gradual implicând resurse optime și implementarea în mod gradual de acțiuni de protecție astfel încât să se realizeze obiectivele principale ale răspunsului la urgență și anume evitarea efectelor deterministe și minimizarea efectelor stochastice.

8. Bibliografie

- i. IAEA SAFETY STANDARDS SERIES No. GSR Part 7
- ii. IAEA SAFETY STANDARDS SERIES No. GSR Part 3
- iii. DIRECTIVA 2013/59/EURATOM A CONSILIULUI
- iv. ICRP 103
- v. ICRP 104
- vi. REGULAMENTUL PRIVIND GESTIONAREA SITUAȚIILOR DE URGENȚĂ NUCLEARĂ ȘI RADIOLOGICĂ

SECȚIUNEA 2

MASA ROTUNDA cu tema:

Protecția radiologică în tehnologii nucleare noi

Moderatori: Maria SAHAGIA și Veronica ANDREI

NOI TEHNOLOGII DE OBȚINERE ȘI UTILIZARE A PRODUSELOR RADIOACTIVE

Maria SAHAGIA (*msahagia@nipne.ro*), A. LUCA

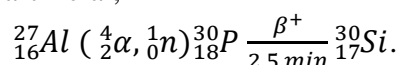
Institutul Național de C&D pentru Fizică și Inginerie Nucleară Horia Hulubei, IFIN-HH

Rezumat

Aplicarea principiului ALARA în acest domeniu are în vedere următoarele aspecte: obținerea unor produse radioactive în instalații nucleare mai sigure în exploatare, cu risc minim de producere de accidente; asigurarea unui maxim de protecție radiologică pentru personalul operant și mediu; realizarea unor produse radioactive cu performanțe ridicate, având un raport maxim: beneficiu/detriment în aplicare. Lucrarea va prezenta următoarele aspecte ale evoluției tehnologiilor de realizare și utilizare a produselor radioactive: (i) Un scurt istoric ; (ii) Noi tipuri de instalații de iradiere; (iii) Noi tipuri de produse radioactive: cerințe, tipuri de radionuclizi, tehnologii de obținere, caracterizare, utilizări; (iv) Soluții noi pentru rezolvarea problemei tehnetaului

I. Introducere – scurt istoric

Descoperirea fenomenului de radioactivitate de către Henri Becquerel în anul 1896 și corecta sa interpretare a deschis un important capitol al evoluției fizicii și chimiei. Marie și Pierre Curie, prin descoperirea radionuclizilor ^{226}Ra și ^{210}Po în anul 1898 și introducerea termenului “radioactivitate”, au pus bazele utilizării unor **produse radioactive realizate din radionuclizi naturali** [1]. S-au realizat și folosit surse de ^{226}Ra în scopuri terapeutice, pentru vindecarea unor afecțiuni dermatologice, în anul 1901. În anul 1914, Marie Curie înființează la Paris Institutul de Radium, iar în anul 1920 Institutul Curie. **Primul radionuclid artificial** a fost obținut de Irene și Frederik Joliot Curie în anul 1934, prin iradierea unei ținte de ^{27}Al cu particule alfa provenind de la o sursă de ^{210}Po . Au rezultat: un neutron și primul radionuclid artificial,



După construcția primului ciclotron la Berkeley, California, de către Ernest Lawrence, în anul 1931, a fost posibilă producerea de radionuclizi prin iradierea de ținte cu particule accelerate: protoni, deuteroni, particule alfa, ioni de He-3. Acest tip de accelerator tinde în prezent să fie folosit pe scară tot mai largă, înlocuind în importantă reactorul nuclear. Cea mai rapidă dezvoltare este aceea a ciclotroanelor de dimensiuni mici “baby cyclotrons” utilizate în spitale, mai ales în combinație cu sistemele de diagnoza PET-CT. **În anul 1942,**

Enrico Fermi a construit la Chicago primul reactor nuclear, sursă de neutroni. Reacțiile nucleare cu neutroni termici sunt de tipurile: activare pe diferite ținte (n,γ) și fisiune indusă în nuclee de U-233, U-235, Pu-239. Există și reacții nucleare, de tipurile (n,p), (n,α), și de fisiune a U-238, cu neutroni rapizi. Rolul lor în producția de radioizotopi este în scădere în prezent și în viitor. **Acceleratorul linear**, construit pentru prima dată în anul 1932 furnizează fascicule de radiații x – de frânare, cu energii continue, până la maximum 40 GeV (Stanford, SUA), care pot produce radionuclizi prin reacții fotonucleare, de tipurile (γ,p), (γ,n), (γ,γ'). Acesta crește în importanță în prezent, odată cu creșterea intensității de emisie și a energiei de accelerare, ca alternativă la utilizarea reactorului nuclear. Acceleratorul electrostatic construit în anul 1929 de către Van de Graaff a fost apoi perfecționat prin crearea **instalației denumite TANDEM**, care poate accelera ioni grei. Aceștia sunt folosiți în prezent la producerea elementelor supergrele (transactinice), prin bombardarea unor ținte de lantanide, actinide, sau plumb. La IFIN-HH sunt trei instalații TANDEM: 9 MV (protoni, particule alfa, ioni grei), 3 MV, 1MV.

În România s-au produs radioizotopi la Reactorul Nuclear VVRS_București (1958 – 1997), la Ciclotronul U-120, la Reactorul TRIGA - Pitești, iar în prezent la Ciclotronul TR-19 IFIN-HH, din anul 2013, și la Ciclotroane comerciale (^{18}F la MONROL - București, în funcțiune ; Centrul TRANSCEND – Iași, în curs de instalare)

II. Noi instalații de iradiere

Surse de neutroni de spalațiune. Constau în principal dintr-un accelerator linear (LINAC) de protoni, accelerați până la energii de ordinal GeV ($>0,5$ GeV). Aceștia cad pe o țintă de mercur, plumb etc., producând spalațiunea: smulgerea unui număr de neutroni rapizi, sub forma de impulsuri de scurtă durată. Există în funcțiune în SUA Sursa de Neutroni de Spalațiune (SNS), iar în Europa există surse, de ex. SINO, la CERN și este în construcție Sursa de Spalațiune Europeană (ESS) în impulsuri, la Lund, Suedia, care urmează să fie funcțională din anul 2023, cu o densitate de flux de 10^{18} n/cm² s . [2]

Acceleratoare de protoni de înaltă energie și de fascicule de ioni radioactivi în corelație cu separatoare de masă (ISOLDE - Isotope Mass Separator On-Line) – CERN, Centrul MEDICIS specializat în aplicații medicale, pentru obținerea radioizotopilor de terbiu.

Extreme Light Infrastructure - Nuclear Physics (ELI-NP), aflat în construcție la IFIN-HH. Infrastructura conține doi laseri de mare putere, 10PW fiecare (putere deja atinsă la 13 martie 2019) în combinație cu un sistem de obținere a unui fascicol de radiații gama, ELI-NP-GBS (gamma beam system).[3] În principiu, radiația laser va interacționa cu un fascicol de electroni accelerați într-un accelerator linear la diferite energii, până la valoarea maximă de 720 MeV, prin efectul de Împrăștiere Compton Inversă (ICS). Fotonii vor putea atinge o plajă de energii între 200 keV și 19,5 MeV, distribuția energetică fiind funcție de energia de accelerare a electronilor și de unghiul de împrăștiere a radiațiilor gama. Prin aplicarea unor colimatori se pot alege porțiuni foarte înguste din spectrul de energii, rezoluție 0,5%, cu densitate spectrală de 10^4 fotoni/s · eV și flux de cuante de 10^{11} γ /s. Acest fascicol poate fi folosit la realizarea de reacții fotonucleare, din care rezultă radioizotopi [4, 5]. Ulterior se pot obține fascicule de protoni, cu care de asemenea se pot obține radioizotopi.

III. Noi tipuri de produse radioactive: cerințe, tipuri de radionuclizi, tehnologii de obținere, caracterizare, utilizări.

III.1 Domeniul medicinei.

George Hevesy a utilizat pentru prima dată radioizotopii ca trasori pentru studiul elementelor stabile în sistemele biologice, fiind considerat inventatorul medicinei nucleare. În prezent și în viitor, cel mai dinamic domeniu de utilizare a produselor radioactive este cel al medicinei, în scopuri de diagnostic și terapie. Ca surse radioactive închise se folosesc pentru diagnostic, de exemplu pentru osteodensitometrie (^{153}Gd) și pe scara largă în teleterapie (^{60}Co) și brachyterapie (^{103}Pd , ^{125}I , ^{192}Ir). În medicina nucleară se folosesc radiofarmaceutice, pentru scopuri de diagnostic și terapie [6]. Cei mai folosiți radionuclizi sunt: În scop de diagnostic există sisteme SPECT bazate pe ^{67}Ga , $^{99\text{m}}\text{Tc}$, ^{111}In , ^{123}I , ^{201}Tl și sisteme PET-CT bazate pe folosirea ^{11}C , ^{13}N , ^{15}O , ^{68}Ga și în deosebi ^{18}F (FDG – fluorodeoxiglucosa). În scop de terapie se folosesc în prezent emițători beta-gama, ^{131}I , ^{153}Sm , ^{177}Lu , $^{186,188}\text{Re}$, emițători beta puri de înaltă energie: ^{32}P , ^{89}Sr (IOB și IOCN România), ^{90}Y , sau emițători alfa: ^{211}At , ^{223}Ra ($^{223}\text{RaCl}_2$ - xofigo). Există o experiență bogată de obținere a lor: Radionuclizii cu exces de neutroni, emițători beta minus, se obțin la reactorul nuclear, iar cei cu exces de protoni, emițători de pozitroni și capturisti de electroni se obțin la ciclotroane.

III.1.1 Cerințele moderne în ceea ce privește aplicarea principiului ALARA și îmbunătățirea performanțelor.

Au în vedere calitatea procesului de obținere și utilizare a produselor radioactive, care este definită de optimizarea următorilor parametri.

- *Alegerea tipurilor de radionuclizi* care să satisfacă maximul de cerințe, din punct de vedere al parametrilor fizico-nucleari, chimici, biologici, în raport cu aplicația lor. În scop de diagnostic se preferă radionuclizi cu emisie de radiații gama de viață scurtă, care pot fi folosiți în combinații chimice care le conferă un bun tropism. În același timp, datorită emisiei de radiații de anihilare în coincidentă, noii emițători PET câștigă competiția cu cei SPECT, datorită rezoluției mai bune și a posibilităților de a li se monitoriza activitatea în organism. Pentru scopuri de terapie se preferă emițători puternici de radiații beta și slabi gama, emițători alfa, emițători de electroni Auger și de electroni de conversie, monoenergetici. Pentru cuantificarea efectului radioterapiei se utilizează perechi de emițători pozitronici și emițători alfa sau beta, constând din același element chimic.

- *Alegerea instalației și a condițiilor de iradiere a materialului țintă* care oferă maximul randament de obținere a radionuclidului: tipul de radiații produse și energia lor, situate în intervalul de secțiuni maxime de reacție; de exemplu, la obținerea ^{18}F la ciclotron se folosesc protoni de 16 - 3 MeV.

- *Alegerea soluțiilor care produc o cantitate minimă de deșuri radioactive* este o problemă de maximă importanță conform principiului ALARA, având implicații atât pentru personal cât și pentru mediu; de exemplu, obținerea prin fisiune a ^{99}Mo , nu este o soluție optimă de producere de generatoare de $^{99\text{m}}\text{Tc}$, întrucât rezultă o mare cantitate de deșuri, și se caută soluții de înlocuire.

- *Producerea minimului de impurități radionuclidice.* Este foarte important acest parametru în optimizare, întrucât unele impurități pot induce doze de iradiere la pacienți superioare radionuclidului de interes. Atunci când impuritățile sunt chimic diferite, se aplică tehnici de purificare, dar pentru acelea care constau din izotopi ai radionuclidului de interes, nu există metode de separare, de exemplu, la obținerea $^{99\text{m}}\text{Tc}$ la ciclotron prin reacția $^{100}_{42}\text{Mo}(p, 2n)^{99\text{m}}_{43}\text{Tc}$, pot apărea: ^{100}Tc ($T_{1/2} = 15,8$ s); ^{99}Tc ($T_{1/2} = 2,1 \times 10^5$ a), ^{98}Tc ($T_{1/2} = 4,2 \times 10^6$ a); ^{97}Tc ($T_{1/2} = 4,0 \times 10^8$ a); Soluțiile propuse constau din utilizarea unor ținte cu grad mare de îmbogățire (^{100}Mo în proporție de 100%, față de compoziția naturală de: ^{92}Mo -14,84%, ^{94}Mo -8,25 %, ^{95}Mo -15,25%, ^{96}Mo -16,68 %, ^{97}Mo -9,55%, ^{98}Mo -24,5%, ^{100}Mo -9,63%), evitarea din spectrul de energii ale fasciculului pe acelea care favorizează impuritatea [6].

- Alegerea soluțiilor și instalațiilor care oferă o activitate specifică ridicată, de preferință fără purtător, cum este cazul produșilor de fisiune și al celor produși la ciclotron. Acest parametru este important, deoarece masa solidă ridicată conduce la apariția toxicității chimice, sau la imposibilitatea de preparare de radiofarmaceutice. Se folosesc ținte cu un grad de îmbogățire ridicat, sau se aplică metoda de creștere a sa, Szilard Chalmer.

III.1.2 Câțiva noi radionuclizi pentru medicina nucleară: caracterizare, aplicare, obținere.

În domeniul diagnosticului, procedura SPECT, practic radionuclizii clasici satisfac cerințele ALARA prezente. ^{99m}Tc , utilizat în peste 80% din proceduri, îndeplinește cerințele din toate punctele de vedere: se dezintegrează prin captură electronică, emite o radiație gama abundentă de 140 keV, are viață scurtă: 6,007 h, se poate livra zilnic, sau se poate elua dintr-un generator. Referitor la chimia sa, poate fi introdus într-un număr mare de molecule purtătoare.

Noi radionuclizi pentru diagnostic de tip PET.

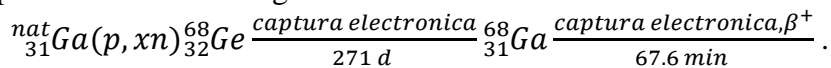
Radionuclizi obținuți la ciclotroanele medicale [6].

^{64}Cu , emițător de radiații beta minus și pozitroni. Avantajele folosirii sunt: $T_{1/2}=12,7$ h, emisia de pozitroni și de radiații beta minus cu energii beta maxime moderate, permițând o rezoluție bună; emisia de radiații de anihilare, 511 keV, este abundentă (35,7%) și este puțin perturbată de alte radiații gama. Sunt foarte importante, deasemenea, proprietățile sale chimice, posibilitatea de a se realiza compuși organometalici cu proprietăți biologice remarcabile. Se poate produce prin activare la reactor, rezultând un radionuclid cu purtător; este preferabil să se producă la ciclotron, prin reacția nucleară: $^{64}\text{Ni}(p, n)^{64}\text{Cu}$ cu protoni de 8 – 14 MeV.

^{124}I este singurul emițător de pozitroni din familia iodului, care este cel mai folosit în prezent în diagnostice, ^{123}I , și terapii tiroidiene, ^{131}I . Are $T_{1/2}=4,18$ d, ceea ce permite utilizarea sa în studii de metabolism pe durate mai lungi. Chimia sa îl face foarte util, deoarece iodul poate fi introdus în multe combinații, inclusiv marcarea de biomolecule. Se dezintegrează prin captură electronică și emisie de pozitroni. Dezavantajul constă în existența unor radiații gama abundente, de energii apropiate de 511 keV, care pot deranja fereastra de achiziție a semnalului. Se obține la ciclotron, prin reacția $^{125}\text{Te}(p, 2n)^{124}\text{I}$ cu o energie a protonilor în intervalul 15-20 MeV.

Radionuclizi obtenabili la ciclotroane de energii medii [6]

^{68}Ga emițător de pozitroni. Avantajele sale constau în: extragere din generator, folosibil mai mult de un an. Are $T_{1/2}=67,6$ min (doza la pacient mică și posibile două, trei eluții zilnice), emisie foarte abundentă de radiații de 511 keV (180%), radiații gama parazite slabe. Proprietățile sale chimice permit marcarea diverselor biomolecule. Dezavantajul ar fi energia mare a pozitronilor, reducând rezoluția. ^{68}Ga se poate produce direct la ciclotron, prin reacții de tip $^{65}\text{Cu}(\alpha, n)^{68}\text{Ga}$, dar mai importantă este reacția cu protoni de 20 - 70 MeV, care permite realizarea de generatori de $^{68}\text{Ge}/^{68}\text{Ga}$:



Noi radionuclizi pentru radioterapie.

^{67}Cu , emițător beta – gama. În afara proprietăților chimice avantajoase, are o perioadă de înjumătățire de 2,58 d, emite radiații beta moderate, energie maximă 577 keV, iar emisia gama este de numai 185 keV (48,6%) permițând monitorarea SPECT; este superior ^{131}I , deoarece iradierea organelor adiacente este mai mică. Se poate obține astfel [6]: la reactorul nuclear cu neutroni rapizi prin reacția $^{30}\text{Zn}(n, p)^{67}\text{Cu}$, cu un grad ridicat de impurități radionuclidice; la ciclotron cu protoni de 30-80 MeV, cea mai avantajoasă reacție fiind: $^{68}\text{Zn}(p, 2p)^{67}\text{Cu}$; apare o impurificare cu ^{67}Ga . O cale modernă de obținere este cea a reacției foto nucleare, de tipul: $^{68}\text{Zn}(\gamma, p)^{67}\text{Cu}$. În acest caz nivelul de impurități este mai

mic, iar ca instalație de iradiere se folosește în prezent acceleratorul linear cu un randament scăzut. O variantă care se studiază este cea a folosirii fascicolului gama din sistemul ELI-NP-GBS de 19 MeV cu randament ridicat, datorită intensității mari a fascicolului gama monoenergetic.

Noua tendință în radioterapie caută utilizarea de radiații cu un transfer linear de energie foarte ridicat și parcurs scurt, de la zeci de nanometri la zeci de micrometri, care crește eficacitatea prin distrugerea dublului lanț ADN și evită iradierea secundară. Se preferă emițătorii alfa și cei de electroni monoenergetici de energie joasă, Auger și de conversie internă.

^{225}Ac se preferă radionuclidului ^{223}Ra ($^{223}\text{RaCl}_2$ - Xofigo). ^{223}Ra se obține numai la reactorul nuclear și conține în lanțul de dezintegrare ^{219}Rn , care poate migra în afara zonei de interes. ^{225}Ac se poate folosi ca atare, fiind extras din generatorul de ^{225}Ra , sau se poate folosi ca generator de ^{213}Bi , depinzând de doza de iradiere aplicabilă și de forma chimică a farmaceuticului. Există mai multe rute de obținere: la ciclotron, reacția $^{226}\text{Ra}(p, 2n)^{225}\text{Ac}$ sau de spalatiune $^{232}\text{Th}(p, spal)^{225}\text{Ac}$. Secțiunile de reacție sunt încă în studiu.

La ELI-NP-GBS se are în vedere obținerea sa pe următoarea rută [5]: $^{226}\text{Ra}(\gamma, n)^{225}\text{Ra} \xrightarrow[14.9\text{ d}]{\beta^-} ^{225}\text{Ac} \xrightarrow[10\text{ d}]{\alpha} ^{221}\text{Fr} \xrightarrow[286\text{ s}]{\alpha} ^{217}\text{At} \xrightarrow[32.3\text{ ms}]{\alpha} ^{213}\text{Bi} \xrightarrow[46\text{ min}]{\alpha, \beta^-}$ (3 radiații alfa și 3 radiații beta)

Ca problemă specială de radioprotecție este faptul că ținta care se iriază, ^{226}Ra , este radioactivă și necesită mare atenție privind prepararea și iradierea sa.

$^{195\text{m}}\text{Pt}$ se dezintegrează prin tranziție izomeră, având $T_{1/2}=4,01$ d. Se poate folosi și ca radionuclid de diagnostic SPECT pentru monitorarea efectului terapeutic al citostaticelor (cisplatin, oxaliplatin, carboplatin), prin emisia de radiații gama de 98.9 keV (12%), dar și ca radionuclid de terapie, cu efect citotoxic foarte pronunțat, datorită abundenței de electroni monoenergetici emiși: electroni Auger de 7 keV, intensitate 140%, electroni Auger și de conversie de 51 – 126 keV, intensitate 116% [7]. Se poate obține la reactorul nuclear prin reacția $^{194}\text{Pt}(n, \gamma)^{195\text{m}}\text{Pt}$. la ciclotron $^{192}\text{Os}(\alpha, n)^{195\text{m}}\text{Pt}$. Se are în vedere obținerea sa la sistemul ELI-NP-GBS, folosind radiații gama intense de 3.5 MeV, prin reacția $^{195}\text{Pt}(\gamma, \gamma')^{195\text{m}}\text{Pt}$ [5].

Alți radionuclizi din această categorie sunt: $^{117\text{m}}\text{Sn}$, $^{193\text{m}}\text{Pt}$ etc.

Radionuclizi de tip Teranostic.

Aceștia constau fie din radionuclizi care pot îndeplini ambele funcții, diagnostic și terapie fie perechi de radionuclizi.

Se folosesc radionuclizi pentru SPECT și radioterapie, care sunt emițători beta-gama: ^{67}Cu , ^{153}Sm , ^{177}Lu , $^{186,188}\text{Re}$, dar care nu permit o evaluare cantitativă a activității acumulate.

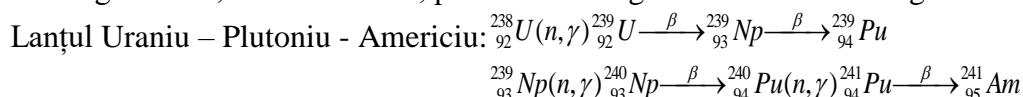
Se preferă perechi de radionuclizi, introduși în același tip de moleculă, pentru PET și terapie, cu rezoluție bună și efect terapeutic ridicat și bine controlat (terapie individualizată). De obicei sunt radioizotopi ai aceluiași element: Perechi de ^{64}Cu (12,7 h, PET) + ^{67}Cu (2,58 d, emițător beta-gama, Terapie), ^{124}I (4.18 d, PET) + ^{131}I (8.02 d, emițător beta-gama, Terapie) sau ^{152}Tb (17,5h, PET) + ^{140}Tb (emițător alfa-beta, 4,1 h, Terapie), ambii obținuți la CERN, cu sistemul ISOLDE [8].

Optimizarea obținerii și utilizării radionuclizilor, prin studiul parametrilor fizico-nucleari

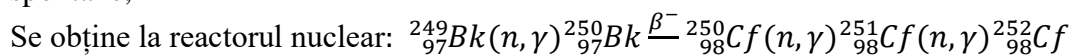
Pentru toți radionuclizii utilizați în medicina nucleară, în scopul aplicării principiului ALARA trebuie să caracterizăm condițiile de iradiere, în sensul studierii secțiunilor de reacție la diverse energii [9], cât și a activității și a datelor nucleare de dezintegrare, în scopul calculării dozelor pentru pacienți și pentru personal. În acest sens, autorii lucrării de față au avut contribuții atât în ceea ce privește măsurarea precisă a activității radionuclizilor, cât și a parametrilor schemei lor de dezintegrare [10-14]

III. 2 Obținerea și studiul elementelor supergrele

În anul 2019 Tabelul periodic al lui Mendeleev împlinește 150 ani, fiind un prilej de studiere și completare a sa cu noile elemente grele și supergrele, care s-au sintetizat în ultimii ani. Elementele cele mai grele stabile sunt Pb (Z=82) și Bi (Z=83). Urmează Po (Z=84) și At (Z=85) metale, Rn (Z=86) gaz nobil, Fr (Z=87) alcalin, Ra (Z=88) alcalino-pământos. Ac (Z=89), Th (Z=90), Pa (Z=91) și U (Z=92) sunt actinidele naturale, radioactive. Seria continuă cu actinidele artificiale, cunoscute ca transuraniene: Neptunium (Np, Z=93), Plutonium (Pu, Z=94), Americium (Am, Z=95), Curium (Cm, Z=96), Berkelium (Bk, Z=97), Californium (Cf, Z=98), Einsteinium (Es, Z=99), Fermium (Fm, Z=100), Mendeleevium (Md, Z=101), Nobelium (No, Z=102), Lawrencium (Lw, Z=103). Aceste noi elemente sunt instabile și au fost obținute fie la reactorul nuclear, prin secvența de iradiere cu neutroni și dezintegrări beta, fie la ciclotron, pornindu-se în general de la actinide grele.



Californiul 252 este cel mai scump element, folosit ca sursă de neutroni, datorită fisiunii spontane,



Începând cu Z=104, noile elemente ies din clasa actinidelor și se numesc transactinide [15]. Lista lor cuprinde: Rutherfordium (Rf, Z=104), Dubnium (Db, Z=105), Seaborgium (Sg, Z=106), Bohrium (Bh, Z=107), Hassium (Hs, Z=108), Meitnerium (Mt, Z=109), Darmstadtium (Ds, Z=110), Roentgenium (Rg, Z=111), Copernicium (Cn, Z=112), Nihonium (Nh, Z=113), Flerovium (Fl, Z=114), Moscovium (Mc, Z=115), Livermorium (Lv, Z=116), Tennessine (Ts, Z=117) și Oganesson (Og, Z=118). Conform modelelor nucleare teoretice este de așteptat ca o nouă insulă de stabilitate să fie descoperită pentru elemente începând cu Z=125.

Acestea se obțin prin iradierea unor ținte grele cu ioni grei accelerați, provenind de la TANDEM-uri cu intensități ridicate, cel mai utilizat fiind ${}_{20}^{48}\text{Ca}$, de exemplu: ${}_{98}^{249}\text{Cf} + {}_{20}^{48}\text{Ca} \rightarrow {}_{118}^{294}\text{Og} + 3n$. Particularitățile lor constau în faptul că sunt foarte instabile ($T_{1/2}$ maximum o oră) și se obțin în cantități foarte mici, de ordinul câtorva atomi. Studiul mecanismelor de obținere; fuziune la rece, sau fuziune la cald, precum și a proprietăților lor fizico-nucleare și chimice este o preocupare de prim ordin [16]. Se cunoaște că majoritatea suferă dezintegrări alfa, sau fisiune spontană; câteva emit radiații beta. Din punctul de vedere chimic sunt plasate în perioada a șaptea a Tabelului periodic, începând cu grupa a patra secundară. De exemplu: Rf (Rutherfordium), grupa 4B urmează după: Ti, Zr, Hf; Fl (Flerovium), grupa 4A, după C, Si, Ge, Sn, Pb, poate avea o stare nouă, de metal nobil gazos! Og (Oganesson) se așteaptă să fie un gaz nobil, după Rn.

IV. Soluții noi pentru rezolvarea problemei tehniciului

O problemă dificilă a apărut atunci când câteva reactoare nucleare care produceau ${}^{99}\text{Mo}$ prin procedeul clasic de fisiune a uraniului au devenit indisponibile, iar producerea de generatori clasici a fost oprită, așa cum a fost cazul în anul 2008. Reactoarele nucleare aflate în exploatare au o vechime mare, o parte din ele urmează să fie oprite, iar exploatarea lor este mai scumpă și mai expusă la incidente/accidente decât în cazul acceleratoarelor de particule. Obținerea ${}^{99}\text{Mo}$ prin fisiune produce multe deșeurii radioactive (produși de fisiune). Au fost căutate rute alternative de obținere a ${}^{99\text{m}}\text{Tc}$. Se prezintă o schema a tuturor metodelor de obținere cunoscute în prezent.

Instalație de iradiere	Proiectil, energie	Reacție nucleară, secțiune	Proprietăți	Soluții de obținere a ^{99m}Tc
Reactor Nuclear	Neutroni termici – 2,5E-5 keV (termici)	$^{98}\text{Mo} (n,\gamma) ^{99}\text{Mo}$ $\sigma = 5000 \text{ mbarn}$; se poate iradia molibden natural, ^{98}Mo este în proporție de 24%	Cu purtător. Nu se pot realiza generatori prin încărcarea pe coloană de alumină	- Extragere în unitatea producătoare prin metoda MEK (metil etil cetona) și livrare ^{99m}Tc spitalelor, $\text{Na}^{99m}\text{TcO}_4$ în ser fiziologic - Realizare de gel generatori Zirconium molibdate (ZrMo) - Generator North Star GENIX, RadioGenix ^R coloană cromatografică. Livrare $\text{Na}_2^{99}\text{MoO}_4$; încărcare coloana on-site [17] - Fixarea molibdenului pe coloană pe nanoparticule [18]
	Neutroni rapizi – 10 - 14 MeV	$^{100}\text{Mo} (n,2n) ^{99}\text{Mo}$ $\sigma = 1500 \text{ mbarn}$	Cu purtător	Aceleași soluții tehnice
Generator de neutroni	Neutroni rapizi, 14 MeV	$^{100}\text{Mo}(n,2n)^{99m}\text{Tc}$ $\sigma = 1450 \text{ mbarn}$	Cu purtător	Aceleași soluții tehnice, în studiu la ENEA, Frascati, Italia [19]
Accelerator linear, ELI-NP-GBS	X, γ - 14–15 MeV	$^{100}\text{Mo}(\gamma,n) ^{99}\text{Mo}$ $\sigma = 150 \text{ mbarn}$	Cu purtător	Aceleași soluții tehnice
	X, γ - 14–15 MeV	$^{238}\text{U}(\gamma,f) ^{99}\text{Mo}$ $\sigma = 150 \text{ mbarn}$	Fără purtător	Generator clasic, coloana de Al_2O_3 (alumina). Probleme: - Indisponibilitate reactor nucleari pentru gamafiziune; - Reacția de fisiune

				produce multe deșeuri radioactive
Reactor Nuclear	Neutroni rapizi >1MeV	$^{238}\text{U}(n,f)^{99}\text{Mo}$	Fără purtător	Încărcare pe coloană din alumină
	Neutroni termici – 2,5E-5 keV	$^{235}\text{U}(n,f)^{99}\text{Mo}$	Fără purtător	Încărcare pe coloană de alumină. SOLUTIA TEHNICA PREZENTA LA NIVEL MONDIAL
Ciclotron	Protoni, 15 – 20 MeV	$^{100}\text{Mo}(p,2n)^{99m}\text{Tc}$ $\sigma = 250 \text{ mbarn}$	Fără purtător	Livrare ^{99m}Tc spitalelor, $\text{Na}^{99m}\text{TcO}_4$ în ser fiziologic Problema de rezolvat: evitarea impurităților, izotopi ai Tc

Concluzii

- Aplicarea principiului ALARA în producția și utilizarea produselor radioactive este o țintă complexă, date fiind problemele de radioprotecție și de efectivitate impuse domeniului.
- Lucrarea a tratat aspectele specifice de aplicare a principiului în noile tehnologii, cu referire la noii radionuclizi, noile instalații de producerea și moduri de optimizare, cât și în utilizare.
- Au fost analizate două tipuri de radionuclizi: cei cu aplicații în medicina nucleară și elementele grele și supergrele; acest categorii sunt cele mai dinamice în dezvoltare în prezent.

Mulțumiri

Lucrarea a fost susținută din programele:

- The European Metrology Programme for Innovation and Research (EMPIR), JRP-Contract 16ENV10 MetroRADON (www.euramet.org). The EMPIR initiative is co-funded by the European Union's Horizon 2020 research and innovation programme and the EMPIR Participating States.
- Program Nucleu – PN-IFIN-HH, proiect 19 09 06 02 04

Referințe

1. NUPEX, acces 6.06.2019
<http://www.nupecc.org/NUPEX/index.php?g=textcontent/nuclearapplications/nuclearinmed&lang=ro>,
1. https://en.wikipedia.org/wiki/Spallation_Neutron_Source. Acces 10.06.2019
2. S. Gales , K. A. Tanaka, D. L. Balabanski, F. Negoita, D. Stutman, O. Tesileanu, C. A. Ur, D. Ursescu, I. Andrei, S. Ataman , M. O. Cernaianu, L. D'Alessi, I. Dancus, B. Diaconescu, N. Djourellov, D. Filipescu, P. Ghenuche, D. G. Ghita, C. Matei, K. Seto, M. Zeng and N. V. Zamfir. *The extreme light infrastructure—nuclearphysics*

- (*ELI-NP*) facility: new horizons in physics with 10 PW ultra-intense lasers and 20 MeV brilliant gamma beams . Rep. Prog. Phys. 81 (2018) 094301 (28pp). <https://doi.org/10.1088/1361-6633/aacfe8>
3. D. Habs, P.G. Thirolf, C. Lang, M. Jentschel, U. Koster, F. Negoita and V. Zamfir. *Medical Application Studies at ELI-NP. Laser Acceleration of Electrons, Protons, and Ions; and Medical Applications of Laser-Generated Secondary Sources of Radiation and Particles*, edited by W. P. Leemans, E. Esarey, S. M. Hooker, K. W. D. Ledingham, K. Spohr, P. McKenna, Proc. of SPIE Vol. 8079, 80791H · © 2011 SPIE
 4. M. Bobeica, D. Niculae, D. Balabanski, D. Filipescu, I. Gheorghe, D. G. Ghita, W. Luo. *Radioisotope production for medical applications at ELI-NP*. Romanian Reports in Physics, Vol. 68, Supplement, P. S847–S883, 2016
 5. Syed M. Qaim. *Nuclear data for production and medical application of radionuclides: Present status and future needs*. Nuclear Medicine and Biology 44 (2017) 31–49
 6. H. Xiaolong, K. Mengxiao. *^{195m}Pt decay scheme*. Nuclear Data Sheets 121(2014) 305-397
 7. N. P. van der Meulen, N. Gracheva, U. Köster, J. R. Zeevaert, K. Johnston, Z. Talip, R. Schibli, C. Müller. *Tb radionuclides for imaging and therapy: how far have we progressed?* RANC 2019 / May 5–10, 2019 / Budapest, Hungary
 8. F. T. Tarkanyi et al. (2018.) *Recommended nuclear data for medical radioisotope production: diagnostic gamma emitters*. Journal of Radioanalytical Nuclear Chemistry. 319(2019)487-531
 9. M. Sahagia, A. Luca, A. Antohe, C. Ivan. *Standardization of ⁶⁴Cu and ⁶⁸Ga by the 4πPC-γ coincidence method and calibration of the ionization chamber*. Appl. Radiat. Isotopes 70, 9 (2012)2025-2030
 10. A. Luca, M. Sahagia, A. Antohe. *Measurement of Cu-64 and Ga-68 half - lives and gamma-rays emission intensities*. Appl. Radiat. Isotopes 70, 9(2012)1876-1880
 11. M. Sahagia, M.-R. Ioan, A. Antohe, A. Luca, C. Ivan. *Measurement of I-124*. Appl. Radiat. Isot. 109 (2016) 349-353.
 12. M. Sahagia, A. Luca, M.-R. Ioan, A. Antohe, C. Ivan. *Standardization of ⁶⁷Cu and calibration of the ionization chamber. Impurities and decay scheme problems*. Appl. Radiat Isot.134(2018)297-301
 13. M. Sahagia, A. Luca, A. Antohe, M. R. Ioan. *Standardization of the emerging medical positron emitter ⁸⁹Zr*. RANC 2019 / May 5–10, 2019 / Budapest, Hungary
 14. Y. Oganessian. *Super Heavy Elements: On the 150th Anniversary of the Discovery of the Periodic Table of Elements*. Nucl. Phys. News International. 29, 1(2019)5-10
 15. Y. Nagame. *Chemical characterization of the heaviest elements*. RANC 2019 / May 5–10, 2019 / Budapest, Hungary
 16. <https://www.northstarmm.com>. *We are an emerging leader with new solutions in the field of nuclear medicine technology products*. Acces 11.06.2019
 17. Mohamed F. Nawar, A. Türler . *Development of a new generation of ⁹⁰Mo/^{90m}Tc radioisotope generators to meet continuing clinical demands*. RANC Conference 2019, May 5 – 10, 2019, Budapest, Hungary
 18. M. Capogni, A. Pietropaolo, L. Quintieri, A. Fazio, P. De Felice, M. Pillon, A. Pizzuto, *^{99m}Tc by ⁹⁹Mo produced at the ENEA-FNG facility of 14 MeV neutrons*. Appl. Radiat. Isot., 134 (2018)105-107

TEHNOLOGII NOI AFLATE LA NIVELELE SUPERIOARE DE MATURITATE TEHNOLOGICĂ ÎN ENERGETICA NUCLEARĂ

Veronica ANDREI (veronica_andrei@yahoo.com)

Societatea Română de Radioprotecție - SRRp

1. Introducere

Atunci când membrii Consiliului de conducere al SRRp au decis că este de interes o informare a membrilor asupra tehnologiilor noi viitoare în energia nucleară, autorul în calitate de inginer care lucrează în sectorul energetic nuclear din România considerând decizia foarte bună a acceptat provocarea de a pregăti această informare. Provocarea era considerată pornind de la cunoștințele privind volumul mare de informații și abordările strategice diversificate care există la nivelul țărilor cu programe avansate de cercetare-dezvoltare și demonstrare de tehnologii de reactori nucleari noi și totodată privind volumul mare de informații asupra inițiativelor dezvoltate și susținute la nivel internațional, acestea căpătând accente deosebite de pe la începutul anului 2000.

În ianuarie 2000, Oficiul pentru Energie Nucleară, Știință și Tehnologie din cadrul Departamentului pentru Energie (DOE) al SUA a convocat un grup de reprezentanți guvernamentali superiori din nouă țări cu programe nucleare dezvoltate pentru a începe discuțiile privind colaborarea internațională în dezvoltarea sistemelor nucleare de generație a IV-a [1]. S-a inițiat atunci Forumul Internațional Generație IV (GIF).

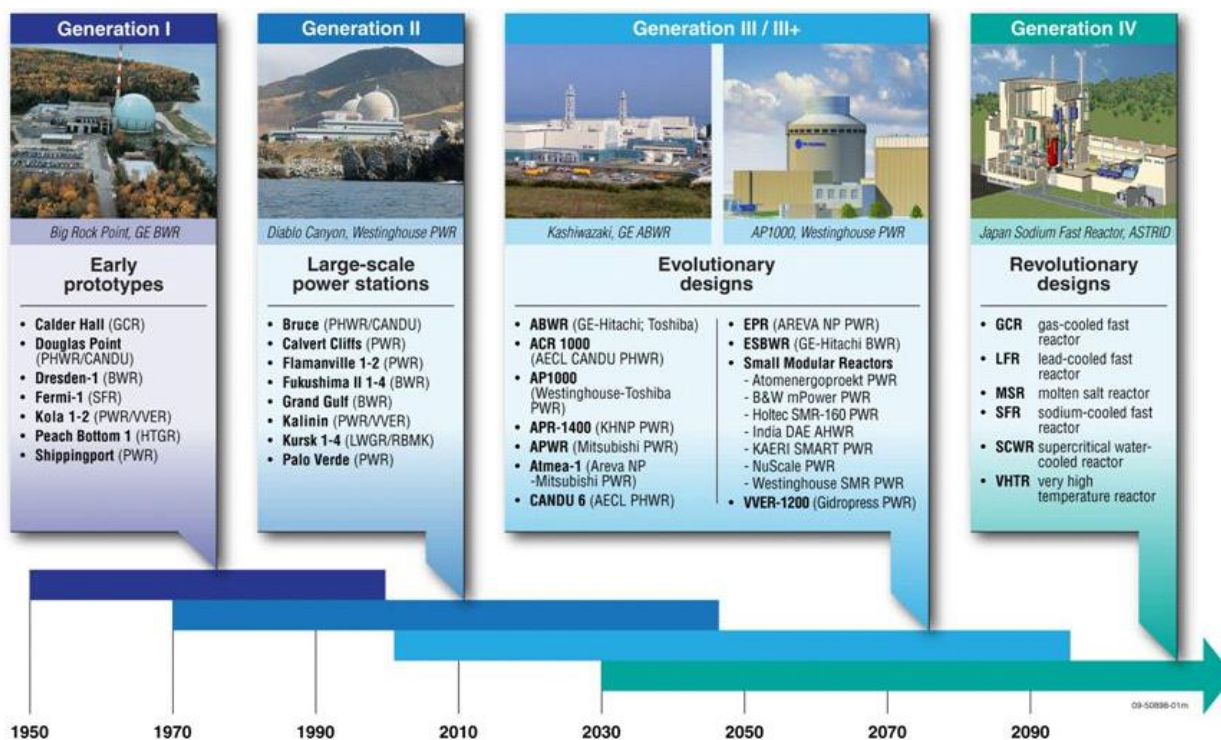


Figura 1. Evoluția generațiilor de reactori nucleari (sursa: www.gif-4.org)

2. Rolul inovației tehnologiei în energia nucleară

Astăzi există aproximativ 450 de reactoare de energie nucleară care operează în 30 de țări plus Taiwan, cu o capacitate combinată de aproximativ 400 GWe. În 2017 acestea au furnizat peste 10% din energia electrică a lumii.

Circa 50 de reactoare de energie sunt în prezent construite în 15 țări, în special China, India, Rusia și Emiratele Arabe Unite [2].

În țările cu programe nucleare mari, energia nucleară rămâne parte integrantă a producției de energie electrică în declarațiile strategice cu perspectiva 2050.

- Energia nucleară a contribuit în mod fiabil și economic aproape 20% din generația electrică în Statele Unite în ultimele două decenii. Declarațiile guvernamentale americane arată că energia nucleară rămâne cel mai mare contribuabil (mai mult de 70%) al producției de energie electrică care nu emite gaze de seră în Statele Unite.
- În Canada, energia nucleară este considerată [3] un atu strategic. Canada este [3] „o națiune nucleară de nivel 1, cu o industrie cu spectru complet pe care o folosim pentru beneficii economice, geopolitice și sociale semnificative și de mediu.”

Sunt țări în care reactoare nucleare au fost recent construite pentru prima dată: Bangladesh, Belarus, Turcia și Emiratele Arabe Unite. Există încă 28 de țări în diferite etape pentru o posibilă implementare a programelor de construire centrale nucleare [2].

Până în 2030, lumea va avea nevoie de 50% mai multă energie [4].

Agencia Internațională de Energie (IEA) a elaborat un „Scenariu de Dezvoltare Durabilă” (SDS) cu emisii reduse de carbon, care este în concordanță cu limitarea creșterii medii globale a temperaturii în 2100 la 2 grade Celsius peste nivelurile preindustriale. În SDS, capacitatea nucleară crește la 678 GWe până în 2040, oferind aproximativ 13,5% din generarea de energie electrică [4].

Într-un raport recent din iunie 2019 al IEA se afirmă că [5] inovația este esențială pentru punerea lumii pe o cale durabilă a energiei. Tranziția în sectorul energetic necesită o combinație de vigorență a inovațiilor care facilitează integrarea noilor tehnologii de generare curată la scară, cu extinderea și îmbunătățirea proiectărilor celor mai vechi pentru a le face compatibile cu scenariul de dezvoltare sustenabilă. În ceea ce privește energia nucleară, în timp ce industria este sigură că „overnight costs” - costurile peste noapte ale reactoarelor de apă Gen III / III + Light de astăzi pot fi reduse semnificativ pe măsură ce seriile sunt dezvoltate, pot fi necesare inovații mai accentuate pentru ca nuclearul să-și asigure rolul de sursă de energie flexibilă, de încredere și dispecerizabilă pe viitoarele piețe de energie cu un nivel scăzut de carbon.

Se urmăresc conform raportului IEA trei tipuri de inovații: dezvoltarea de reactoare mai mici care ar putea avea o flexibilitate operațională mai mare; dezvoltarea de combustibili inovatori care ar putea asigura performanțe mai mari la costuri mai mici; și dezvoltarea aplicațiilor neelectrice, cum ar fi căldura de proces, producția de hidrogen și desalinizare, care ar putea înlocui procesele bazate pe fosil.

GIF precizează pe site-ul său [6] că de mai bine de un deceniu „a condus eforturile de colaborare internațională pentru dezvoltarea sistemelor de energie nucleară de generație următoare, care pot ajuta la satisfacerea nevoilor energetice viitoare ale lumii. Modelele Generației IV vor utiliza combustibilul mai eficient, vor reduce producția de deșuri, vor fi competitive din punct de vedere economic și vor îndeplini standardele stricte de siguranță și rezistență la proliferare.”

Aceste obiective au fost urmărite de circa 100 de experți care au evaluat 130 de concepte de reactor. În urma evaluării GIF a identificat și selectat șase sisteme de energie nucleară pentru dezvoltarea ulterioară:

- Reactor rapid răcit cu gaz (GFR-Gas-cooled Fast Reactor),
- Reactor rapid răcit cu plumb (LFR- Lead-cooled Fast Reactor),

- Reactor de sare topit (MSR - Molten Salt Reactor),
- Reactor răcit cu apă (SCWR- Super Critical Water Cooled Reactor),
- Reactor rapid răcit cu sodiu (SFR-Sodium Cooled Fast Reactor) și
- Reactor de temperatură foarte înaltă (VHTR-Very High Temperature Reactor)

3. Despre ce este și când este o tehnologie matură tehnic

Programul european de cercetare-dezvoltare Orizont 2020 preia în anexele sale cele 9 nivele de maturitate tehnologică pentru un proiect [7], după scara nivelului de pregătire tehnologică (TRL) al cărui pionierat s-a dezvoltat la Administrația Națională Aeronautică și Spațială (NASA) în anii 1980[8].

- TRL 1 - Principii de bază observate
- TRL 2 - Formularea conceptului tehnologic
- TRL 3 - Demonstrarea conceptului privind funcționalitățile critice sau caracteristicile la nivel analitic sau experimental
- TRL 4 - Validarea componentelor și/sau a ansamblului în condiții de laborator
- TRL 5 - Validarea componentelor și/sau a ansamblului în condiții relevante de funcționare (mediul industrial)
- TRL 6 - Demonstrarea funcționalității modelului în condiții relevante de funcționare (mediul industrial)
- TRL 7 - Demonstrarea funcționalității prototipului în condiții relevante de funcționare
- TRL 8 - Sisteme finalizate și calificate
- TRL 9 - Sisteme a căror funcționalitate a fost demonstrată în mediul operațional

- TRL 6 este un pas important în demonstrarea maturității tehnologiei: modelul la scară reală (prototipul) este testat într-un mediu relevant pentru condițiile reale de funcționare. Diferența principală între TRL 5 și TRL 6 o reprezintă trecerea de la scara de laborator la cea corespunzătoare aplicației inginerești, cu determinarea efectelor de scară ce intervin în proiectarea sistemului operațional. Prototipul trebuie să fie capabil să îndeplinească toate funcțiile cerute sistemului operațional.

- TRL 7 este un pas major în raport cu TRL 6 necesitând demonstrarea funcționării prototipului într-un mediu relevant pentru aplicațiile reale. Documentația include rezultatele testelor la scară reală, analiza diferențelor dintre mediul de testare și mediul real, interpretarea rezultatelor experimentale și extrapolarea lor pentru funcționarea în mediul real.

- TRL 8. În majoritatea cazurilor acest nivel de maturitate corespunde finalizării dezvoltării sistemului real. Sistemul real este complet realizat și certificat prin teste și demonstrații.

- TRL 9. Tehnologia a atins forma finală și este utilizată pe tot domeniul de regimuri și în toate condițiile pentru care a fost creată.

În urma analizei definițiilor și caracteristicilor ultimelor nivele de maturitate tehnologică și fiind preocupați de momentul în care putem spune că se poate accepta, autoriza și construi o centrală nucleară cu tehnologie de reactori noi competitivi pe piețele de energie ale viitorului, câteva întrebări noi sunt prezentate în continuare. În lipsa timpului disponibil de a căuta răspunsuri de experți, mai jos se prezintă răspunsuri care reprezintă percepția autorului.

<i>O tehnologie matură tehnic este și o tehnologie demonstrată tehnic la nivel industrial?</i>	Este interpretabil, dar pot fi situații în care mai sunt necesare adaptări importante la mediul industrial unde se implementează efectiv proiectul/prototipul, atunci când acesta este diferit de mediul industrial unde s-a demonstrat funcționarea prototipului și aceste situații ar putea să necesite resurse importante.
<i>O tehnologie demonstrată la nivel industrial este o tehnologie comercială?</i>	Nu.
<i>De la ce nivel de maturitate tehnologică se poate aprecia că proiectul de cercetare-dezvoltare are șanse reale pentru a ajunge investiție în sectorul privat?</i>	<p>Nu poate exista un răspuns fix. Este de menționat că:</p> <ul style="list-style-type: none"> • Departamentul de Energie al SUA a emis în decembrie 2009 Ghidul de evaluare a pregătirii tehnologice DOE G 413.3-4 10-12-09 [8], care ajută indivizii și echipele implicate în realizarea evaluărilor de pregătire tehnologică (TRA) și în elaborarea de planuri de maturizare tehnologică (TMP) pentru proiectele de achiziție de capital ale DOE. <p>Nota: Acest Ghid prezintă o versiune adaptată a unui model demonstrat de evaluare a pregătirii tehnologiei al NASA și Departamentului Apărării (DoD) care ajută la identificarea elementelor și proceselor de dezvoltare a tehnologiei necesare pentru a se asigura că un proiect își îndeplinește scopul prevăzut într-o manieră sigură și eficientă din punct de vedere al costurilor, care va reduce costurile ciclului de viață și va produce rezultate care pot fi susținute în fața evaluărilor de experți.</p> <ul style="list-style-type: none"> • Este tradițional ca în țările cu sector energetic nuclear dezvoltat sectorul privat joacă un rol important alături de cercetarea susținută din fonduri publice în aducerea de noi tehnologii pe piață. Acestea trebuie să fie pregătite pentru a estima riscurile, dar și de a susține inovarea, acestea doua neevoluând neapărat în simbioza. • Pe site-ul birourilor guvernamentale care activează în domeniul energiei https://www.energy.gov/offices se găsește Agenția pentru Proiecte de Cercetare Avansată - Energie ARPA-E. Intrată efectiv în funcțiune în 2009, această agenție avansează tehnologii energetice cu potențial ridicat și cu impact mare, care sunt prea devreme pentru investiții în sectorul privat. Proiectele ARPA-E au potențialul de a îmbunătăți radical securitatea economică a SUA, securitatea națională și bunăstarea mediului. ARPA-E abilitază cercetătorii din energie din America cu finanțare, asistență tehnică și pregătire pentru piață.

Sistemele de energie nucleară selectate de GIF se bazează pe [6] o varietate de reactori, tehnologii de conversie a energiei și cicluri de combustibil. Modelele lor includ nuclee cu spectre de neutroni termici și rapizi, cicluri de combustibil închise și deschise. Reactoarele au dimensiuni de la foarte mici la foarte mari. În funcție de gradul respectiv de maturitate tehnică, se preconizează că primele sisteme de generația IV vor fi utilizate comercial în jurul anilor 2030-2040.

Unele dintre aceste proiecte de reactor ar putea fi demonstrate în următorul deceniu, odată cu desfășurarea comercială începând din 2030. China a început construcția unui prototip de înaltă temperatură Reactor (HTR-PM) un prim pas către dezvoltarea VHTR. Atât Franța, cât și Rusia dezvoltă proiecte avansate de reactor rapid de sodiu pentru demonstrații pe termen scurt. De asemenea, se așteaptă ca un reactor rapid de prototip să fie construit în Rusia în jur 2020 [6].

4. Dezvoltarea/maturizarea tehnologică până la demonstrarea comercială

În urma documentării pentru scopul lucrării, documentare care, deși limitată datorită constrângerii de timp alocat, a permis identificarea de informații interesante, autorul consideră că este foarte posibil să ne aflăm în ultimii ani pe un palier de orientare mai fermă a procesului de luare a deciziei în țările cu programe nucleare mari, în special, în țările din America de Nord și Europa, asupra priorităților strategice cu privire la dezvoltarea/maturizarea tehnologică în continuare până la demonstrarea comercială a anumitor tehnologii de reactori noi destinați piețelor de energie ale viitorului.

America de Nord

- În Canada, un efort de 10 luni susținut de peste 180 de persoane reprezentând 55 de organizații din 10 sectoare și subsectoare cu implicarea inițială a comunităților și organizațiile indigene au realizat o viziune pentru ceea ce reprezintă următorul val de inovație în domeniul nuclear: o foaie de parcurs pentru reactoarele modulare mici (SMR) [3] ”ca sursă de energie sigură, curată, accesibilă, deschiderea de oportunități pentru un viitor durabil, cu emisii reduse de carbon și captarea de beneficii pentru Canada și canadieni.”

Guvernele federale și provinciale ar trebui să implementeze măsuri de partajare a riscurilor cu investitorii privați pentru a stimula prima demonstrare comercială a SMR-urilor în Canada, cu potențial pentru exportul tehnologiilor SMR și inovațiilor conexe dezvoltate în Canada pe piețele internaționale.

- Există multe tehnologii cu riscuri și recompense diferite pentru Canada [9]. Grupul de lucru tehnologic pentru SMR a examinat peste 100 de proiecte SMR și a găsit [9] diferite beneficii și oportunități pentru Canada. Anumite tehnologii în stadiu incipient pot oferi cel mai mare potențial pentru Canada de a capta valoare, deoarece lanțurile de aprovizionare de sprijin nu sunt încă stabilite, iar demonstrarea acestor tehnologii ar anula cercetarea și dezvoltarea, precum și beneficiile lanțului de aprovizionare în Canada. În același timp, aceste tehnologii au riscuri mai mari asociate dezvoltării lor. Această gamă de oportunități se poate împrumuta unei abordări de portofoliu care avansează atât proiecte pe termen mai apropiat, cu risc mai mic, cât și modele mai inovatoare și avansate. Acestea ar oferi un beneficiu mai mare lanțului intern de aprovizionare, dar ar avea, de asemenea, un nivel mai ridicat de risc de a pierde posibilitatea de a deveni un avansator pe piața mondială.
- Avem și punctul de vedere ale experților canadieni referitor la faptul că SMR-urile pot necesita acces la noi tipuri de combustibil [9]. Deși aproape toate modelele SMR vor continua să funcționeze pe uraniu, acestea vor folosi un grad de combustibil uraniu cu un nivel scăzut de îmbogățire și tipuri de combustibil care sunt diferite de pachetele de combustibil uraniu naturale utilizate în prezent în reactoarele nucleare canadiene. În timp ce combustibilul pentru proiectele demonstrative ar putea fi furnizat din Statele Unite, China și Rusia se poziționează pentru a conduce pe piața comercială de combustibil SMR comercială. Canada poate avea în vedere consolidarea capacităților interne și dezvoltarea parteneriatelor strategice în acest domeniu [9].
- În februarie 2019, Departamentul de Energie al SUA și-a anunțat planurile de a construi un reactor de testare versatil sau VTR [10]. Acest nou reactor de cercetare va fi capabil să efectueze teste de iradiere la fluxuri de energie de neutroni mult mai mari decât cele disponibile în prezent. Această capacitate va ajuta la accelerarea testării combustibililor nucleari avansați, a materialelor, instrumentelor și senzorilor. De asemenea, va permite DOE să-și modernizeze infrastructura esențială de cercetare și dezvoltare a energiei nucleare și să efectueze teste avansate de tehnologie și

materiale esențiale necesare pentru a energiza industria energiei nucleare din SUA. Proiectul este condus de Idaho National Laboratory în parteneriat cu cinci laboratoare naționale (Argonne, Los Alamos, Oak Ridge, Pacific Northwest și Savannah River) și include o serie de parteneri din industrie și universități.

VTR ar putea fi finalizat încă din 2026 pe amplasamentul unuia dintre laboratoarele naționale ale DOE. Pe 5 august 2019 a fost publicată o notificare de intenție din partea DOE care pregătește o declarație de impact asupra mediului (EIS) pentru a se asigura că toți factorii de mediu sunt luați în considerare înainte de a lua o decizie finală de a merge mai departe cu proiectul VTR.

- Biroul de Tehnologii Avansate de Reactor (ART) al guvernului SUA sponsorizează [10] activități de cercetare, dezvoltare și demonstrare (RD&D) prin intermediul programelor sale Generația Următoare de Centrale nucleare (NGNP), Concepte Avansate de Reactor (ARC) și a programelor Advanced Modular Reactor (aSMR) pentru a permite avansarea din punct de vedere al siguranței, tehnic, economic și de mediu a tehnologiilor inovatoare de Generația IV în energia nucleară. Avantajele cercetării și dezvoltării NGNP includ:
 - Are potențialul de a reduce emisiile de gaze cu efect de seră prin înlocuirea combustibililor fosili în generarea de energie electrică și în producerea căldurii de proces pentru anumite aplicații, inclusiv rafinarea petrolului și producția de îngrășăminte și alte produse chimice.
 - Angajează sectorul privat în dezvoltarea acestui obiectiv important de securitate a mediului și a energiei.
 - Dezvoltă combustibil de integritate extrem de ridicat sub toate provocările postulate oferind astfel siguranță inerentă acestei clase de reactoare.
- SMR-urile proiectate din concepte avansate și inovatoare [10], folosind lichide de răcire non-LWR, cum ar fi metalul lichid, heliul sau sarea lichidă, pot oferi o funcționalitate suplimentară și accesibilitate. Acest program american va sprijini proiecte de laborator, universități și industrie pentru a efectua cercetare și dezvoltare care să realizeze C/D pentru capacități și tehnologii care sunt unice și va sprijini dezvoltarea conceptelor avansate de SMR pentru utilizarea pe termen mediu și lung.
- După ani de dezvoltare, SMR-urile [11] - aceste reactoare avansate, prevăzute pentru a varia ca mărime, de la un cuplu de megawati până la sute de megawati - sunt aproape de a obține aprobarea de reglementare a Comisiei de reglementare nucleară („NRC”). DOE a identificat că aceste mici centrale nucleare „vor juca un rol important în abordarea obiectivelor de securitate energetică, economice și climatice ale SUA dacă pot fi implementate comercial în următorul deceniu”, devenind astfel un element primar al Oficiului DOE din Foaia de parcurs pentru cercetarea și dezvoltarea energiei nucleare a energiei nucleare.

În comparație cu alte surse de energie, SMR-urile pot oferi următoarele avantaje:

- Putere de bază fără conținut de carbon
- Siguranță sporită
- Modularitate
- Costuri mai mici
- Scalabilitate
- Securitate energetică îmbunătățită
- Integrarea energiilor regenerabile
- Flexibilitatea amplasării
- Cerințele de teren mici
- Căldura procesului
- Oportunitățile internaționale de export
- Riscul redus de combustibil

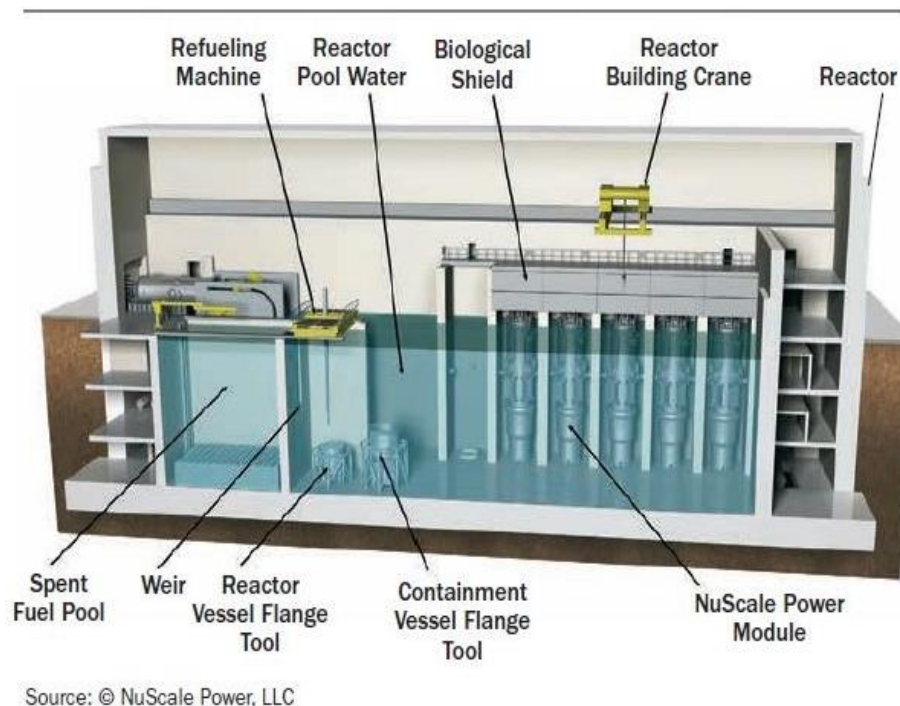


Figura 2. Secțiune prin clădirea reactorului de putere Nuscale Power

- Mai multe agenții federale americane [11] și-au exprimat interesul pentru achiziționarea de energie electrică produsă de un SMR. Ca parte a proiectului Idaho SMR, UAMPS (Utah Associated Municipal Power Systems) intenționează să construiască o centrală nucleară de 570 MWe (net) folosind proiectele NuScale. Modulul NuScale Power („NPM”) este un reactor de apă sub presiune integrală de 50 MWe într-un interiorul unei anvelope de oțel de înaltă presiune. Proiectul Idaho SMR ar grupa 12 NPM-uri pentru o singură centrală electrică la 570 MWe. Instalația va fi construită în comitatul Butte, Idaho, la INL. NPM folosește multe din aceleași materiale, combustibili și sisteme de siguranță ca reactoarele de apă ușoare existente („LWR”), dar încorporează aceste componente ale reactorului într-un singur vas de izolare integrală. NPM-urile se bazează pe circulația naturală pentru funcționare normală și sisteme pasive de securitate pentru îndepărtarea căldurii de dezintegrare pentru evenimente neobișnuite, cum s-a întâmplat la Fukushima [11].

Europa

- Economiiile europene nu sunt pregătite să facă față provocării scăderii abilității de a putea susține modelul economic linear [12]. Ceea ce lipsește Europei este o nouă schimbare de paradigmă în modul în care își organizează economia pe fundalul schimbării condițiilor economice globale. Acest lucru necesită nu numai investiții în desfășurare în cercetare, ci și condițiile și voința politică de a transforma ideile noi, în realități ale pieței.
- Europa și-a asumat obiective și politici extrem de ambițioase [13]. În acest context, energia nucleară va juca un rol important în mixul energetic, cu condiția să demonstreze capacitatea acesteia de a face față exigentelor pieței energiei. Stimulate de activitatea de cercetare și inovare, sistemele energetice nucleare de Generație IV (Gen IV) anticipează un răspuns solid, competitiv și matur.

Din acest motiv [13], România împărtășește viziunea UE în selectarea reactorului rapid răcit cu plumb (LFR-Lead Fast Reactor) ca fiind una dintre cele mai promițătoare tehnologii de

Gen IV [14] și sprijină proiectul ALFRED (Advanced Lead-cooled Fast Reactor European Demonstrator) ca un pas necesar în dezvoltarea ei.

- Programul de lucru Euratom 2018-2010 sprijină [15] cercetarea și instruirea atât în fisiune cât și în fuziune. Acțiunile de cercetare și dezvoltare care urmează să fie realizate în cadrul Acțiunii 10 ale planului SET (Strategic Energy Technology Plan) pentru atingerea țintelor legate de fisiune sunt așteptate în principal prin intermediul programelor naționale ale statelor membre interesate și ale industriei. Sprijinul financiar prin intermediul programului de cercetare și instruire Euratom va continua să fie limitat la cercetarea care vizează siguranța, gestionarea deșeurilor, protecția împotriva radiațiilor, precum și educația și instruirea, în conformitate cu cadrul legal de bază. Cea mai mare parte a finanțării pentru cercetarea privind fuziunea este dedicată susținerii punerii în aplicare a programului Euratom prin intermediul consorțiului EUROfusion. Programul de lucru va aloca, de asemenea, finanțare pentru contracte specifice pentru a oferi expertiză industrială EUROfusion. În ceea ce privește fisiunea nucleară, acest program de lucru se concentrează pe siguranța sistemelor nucleare, protecția împotriva radiațiilor și gestionarea deșeurilor radioactive. Ca și în programul anterior (2014-2018) vor fi susținute educația și formarea pentru doctoranzi, cercetători post-doctorali și cursanți
- O informație de ultima ora vine din Franța [16]: În 30 august 2019 agenția Reuters confirmă declarația Comisariatului de Energie Atomică (CEA) din Franța că va finaliza cercetările în așa-numitele reactoare „a patra generație” din proiectul ASTRID (Advanced Sodium Technologic Reactor for Industrial Demonstration) din acest an și nu mai intenționează să construiască un prototip pe termen scurt sau mediu. "În situația actuală a pieței energiei, perspectiva dezvoltării industriale a reactoarelor de a patra generație nu este planificată înainte de a doua jumătate a acestui secol", a declarat CEA.

În noiembrie 2018, CEA declarase deja că are în vedere reducerea capacității ASTRID la un model de cercetare de 100-200 megawati (MW) de la dimensiunea comercială de 600 MW planificată inițial. Reactoarele cu răcire rapidă răcite cu sodiu sunt unul dintre mai multe proiecte noi care ar putea avea succes reactoarele de apă sub presiune (PWR) care conduc majoritatea centralelor nucleare ale lumii. [17]. Proiectul ASTRID a primit un buget de 652 de milioane de euro (723 de milioane de dolari) în 2010. Până la sfârșitul anului 2017, investițiile în proiect au ajuns la 738 de milioane de euro, conform datelor auditorului public citate de Le Monde.

CEA a declarat că, până la sfârșitul anului, un program revizuit va fi propus pentru cercetarea reactoarelor de a patra generație după 2020, în conformitate cu strategia energetică pe termen lung a guvernului.

În 28 ianuarie 2019, World Nuclear news anunța că [18] industria nucleară franceză a semnat un contract strategic cu guvernul și sindicatele, care acoperă perioada 2019-2022, care propune un plan de acțiune pentru ca industria să reușească în proiecte „cu pachete mari”. În cadrul contractului strategic, Framatome va dezvolta o nouă versiune a reactoarelor mari de EPR (Generația III), precum și colaborarea cu EDF și Comisia Franceză pentru Energii Alternative și Energie Atomică pentru a dezvolta un SMR bazat pe tehnologia franceză.

5. Concluzii

A căuta un răspuns la întrebarea care sunt tehnologiile viitorului în energetica nucleară este o provocare.

În urma unei documentari limitată datorită constrângerii de timp dar care a permis identificarea de informații interesante, autorul a prezentat în lucrarea de față câteva aspecte relevante care pot permite membrilor SRRp o informare asupra tehnologiilor noi viitoare în

energetica nucleară.

În lucrare accentul a fost pus pe unele aspecte care ar putea în opinia autorului să indice că este foarte posibil să ne aflăm în ultimii ani pe un palier de orientare mai fermă a procesului de luare a deciziei în țările cu programe nucleare mari, în special, în țările din Europa, și America de Nord asupra priorităților strategice cu privire la dezvoltarea/maturizarea tehnologică în continuare până la demonstrarea comercială a anumitor tehnologii de reactori noi destinați piețelor de energie ale viitorului.

Referințe

1. https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9334/origins
2. <http://world-nuclear-news.org/Articles/Conference-Nuclear-growth-relies-on-good-policies>, Nov. 2018
3. Canadian Small Modular Reactor Roadmap Steering Committee (2018), A Call to Action: A Canadian Roadmap for Small Modular Reactors. Ottawa, Ontario, Canada, Nov. 2018
4. <https://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/plans-for-new-reactors-worldwide.aspx>
5. International Energy Agency, Technology Innovation to Accelerate Energy Transitions, June 2019
6. https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_40486/technology-systems
7. H2020 – Work Programme 2016-2017, General Annexes – pag. 35/44
<https://ec.europa.eu/programmes/horizon2020/en/what-workprogramme>
8. Technology Readiness Assessment Guide - Department of Energy, U.S., pag. 9-10/34
<https://www.directives.doe.gov/directives-documents/400-series/0413.3-EGuide-04>
9. SMR Roadmap Technology working group, Canadian SMR Roadmap Technology Working Group Report, October 26, 2018
10. <https://www.energy.gov/ne/nuclear-reactor-technologies/advanced-reactor-technologies>
11. Seth Kirshenberg and Hilary Jackler at Kutak Rock LLP and Brian Oakley and Wil Goldenberg at Scully Capital Services, Inc, Purchasing Power Produced by Small Modular Reactors: Federal Agency Options, January 2017
12. Directorate-General for Research and Innovation From Niche to Norm Suggestions by the Group of Experts on a 'Systemic Approach to Eco-Innovation to achieve a low-carbon, Circular Economy', ISBN 978-92-79-46832-2 doi: 10.2777/410249, Publications Office of the European Union, 2015
13. https://www.mae.ro/sites/default/files/file/anul_2018/alfred_research_infrastructure_for_mae_ro_fin.pdf
14. https://www.gen4.org/gif/jcms/c_9260/public
15. Brussels, 14.12.2018 C(2018) 8412 final ANNEX to the Commission Decision on the financing of indirect actions within the framework of Council Regulation (Euratom) No 2018/1563 and on the adoption of the work programme for 2019-2020
16. <https://www.reuters.com/article/us-france-nuclearpower-astrid/france-drops-plans-to-build-sodium-cooled-nuclear-reactor-idUSKCN1VK0MC>, August 2019
17. <https://www.reuters.com/article/nuclear-future/the-key-to-nuclears-future-or-an-element-of-doubt-idUSL6N0S00DN20141013>, Oct. 2013
18. <http://world-nuclear-news.org/Articles/French-nuclear-industry-sets-medium-term-plans>

ASPECTE RADIOLOGICE ÎN IMPLEMENTAREA DEMONSTRATORULUI ALFRED

A. TOMA (*alexandru.toma@nuclear.ro*), M. CONSTANTIN
RATEN Institutul de Cercetări Nucleare - Pitești

1. Proiectul ALFRED, Stadiul actual

Proiectul ALFRED constă în **construirea reactorului de demonstrație** pentru tehnologia reactorilor rapizi răciți cu plumb (LFR) și a infrastructurii de cercetare-dezvoltare suport. Demonstratorul ALFRED este un pas esențial în **atingerea maturității tehnologiei LFR** în drumul către stadiul comercial (estimat a fi atins după 2050). Implementarea va demonstra **viabilitatea tehnică și economică** a conceptului dezvoltat de către parteneri europeni (inclusiv RATEN ICN) în cadrul unor proiecte de cercetare finanțate de Euratom FP6, FP7 și H2020. Aceasta va contribui decisiv la întărirea poziției Europei și a României în sectorul nuclear. Europa își va menține poziția de lider în domeniul tehnologiilor de generație IV, iar **România va putea valorifica oportunitatea de a-si întări capacitatea de cercetare, dezvoltare și inovare, precum și de a stimula participarea industriei** la dezvoltarea unui domeniu tehnologic complex și de înaltă valoare tehnica. Participarea la dezvoltarea tehnologiei va permite valorificarea drepturilor de proprietate intelectuală rezultate din contribuția RATEN ICN.

LFR este unul din cele 6 sisteme recomandate de GIF (Generation IV International Forum) pentru dezvoltarea durabilă a energiei nucleare. Documentele strategice europene în domeniul energiei (SET Plan – Sustainable Energy Tehnology Plan – și documentele specifice de implementare: NIP-Nuclear Illustrative Program, SRA-SNETP – Strategic Research Agenda of Sustainable Nuclear Energy Tehnology Platform, SRA/SNETP Deployment Strategy) orientează cercetarea europeană către dezvoltarea a trei sisteme bazate pe reactori rapizi răciți cu sodiu (SFR), plumb (LFR), gaz (GFR). Sunt în curs de dezvoltare 4 proiecte: ASTRID (demonstratorul SFR), ALFRED (demonstratorul LFR), ALLEGRO (demonstratorul GFR) și MYRRHA (demonstratorul pentru transmutație).

Pe baza progresului realizat de RATEN ICN, într-o serie de peste 10 proiecte europene dedicate tehnologiei LFR, în februarie 2011 Guvernul României a aprobat **Memorandumul 2925/03.02.2011** (inițiat de Ministerul Economiei) privind **“Construirea în România a reactorului nuclear de demonstrație, răcit cu plumb, ALFRED”**. Memorandumul aproba propunerea de amplasare a reactorului demonstrativ ALFRED în România, promovarea și susținerea acestei inițiative la nivel european prin Ministerul Economiei, cu asigurarea sprijinului logistic aferent. RATEN ICN este nominalizată pentru inițierea demersurilor de creare a consorțiului internațional dedicat implementării proiectului.

În decembrie 2013 este semnat la București, la Ministerul Energiei, acordul **consorțiului FALCON** între RATEN ICN, Ansaldo Nucleare și ENEA (ambele din Italia). În 2014 CVR (Rez, Republica Ceha) devine membru al consorțiului.

Conform documentelor strategice dezvoltate de FALCON implementarea este împărțită în **4 etape**: (1) **Viabilitate**, 2015-2018 (demonstrarea fiabilității implementării în România), (2) **Pregătitoare**, 2018-2023 (realizare documentație tehnică amplasare, autorizare, proiectare tehnică etc.), (3) **Construcție** (2023-2028), (4) **Operare** (2028-2058). **Planul de Acțiuni** definește 5 direcții principale: (1) Coordonare, Management, Finanțare, (2) Cercetare,

Dezvoltare, Calificare, (3) Securitate, Amplasare, Autorizare, (4) Inginerie, Achiziții, Construcție, (5) Resurse umane, Educație, Pregătire.

În Ianuarie 2014 este aprobat la nivelul Guvernului României **Memorandumul 21104/07.01.2014**, referitor la construcția reactorului ALFRED, cu prevederi privind măsurile pentru identificarea surselor de finanțare și constituirea grupului de lucru interministerial dedicat proiectului. **Grupul interministerial (IWG)** a reunit reprezentanți ai Ministerului Fondurilor Europene, Ministerului Energiei și Ministerul Educației și Cercetării. Aceștia li s-au adăugat experți ai RATEN ICN și FALCON. IWG a examinat opțiunile de finanțare și a recomandat păstrarea opțiunii inițiale a consorțiului FALCON și anume **finanțarea pe baza fondurilor structurale europene**. Se estimează că acestea vor acoperi circa **80% din valoarea totală** a proiectului, restul, inclusiv cheltuielile neeligibile, fiind suportat de către România (o parte din această valoare o reprezintă amplasamentul, rețelele de utilități, infrastructura de cercetare existentă).

Amplasamentul de referință pentru ALFRED, este platforma nucleară a Institutului de Cercetări Nucleare Pitești, din cadrul Regiei Autonome Tehnologii pentru Energia Nucleară (Mioveni, Str. Câmpului nr. 1, județul Argeș).

În 2015 proiectul ALFRED a fost inclus în **Strategia de Dezvoltarea a Specializărilor Inteligente** a regiunii 3 Sud-Muntenia. Proiectul este inclus în specializarea 6 „Produse și tehnologii de înaltă complexitate” fiind considerat ca un factor de creștere economică, creare de locuri de muncă, stimulator de inovare și contribuind major la întărirea polilor de dezvoltare existenți, precum și la menținerea tinerelor talente în țară.

Proiectul a fost inclus, în 2016, în **Strategia națională de cercetare-dezvoltare** ca acțiune prioritară (**AP20f**) de “promovare a cercetării științifice și asigurarea suportului educațional” prin “dezvoltare tehnologică și implementarea demonstratorului de tip reactor rapid răcit cu plumb, în cadrul unui parteneriat european”.

În februarie 2017 prin HG.81, ALFRED a fost adăugat în **Programul National de Cercetare, Dezvoltare și Inovare (PNCDI III)** ca proiect European major de importanță națională: “România este liderul a trei inițiative (ELI-NP, DANUBIUS-RI, ALFRED) de valorificare a performanțelor științifice, resurselor naturale și a capacităților tehnice existente.

În aprilie 2017, **industria nucleară națională**, prin intermediul asociației ROMATOM (documentul de poziție “*Why ALFRED Project in Romania?*”) **si-a exprimat sprijinul** pentru implementarea ALFRED în România. Industria națională consideră proiectul ca prioritar și de mare importanță pentru viitorul sectorului nuclear, își exprima sprijinul pentru consorțiul ALFRED și își declară disponibilitatea pentru a deveni un factor activ în procesul de implementare.

Ministerul Energiei, prin RATEN ICN (Strategia de dezvoltare 2015-2025 a RATEN), asigură suport pentru activitățile CDI dedicate conceptului LFR, prin temele de cercetare cuprinse în programul „Reactori avansați”.

Cu ajutorul susținerii partenerilor din FALCON, RATEN ICN a identificat **necesarul de infrastructura experimentală suport** pentru LFR. Au fost definiți parametri tehnici pentru 6 instalații unice la nivel mondial: **ATHENA** (instalație de tip piscină pentru testarea componentelor, echipamentelor și materialelor în diverse regimuri termohidraulice), **ChemLab** (laborator pentru chimia plumbului și controlul oxigenului), **ELF** (testarea la durabilitate a componentelor și echipamentelor), **HELENA** (instalație de tip buclă pentru testarea casetelor combustibile în regim termohidraulic, de coroziune și eroziune), **HandsOn**

(manevrabilitatea casetelor de combustibil), **Meltin'Pot** (studii de degradare a combustibilului și interacția fragmentelor rezultate cu plumbul topit). Pentru ATHENA și ChemLab au fost realizate studiile de fezabilitate. Pentru ELF și HELENA studiile sunt în curs de realizare. Infrastructura suport va asigura găsirea de soluții pentru aspectele deschise, precum și acoperirea cerințelor de demonstrare, testare și calificare necesare în cadrul procesului de autorizare. Infrastructura va fi realizată la Mioveni ca parte a unei infrastructuri europene distribuite incluzând 2 alte noduri (Brasimone-Italia și Rez-Cehia) deja realizate. Construcția instalațiilor de la Mioveni se va concretiza prin accesarea de fonduri structurale, în cadrul POC, secțiunea Mari infrastructuri de cercetare.

În privința **activităților de autorizare** a fost demarate activități de comunicare sistematică între RATEN ICN și CNCAN în privința familiarizării organizației de reglementare cu aspectele inovative, formulării exacte a cerințelor de autorizare, realizării unui plan pentru activitățile din etapa de pre-autorizare. La nivelul **participării publice** a fost înființat, în 2016, Grupul Local ALFRED (format din reprezentanți ai comunității locale Mioveni și ai RATEN ICN) ca interfață între comunitatea gazda și implementator.

2. Reactorul de demonstrație ALFRED, prezentare generală

Realizarea reactorului ALFRED are ca obiectiv principal demonstrarea viabilității tehnice a filerei LFR, precum și a celei economice, în condițiile care caracterizează piețele actuale/prognozate (pe termen mediu) de energie.

Pe de altă parte, strategia de dezvoltare a LFR și a demonstratorului ALFRED include obiectivul secundar al demonstrării caracteristicilor unui reactor mic modular (SMR).

În Tabelul 1 sunt prezentate principalele caracteristici tehnice ale demonstratorului ALFRED.

Tabelul 1 Principalele caracteristici tehnice ale demonstratorului ALFRED

Putere termică [MW _{th}]	300
Putere electrică [MW _e]	125
Agent de răcire (circuit primar)	Plumb pur
Sistemul primar	Tip piscina, compact
Circulația agentului de răcire în primar:	
- operare normal	Circulație forțată
- situații de urgență	Circulație naturală
Viteza maximă de circulație a plumbului [m/s]	2
Temperatura de intrare (zona activă) [°C]	400
Temperatura de intrare în generatorul de abur [°C]	480
Ciclul de răcire în secundar	Apa - abur supraîncălzit
Temperatura apei de alimentare (feed-water) [°C]	335
Presiunea aburului [(MPa)]	18
Eficiența ciclului [%]	40
Deteriorarea structurală maximă, DPA maxim [dpa]	2
Tip combustibil	MOX (îmbog.max Pu 30%)
Grad de ardere maxim la descărcare [MWd/kg-HM]	90÷100
Deteriorarea maximă a tecilor prin interacțiunea cu neutronii [dpa]	100
Temperatura maximă a tecii la operare normală [°C]	550

În figura 1 este prezentată schema conceptuală a reactorului ALFRED (zona activă și circuitul primar).

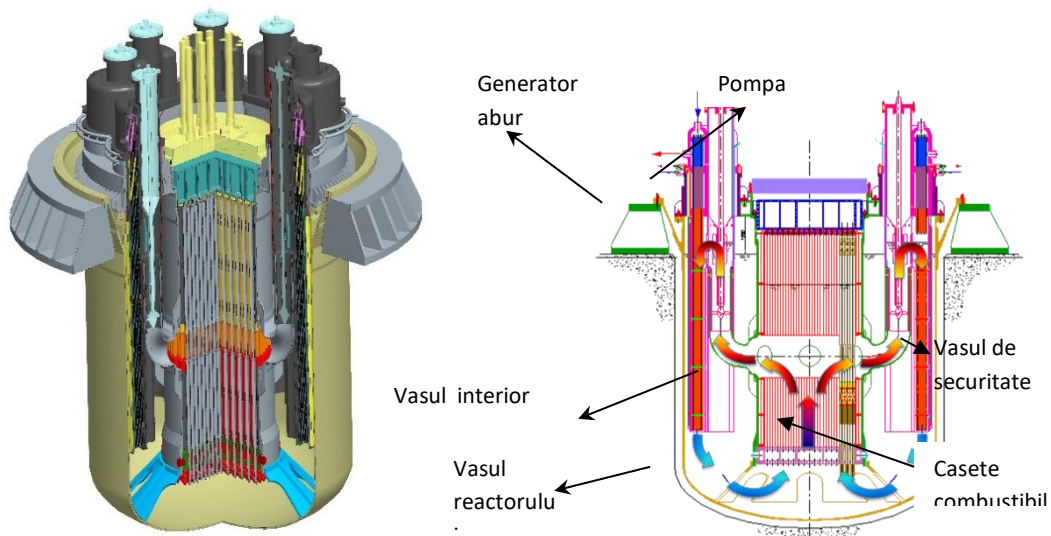


Fig. 1. ALFRED - Schița 3D și secțiune verticală în zona activă și în circuitul primar

Configurația sistemului primar este de tip piscina, caracterizată de o geometrie compactă cu generatorii de abur direct inserați în plumbul topit din piscina. Fiecare generator de abur este prevăzut cu o pompa de circulație forțată a agentului de răcire.

Circuitul primar este simplu și are în componența următoarele structuri: (1) riser, (2) pompa, (3) generator abur, (4) downcomer. Configurația favorizează circulația naturală în cazul opririi accidentale a pompelor.

Piscina este formată dintr-un vas (numit vasul reactorului, RV) cilindric având partea inferioară toro-sferică. Vasul este ancorat de cavitatea reactorului prin suportul de vas aflat în partea superioară (Fig.1).

Un al doilea vas (numit vasul de securitate, SV) este situat coaxial cu RV și solidar cu structura de beton a cavității reactorului. Intre RV și SV este prevăzut un interstițiu suficient de mare pentru realizarea activităților de inspecție (ISI). De asemenea, prin intermediul interstițiului vasul SV poate fi răcit de către același sistem care răcește structura de beton a cavității. Sistemul este inserat în beton și este independent de sistemul de răcire al reactorului. Prezența RV și SV este gândită să rezolve eventualitatea scurgerilor plumbului lichid din RV în cazul fisurării acestuia. Scurgerile vor fi reținute în SV, prevenind scăderea nivelului plumbului lichid în RV.

Zona activa constă în casete hexagonale grupând elemente combustibile cilindrice plasate în rețea hexagonală. Combustibilul este de tip MOX cu pastile prevăzute cu un orificiu central în vederea reținerii gazelor de fisiune și acomodării dilatării radiale. Înălțimea zonei active este redusă (0,6 m), ceea ce favorizează circulația naturală, în cazul pierderii circulației forțate.

Configurația zonei active (Fig. 2.1.2) include 171 casete de combustibil, 12 bare de control și 4 bare de securitate, înconjurate de 108 casete de reflector ($ZrO_2-Y_2O_3$) care realizează și funcția de protecție la radiație a vasului interior.

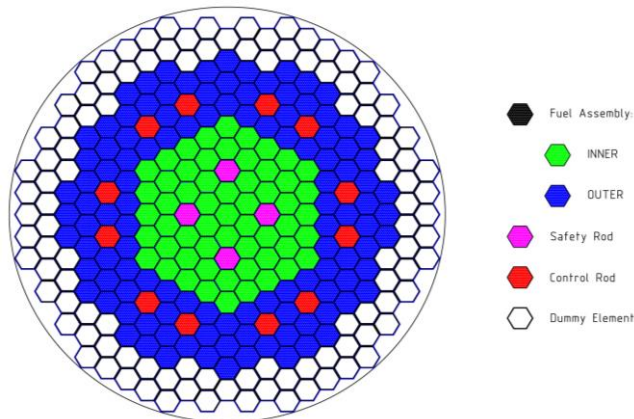


Fig. 2 ALFRED – configurația zonei active

Din punct de vedere al opririi reactorului, ALFRED este echipat cu doua sisteme diferite, redundante:

- (1) sistemul de bare de control (CR) utilizate pentru controlul normal al reactorului (pornire, oprire, controlul reactivității în timpul ciclului de combustibil), precum și pentru oprirea în caz de urgență (SCRAM),
- (2) sistemul de bare de securitate (SR) utilizat doar pentru SCRAM.

Pentru ambele sisteme materialul absorbant utilizat este B4C îmbogățit în B-10 (90%), iar tuburile de ghidaj sunt realizate din T91, tecile sunt din 15-15 Ti iar ZrO₂ (95%) - Y₂O₃ (5%) sunt utilizate pentru izolare și reflector.

Structura barelor CR constă dintr-un cluster de 19 pini absorbanti. Răcirea este asigurată prin circulația forțată/naturală a agentului din sistemul primar. Pini sunt prevăzuți cu o zona de acumulare a gazelor (gas plenum), în partea superioara, în vederea colectării heliului și tritiului produse în reacțiile nucleare ale B-10. Barele sistemului CR sunt extrase în direcția inferioară (de sus în jos) și introduse prin deplasarea lor în sus datorită forței arhimedice.

Barele SR stau în situație normala în agentul de răcire. Barele sunt extrase în sus și inserate în jos împotriva forței arhimedice. Din acest motiv inserarea se realizează cu ajutorul unui sistem pneumatic. În cazul defectării acestuia este prevăzută utilizarea unui sistem de balast (din tungsten) care să forțeze căderea gravitațională.

Generatorii de abur (SG) și pompele sistemului primar (PP) sunt integrate într-o unitate unica, dispusă vertical. Fiecare SG constă din 542 tuburi baionetă imersate în piscina reactorului, pe o porțiune de 6 m din lungimea totala. Numărul de SG, precum și de PP, este de 8. Atât SG, cât și PP, sunt amplasate între vasul interior și peretele RV. PP este plasată în partea caldă a SG și antrenează prin partea de sucțiune plumbul topit catre SG. Acesta trece prin zona centrală a pompei (elicea de antrenare), apoi trece, prin orificiile de intrare, în SG, coboară prin tuburile baionetă și iese din SG. Motorul pompei este amplasat deasupra RV.

ALFRED este prevăzut cu două sisteme independente, pasive și redundante de evacuare a căldurii reziduale (în cazul pierderii sistemului primar): DHR1 (Decay Heat Removal) și DHR2. Fiecare este compus dintr-un sistem de condensare a vaporilor de apă (Isolation Condenser, IC) conectat la partea secundară a fiecărui SG.

Sistemul secundar este bazat pe o configurație de turbine duală cu trei extracții în partea de presiune înaltă (HP) și încă trei în partea de presiune scăzută (LP).

De asemenea, ALFRED este prevăzut cu un sistem de încălzire a agentului de răcire. Sistemul lucrează atunci când reactorul este oprit (iar căldura reziduală insuficientă) în scopul asigurării unei temperaturi minime a plumbului pentru a preveni solidificarea acestuia.

3.Particularitati ale folosirii plumbului ca agent de răcire

Plumbul topit oferă câteva avantaje importante pentru folosirea sa ca agent de răcire în sistemele nucleare bazate pe neutron rapizi. Aceste sisteme permit reducerea de circa 10 ori a producției de deșeuri radioactive, precum și a radiotoxicității acestora. Pe de altă parte, sistemul permite utilizarea eficientă a resurselor de uraniu, precum și arderea stocurilor de Pu, extinzând cu mai mult de 1000 de ani orizontul de timp pentru asigurarea resurselor de funcționare a energiei nucleare, la nivel global.

Spre deosebire de sodiu, care reacționează violent atât cu apa, cât și cu aerul, plumbul este inert chimic atât în raport cu atmosfera, cât și cu apa. Din acest motiv nu este necesară o bucla intermediară între circuitul primar (zona activă) și cel secundar (turbina), ceea ce permite inserarea directă a SG în primar.

Plumbul are o temperatură de fierbere ridicată (1745°C) și o presiune de vapori scăzută ($3 \cdot 10^{-5}$ Pa la 400°C) [9]. Acest fapt reduce drastic riscul de creare a unei configurații cu zona activă neimersată în agent de răcire (obținută în majoritatea configurațiilor de reactor, prin intermediul vaporizării agentului de răcire sau prin LOCA).

Densitatea mare a plumbului (mai mare decât cea a combustibilului) conduce la antrenarea fragmentelor de combustibil, în cazul unui accident de degradare a zonei active, către partea superioară a RV, acestea plutind la interfața cu gazul de acoperire. Acest lucru are loc atât pentru pastilele de combustibil, cât și pentru teci. Din acest motiv nu este necesară realizarea unui sistem de retenție a topiturii și patului de resturi rezultate ca urmare a degradării zonei active ('core catcher'). Pe de altă parte, acumularea fragmentelor de combustibil în partea superioară nu conduce la o configurație care să producă criticitatea (re-criticality).

Plumbul are proprietăți de moderare scăzute. Aceasta permite păstrarea unui spectru rapid dur cu efecte în realizarea unei performanțe ridicate a sistemului bazat pe neutroni rapizi. Pe de altă parte, plumbul are proprietăți absorbante scăzute pentru neutroni. Acest fapt elimină amplasarea foarte compactă a casetelor de combustibil și a barelor combustibile, permițând o circulație mai lejeră a agentului de răcire. De asemenea, căderea de presiune pe zona activă scade contribuind la o cerință mai scăzută pentru puterea de pompare, precum și la îmbunătățirea proprietăților care favorizează circulația naturală.

Plumbul este compatibil cu materialele de intecuire, precum și cu cele structurale (15-15 Ti, T91). Totuși este nevoie de controlul oxigenului pentru a preveni fenomenul de coroziune. De asemenea, în cazul ALFRED temperatura de operare normală este limitată sub valoarea de 500°C în vederea evitării intrării în zona de favorizare a coroziunii. În cazul folosirii unor acoperiri cu straturi adecvate (spre exemplu prin aluminizare) domeniul de lucru poate fi crescut în zona 550-600 °C, cu efecte directe în performanța globală (creșterea randamentului centralei). Controlul oxigenului presupune prezența senzorilor de măsurare a concentrației și a unui sistem de menținere a concentrației sub valoarea de prag.

4. Aspecte radiologice

Succesul în exploatarea unei instalații nucleare depinde de mai mulți factori. Un factor important este stabilirea și menținerea unui program de radioprotecție efectiv și eficient. Politica și principiile de radioprotecție stabilite de conducerea organizației operatorie sunt

primul pas în dezvoltarea unui astfel de program. Proiectul de program se va baza pe experiența în exploatare a diferitelor instalații nucleare. Trebuie incluse recomandările diferitelor organisme internaționale, ca AIEA - Agenția Internațională pentru Energie Atomică, ICRP - International Commission on Radiological Protection și reglementările naționale specifice [2].

Programul de Radioprotecție aplicat la reactorul ALFRED va stabili cerințe specifice de radioprotecție aplicabile tuturor activităților în scopul protejării persoanelor expuse profesional, a populației și mediului înconjurător împotriva radiațiilor nucleare.

Documentele Programului de Radioprotecție vor asigura că:

- Informațiile privind măsurile de radioprotecție sunt adecvate și disponibile la locul și la timpul potrivit.
- Deciziile sunt adoptate pe niveluri corespunzătoare de competență, autoritate și responsabilitate.
- Măsurile sunt aplicate de personal instruit corespunzător.
- Activitățile de radioprotecție sunt documentate prin proceduri scrise, conforme cu cerințele organismului de reglementare și alte documente normative aplicabile.

Programul controlului expunerii profesionale va fi dezvoltat folosind următoarea ordine a principiilor de securitate:

- (1) identificarea pericolelor;
- (2) eliminarea pericolelor;
- (3) reducerea pericolelor prin utilizarea de bariere fizice între sursă și lucrători;
- (4) reducerea pericolului prin asigurarea de proceduri de securitate pentru angajați.

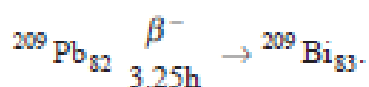
După finalizarea etapei pregătitoare, vor exista suficiente detalii tehnice pentru identificarea pericolelor:

- inventarul de produși de fisiune din zona activă;
- inventarul de produși de activare din circuite
- sursele potențiale de scurgeri de materiale radioactive;
- sistemele de gospodărire a deșeurilor radioactive;
- cantități estimate de efluenți lichizi, gazoși și deșeuri solide radioactive;
- evaluare doze.

Încă din această etapă a proiectului se evidențiază două particularități ale reactorului ALFRED, importante din punct de vedere al sănătății și securității personalului: prezența Po-210 în cantități mai mari decât la reactorii răciți cu apă și prezența plumbului ca material toxic utilizat în instalație.

În cadrul programului de cercetare – dezvoltare al RATEN ICN au fost dezvoltate metode și tehnici pentru evaluarea concentrației activității de Po-210 și concentrației de plumb în diferite probe, inclusiv în probe de mediu și probe biologice.

Po-210 este format prin activarea impurităților de bismut din plumb. Chiar dacă nu ar avea bismut, acesta ar putea să se formeze în timp prin generare ca urmare a reacțiilor:



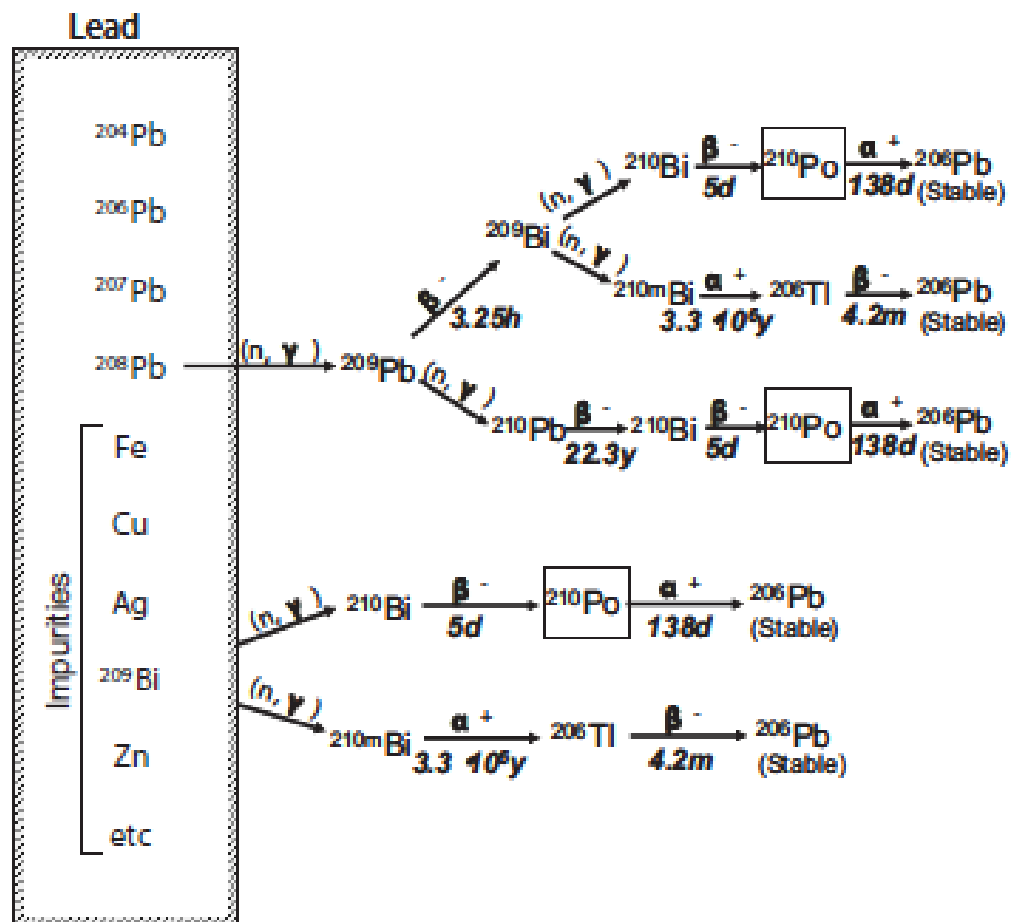
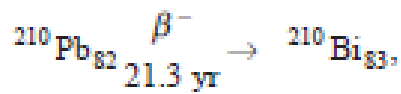


Figura 3. Schema acumulării poloniului în plumb [1].

În cadrul proiectului MAXSIMA, finanțat de către Euratom, au fost iradiate într-o capsulă cu eutectic Pb-Bi, elemente combustibile similare celor care vor fi utilizate în reactorul MYRRHA. Cu această ocazie au fost efectuate determinări ale concentrației Po-210 în eutecticul iradiat, folosind metodele dezvoltate în institut. Rezultatele au confirmat estimările teoretice.

Referințe:

- [1] IAEA NUCLEAR ENERGY SERIES No. NP-T-1.6, LIQUID METAL COOLANTS FOR FAST REACTORS COOLED BY SODIUM, LEAD, AND LEAD-BISMUTH EUTECTIC, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY VIENNA, 2012
- [2] RATEN ICN, Manualul de Radioprotecție, 2014.

MODIFICAREA LIMITELOR DE DOZĂ PENTRU CRISTALIN - RECOMANDĂRI ȘI PRACTICI INTERNAȚIONALE. DIRECȚII DE ACȚIUNE LA CNE CERNAVODĂ

Cătălina CHIȚU (*Catalina.Chitu@cne.ro*), D. ALBU,
S.N. Nuclearelectrica S.A. - CNE-Cernavodă

Rezumat

Pentru a reduce riscul apariției unor reacții tisulare ale cristalinului Comisia Internațională de Protecție Radiologică (ICRP) a recomandat ca limita de doză echivalentă anuală pentru cristalin, pentru expunerea profesională, să se reducă de la 150 mSv la 20 mSv.

Reducerea limitei legale de doză pentru cristalin va necesita reevaluarea programului de monitorizare a dozelor precum și a practicilor de radioprotecție.

O dată cu scăderea apreciabilă a limitei de doză echivalentă pentru cristalin de la 150 la 20 mSv an este necesar, cel puțin, să se efectueze măsurători prospective pentru a demonstra faptul că expunerea cristalinului se încadrează în noile limite.

Modificări la nivelul cristalinului au fost observate la doze cuprinse între 0,2 – 0,5 Gy; exista totuși incertitudini considerabile referitoare la relația între doză și dezvoltarea cataractei radioinduse, aspect de interes pentru evaluarea riscului.

Standardele de protecție a ochiului se bazează pe presupunerea că apariția cataractei radioinduse este un fenomen determinist. Studiile epidemiologice anterioare au relevat că unele rezultate sunt consistente cu absența unei doze-prag.

Practicile internaționale în centralele nucleare în privința modificării limitelor de doză, măsurării dozei pe cristalin sunt neunitare. Încă sunt în derulare studii în privința tipurilor de activități, locuri de munca cu potențial de expunere a ochilor la doze peste limita de 20 mSv/an.

CNE Cernavodă a contractat servicii de monitorizare prospectivă a dozei pe cristalin pentru câteva categorii de activități. Programul de dozimetrie va fi revizuit în funcție de rezultatele acestor măsurători.

1. INTRODUCERE

O serie de publicații apărute în ultimii ani au semnalat apariția unor leziuni (opacități) ale cristalinului după expuneri la doze mai mici decât limita de protecție recomandată de ICRP. Pentru a reduce riscul apariției unor reacții tisulare ale cristalinului Comisia Internațională de Protecție Radiologică (ICRP) a recomandat ca limita de doză echivalentă anuală pentru cristalin, pentru expunerea profesională, să se reducă de la 150 mSv la 20 mSv. Această modificare a dus la inițierea unor cercetări referitoare la măsurile de protecție a ochilor și la tehnicile dozimetrice corespunzătoare pentru determinarea dozei echivalente pe cristalin.

Reducerea limitei legale de doză pentru cristalin va necesita reevaluarea programului de monitorizare a dozelor precum și a practicilor de radioprotecție. De la data publicării ICRP 118 au fost efectuate, și sunt în continuare în derulare, mai multe studii, privind efectul expunerii cristalinului la radiații, identificarea categoriilor de lucrători și a tipurilor de activități (în centralele nucleare) cărora li se poate asocia o expunere a cristalinului semnificativă din punct de vedere al detrimentului asupra sănătății, metoda de calcul a dozei pe cristalin, tipuri de dozimetre care ar putea fi folosite pentru măsurarea cu acuratețe acceptabilă a dozei pe cristalin etc.

2. PREVEDERILE ACTUALE ALE LEGISLAȚIEI ROMÂNEȘTI ȘI PROCEDURILOR DE RADIOPROTECȚIE DE LA CNE CERNAVODĂ

În prezent Normele CNCAN privind cerințele de bază de Securitate Radiologică stabilesc, pentru cristalin, o limită de doză echivalentă de 20 mSv pe an. Pentru monitorizarea radiologică a mediului de lucru este prevăzută măsurarea debitelor de doză datorate expunerii externe, cu indicarea naturii și calității radiațiilor respective, iar pentru monitorizarea individuală a expunerii la radiații a persoanelor expuse profesional titularul de autorizație trebuie să asigure monitorizarea individuală sistematică a tuturor persoanelor expuse profesional de categorie A. În cazul în care măsurările individuale prevăzute de normele de radioprotecție sunt imposibile sau inadecvate, monitorizarea individuală trebuie să se bazeze pe o estimare efectuată, fie pornind de la măsurările individuale făcute asupra altor persoane expuse profesional, fie pornind de la rezultatele monitorizării radiologice a mediului de lucru.

Conform programului de dozimetrie a personalului la CNE Cernavodă doza echivalentă pe cristalin în urma unei expuneri externe este definită ca doza echivalentă în țesutul moale la o adâncime de 3 mm (300 mg/cm^2). Mărimea operațională folosită în dozimetria individuală pentru măsurarea dozei echivalente pe cristalin este Hp(3). Publicația Comisiei Europene, Radiation Protection No. 160, "Technical Recommendations for Monitoring Individuals Occupationally Exposed to External Radiation" consemnează că în statele membre UE nu se recomandă măsurarea mărimii operaționale Hp(3) cu scopul limitării expunerii cristalinului. În majoritatea cazurilor, cu excepția unui domeniu îngust de radiații beta cu energii între 1 și 2 MeV, s-a demonstrat că dacă Hp(10) și Hp(0,07) sunt menținute sub limitele de doză respective, doza echivalentă pe cristalin de 150 mSv (limita anterioară), nu va fi depășită.

O dată cu scăderea apreciabilă a limitei de doză echivalentă pentru cristalin de la 150 la 20 mSv an este necesar, cel puțin, să se efectueze măsuri prospective pentru a demonstra faptul că expunerea cristalinului se încadrează în noile limite.

Dacă rezultatul acestor măsurători indică depășirea a 15 mSv doza echivalentă într-un an, fiecare titular de autorizație va trebui să asigure măsurarea acestor doze, precum și implementarea unor măsuri de optimizare a expunerii ochilor.

3. EXPUNEREA LA RADIAȚII A CRISTALINULUI – APARIȚIA CATARACTEI

Cataracta este principala cauză de orbire la nivel mondial. Opacifierea cristalinului a fost pusă în evidență la mai mult de 96% din populația cu vârsta de peste 60 de ani, iar singurul tratament este îndepărtarea chirurgicală, cu impact semnificativ asupra cheltuielilor din sistemul medical. Având în vedere creșterea speranței de viață, impactul socio-economic al acestor intervenții se va înrăutăți.

Expunerea la radiații a ochiului conduce la modificări specifice ale cristalinului, inclusiv cataracta. Fazele inițiale ale opacifierii nu au impact în mod obligatoriu asupra calității vederii, dar severitatea acestor modificări poate crește progresiv cu doza încasată și timpul până când se ajunge la diminuarea semnificativă a acuității vizuale și necesitatea intervenției chirurgicale. Latența acestor efecte este invers proporțională cu doza.

Cristalinul este unul dintre cele mai sensibile țesuturi din organism. Comparând radiosensibilitatea țesuturilor oculare, modificări la nivelul cristalinului au fost observate

La doze cuprinse între 0,2 – 0,5 Gy, spre deosebire de alte țesuturi oculare pentru care modificările patologice apar la doze acute sau fracționate cuprinse între 5 și 20 Gy. În ciuda istoriei bine documentate a cataractei radio-induse există totuși incertitudini considerabile referitoare la relația între doză și dezvoltarea cataractei radioinduse, aspect de interes pentru evaluarea riscului. Ghidurile existente se bazează pe ideea că apariția cataractei este un eveniment deterministic și este necesară atingerea unei doze prag înainte ca dezvoltarea cataractei să înceapă. ICRP a publicat valori ale pragurilor pentru opacifierea detectabilă de 5 Sv, pentru expunerea cronică și 0,5 – 0,2 Sv pentru expunerile acute.

Oricum, în cele mai recente recomandări ICRP (2007) declara că „studii recente sugerează că cristalinul poate fi mai radiosensibil decât se considera anterior. Totuși, sunt așteptate să apară date noi referitoare la radiosensibilitatea ochiului și pierderea vederii.”

În ultimii ani studiile au sugerat un risc crescut de dezvoltare a cataractei la populații expuse la doze scăzute de radiații, sub aceste praguri presupuse. De exemplu, opacifierea cristalinului expus la radiații a fost raportată la doze sensibil mai mici de 2 Gy, pentru pacienții care au efectuat tomografi computerizate sau radioterapie, astronauti, supraviețuitorii bombardamentelor nucleare, rezidenți în clădiri contaminate, victimele accidentului nuclear de la Cernobîl etc. Aceste studii epidemiologice pe oameni, ca și cele recente pe animale sugerează că opacifierea poate apărea ca urmare a expunerii la doze sensibil mai mici decât se presupunea anterior.

3.1 Răspunsul cu doza și pragul de apariție al cataractei

Standardele de protecție a ochiului formulate de NCRP și ICRP se bazează toate pe presupunerea că apariția cataractei radioinduse este un fenomen determinist și apare doar când se depășește un prag al dozei. Pentru opacifieri detectabile această valoare a pragului este în prezent de 0,5-2 Gy pentru expuneri acute și 5 Gy pentru expuneri cronice. Pentru cataractele invalidante aceste valori sunt mai mari, cu praguri cuprinse între 2 și 10 Gy pentru expunerile acute și 8 Gy pentru expunerile cronice.

Dovezi recente ale studiilor experimentale și epidemiologice sugerează că aceste valori sunt totuși prea ridicate, iar apariția cataractei ar putea fi un fenomen stochastic. Parțial, această reevaluare a datelor se bazează pe presupunerea că, în timp, opacifierile detectabile vor evolua la dizabilitate vizuală. Această distincție este importantă deoarece, dacă pragul pentru cataracta radioindusă este zero, standardele de siguranță pentru lucrători, ca și cele pentru public, nu sunt cele adecvate. De aceea este esențial pentru cei preocupați de evaluarea riscului să știe dacă formarea cataractei invalidante este un răspuns stochastic la radiații, întrebare care poate primi un răspuns în viitor dintr-o combinație între studii epidemiologice pe oameni și studii experimentale pe animale.

3.2 Studii epidemiologice

Accesibilitatea cristalinului pentru măsurări repetate, non-invazive a ușurat studiile pe termen lung ale efectelor expunerii la doze mici. Studiile epidemiologice despre debutul sau evoluția cataractei la populații expuse la doze scăzute de radiații ar trebui să ajute la reducerea incertitudinii din jurul conceptului de doză prag pentru cataracta radioindusă.

Studiile epidemiologice anterioare au relevat că unele rezultate sunt consistente cu absența unei doze-prag. Această abordare pleacă de la presupunerea că după o perioadă suficientă de timp aceste modificări ale cristalinului vor evolua către o eventuală pierdere a acuității vizuale care să necesite îndepărtarea chirurgicală a cristalinului.

Grupurile studiate au fost:

- Supraviețuitorii bombardamentelor atomice (Hiroshima și Nagasaki), persoane care au suferit intervenții;
- Lichidatorii accidentului de la Cernobîl – expunerile au fost similare cu cele ale supraviețuitorilor bombardamentelor atomice din Japonia.
- Studiile “Techa River” și instalații similare în fosta URSS – au fost efectuate studii pe mai multe grupuri de lucrători și rezidenți în regiunea râului Techa. Nu au fost încă raportate cazuri de apariție sau dezvoltare a cataractei radioinduse.
- Expunerile la Radium – pacienți tratați prin iradiere cu Ra-224 pentru tuberculoza și spondilita anchilozantă cu 20 de ani în urma.
- Grupurile de copii – au fost studiate:

(a) grupurile de copii expuși în urma accidentului de la Cernobîl; Dozele cumulative estimate au fost în intervalul 0.029 – 0.086 Sv (pe baza nivelului de expunere înregistrat în mediu);

(b) adulți care la vârsta de < 18 luni au fost expuși la raze X sau la Radium pentru tratarea hemangioamelor în zona capului, feței sau gâtului; dozele încasate au fost în medie de 0.2 Gy, maximum 8.4 Gy;

(c) grupuri de copii expuși accidental care au locuit într-un imobil contaminat cu Co-60;

- Pacienți care au primit un tratament antifungic al scalpului constând în epilarea cu raze X în doze cuprinse între 3 – 3.8, până la 6 – 8.5 Gy.
- Lucrători expuși profesional din SUA – în 2005 a fost raportat un număr în creștere de cazuri de opacifieri ale cristalinului la lucrători de la o fabrică de procesare a uraniului, pensionați. Dozele încasate de lucrătorii diagnosticați cu cataracta au fost în medie de 0.168 Sv, în ce pentru cei fără cataracta au fost de 0.089 Sv.
- Astronauți – datele obținute de la astronauții americani și aviatorii militari sunt de asemenea sugestive privind relația dintre expunerea la doze mici de radiații și apariția timpurie și creșterea prevalenței cataractei, deși calitatea și energia radiațiilor din spațiu sunt fundamental diferite de cele care apar pe Pământ.
- Lucrători în domeniul medical și radiologie intervențională – datorită procedurilor din medicina intervențională (cardiologie, urologie, radiologie) care utilizează fluoroscopia, practicienii pot fi expuși la doze de radiații X relativ mari la nivelul ochilor, de-a lungul carierei.

Rezumând, studiile recente sugerează că recomandările actuale ale ICRP ca dozele prag de 5 Gy pentru detectarea opacifierii și 8 Gy pentru afectarea vederii pot subestima riscul.

Îmbunătățirea tehnicilor de detectare, cuantificare și documentare a modificărilor timpurii, radioinduse, ale cristalinului, ca și îmbunătățirea dozimetriei au fost factori care au contribuit la descoperirile recente referitoare la riscul de apariție a cataractei la expuneri scăzute. Urmărirea în continuare a supraviețuitorilor de la Hiroshima și Nagasaki, a victimelor de la Cernobîl, precum și a diverselor categorii de expuși profesional pot conduce la o estimare mai precisă a oricărui prag. Deoarece toate standardele de risc pentru expunerea ochiului, naționale și internaționale, se bazează pe aceste praguri ridicate, ghidurile actuale de protecție a ochiului trebuie revizuite.

4. STUDII EFECTUATE DE ORGANISME INTERNAȚIONALE ABILITATE

După apariția noilor recomandări ale ICRP, EPRI a efectuat o analiză a limitelor de doză pentru cristalin și a practicilor curente legate de dozimetria cristalinului în centralele nucleare din câteva țări, precum și a posibilelor modificări procedurale care ar trebui luate în calcul de către titularii de autorizații.

4.1 Limite de doză pentru cristalin în industria nucleară

În SUA se ia în considerare scăderea limitei de doză pe cristalin la 50 mSv/an. CANADA menține, în prezent, limita de 150 mSv /an, iar centralele nucleare nu au implementat o limită administrativă sub această valoare. Nu se măsoară direct doza pe cristalin, dar aceasta este controlată asigurându-se o valoare a dozei echivalente pe piele suficient de scăzută. CNSC a emis o recomandare privind modificarea acestei limite de doză în acord cu noile prevederi.

FRANȚA menține, de asemenea, limită de 150 mSv/an. EDF nu solicită raportarea dozei pe cristalin; se colaborează cu furnizorii pentru utilizarea unui dozimetru îmbunătățit pentru măsurarea dozei pe cristalin. EDF a evaluat situația din centralele nucleare unde doza pe cristalin

poate fi limitativa în funcție de raportul dintre doza la nivelul capului (cristalin) și doza pe întreg corpul (torace).

Au fost identificate tipuri de lucrări la care, din cauza debitului de doză de deasupra capului pot apărea gradientele de doză care să facă doza pe cristalin limitativă.

În alte țări cu industrie nucleară situația este următoarea:

SPANIA: centralelor nucleare nu li se cere să raporteze doza pe cristalin și nu au implementat o limită administrativă sub 150 mSv/an.

BRAZILIA: limita legală de doză pentru cristalin, egală cu cea pentru întreg corpul, este de 20 mSv pe an, mediată pe 5 ani consecutivi, în niciun an valoarea nu are voie să depășească 50 mSv; limita administrativă este de 20 mSv / an și nu are voie să depășească 75 mSv în 5 ani consecutivi.

SUEDIA: centralelor nucleare nu li se cere să raporteze doza pe cristalin și nu au implementat o limită administrativă sub 150 mSv/an.

COREEA de SUD: centralelor nucleare nu li se cere să raporteze doza pe cristalin și nu au implementat o limită administrativă sub 150 mSv/an. Centralele au stabilit un algoritm pentru determinarea dozei pe cristalin, dar care nu a fost finalizat deoarece nu li se cere să raporteze doza.

4.2 Dozimetrie și radioprotecție operațională

Radiațiile beta cu energii mai mari de 0.79 MeV au capacitatea de a ajunge la cristalin la o adâncime de 300 mg/cm². Radiațiile gamma de peste 1.2 MeV au potențial de a genera electroni împrăștiați în aer prin împrăștiere Compton, cu o energie suficient de mare pentru a ajunge la cristalin (la o adâncime mai mare de 300 mg/cm²). În centralele nucleare se găsesc radionuclizi precum Cobalt-60, Stronțiu/Yttriu-90, Krypton-87, Krypton-88, Rubidiu-88, Xenon-135, Xenon-138, Cesium-138, Stibiu-122, Stibiu-124, Europiu-152, Rhodiu-106, și Azot-16 care emit radiații beta și gamma de energie mare. Expunerea lucrătorilor la acești radionuclizi depinde de condițiile din centrală și de situații particulare precum prezența combustibilului defect, scurgeri din circuitul primar sau expunerea la surse deschise. Dacă expunerea lucrătorilor este posibilă, fiecare centrală va trebui să-și stabilească aplicabilitatea pe baza istoriei de operare și a condițiilor din centrală.

4.4 Dozimetria legală utilizată

În USA toți respondenții au precizat că furnizorul de servicii dozimetrice asigură măsurarea dozei pe cristalin. Dintre centralele din afara SUA 2 au răspuns că furnizorul de servicii dozimetrice asigură măsurarea dozei pe cristalin. O centrală din UK urma să efectueze un studiu la sfârșitul lui 2013 pentru 100 de persoane care să utilizeze dozimetre tip "headband" (bențița) pentru măsurarea dozei echivalente la adâncimea de 3 mm, pentru a identifica situațiile / profesiile pentru care dozimetrele pentru întreg corpul purtate la nivelul toracelui și care măsoară Hp(10) și Hp(0.07) nu sunt suficient de bune pentru estimarea dozei pe cristalin [Hp(3) lângă ochi].

Capacitatea furnizorului de servicii dozimetrice de a monitoriza doza pe cristalin, fie prin intermediul unui detector fie printr-un algoritm, va fi un aspect important al îmbunătățirilor viitoare.

4.5 Monitorizarea dozei pe cristalin, direct sau printr-un algoritm

Intenția a fost să se stabilească dacă există un anumit dozimetru, sau un element al unui dozimetru destinat măsurării dozei pe cristalin, sau se utilizează un algoritm care folosește unul sau mai multe elemente [ale dozimetrului individual] (cel pentru doza superficială și cel pentru doza penetrantă) pentru calculul dozei la adâncimea de 300 mg/cm².

SUA:

- Se măsoară direct cu dozimetrul – 2 răspunsuri
- Se calculează cu un algoritm – 35 răspunsuri
- Se cunoaște un algoritm: da – 25; nu – 10; se poate obține de la furnizor la nevoie – 6.

În afara USA răspunsurile primite au fost foarte diverse și cu greu pot fi categorisite. Aproximativ 60% dintre respondenți cunosc algoritmul utilizat pentru măsurarea / calcularea dozei pe cristalin.

Algoritmul de calcul devine mai important în cazul în care limita de doză este depășită. Un algoritm foarte conservativ nu va fi benefic deoarece limitează inutil posibilitatea de a lucra, prin supraestimarea dozei.

Aceste răspunsuri pun în evidență nevoia de a cunoaște algoritmul de calcul de doză și cum se obține prin intermediul lui doza pe cristalin, pentru tipurile de radiații din fiecare centrala.

4.6 Cea mai mare doza raportata

Răspunsurile obținute nu au fost relevante; în cele mai multe cazuri între doza pe cristalin și doza efectivă au fost diferențe de $\pm 1\%$. În unele cazuri re poziționarea dozimetrului la nivelul capului a dus la înregistrarea unei doze mai mari pe cristalin. Rezultatele obținute au arătat că foarte des dozele înregistrate la cristalin sunt aproximativ egale cu cele pe întreg corpul. Cele mai multe centrale folosesc un algoritm de calcul care se bazează pe citirile elementelor de doză superficială și penetrantă ale dozimetrului individual. Dacă nu există o diferență substanțială între cele două valori înseamnă că există o pondere foarte scăzută a radiației beta de energie mare și, prin urmare, doza pe cristalin este similară cu cea pe întreg corpul.

Au fost înregistrate cazuri în care, datorită câmpurilor neuniforme de radiații (debite de doză de deasupra capului), doza pe cristalin a fost mai mare.

Centrale SUA	2010 Doza maximă cristalin (mSv)	2010 Doza efectivă maximă, același individ (mSv)	2011 Doza maximă cristalin (mSv)	2011 Doza efectivă maximă, același individ (mSv)
Medie	9,21	9,16	8,62	8,37
Minimum	1,30	1,30	1,71	1,71
Maximum	22,31	22,27	18,21	16,98

4.7 Deficiențe

Designul dozimetrelor și algoritmii folosiți nu asigură o monitorizare adecvată a dozei pe cristalin, mai ales dacă ținem cont de faptul că scăderea limitei va duce la cerințe mai stricte privind controlul asupra acestei doze.

Recomandări:

- Utilizarea sau crearea unor dozimetre amplasate fizic lângă ochi (ex. bentița) pentru a asigura o măsurare corectă a dozei;
- Analiza disponibilității sau dezvoltării unui aparat pentru urmărirea dozei pe cristalin în timp real;
- Testarea dozimetrelor în câmpuri de radiații specifice centralelor nucleare pentru verificarea acuratetei măsurărilor și algoritmului de calcul.

Protecția operațională și monitorizarea cristalinului nu sunt optimizate pentru o limită de doză redusă. Multe centrale nu au proceduri pentru protecția / ecranarea ochilor ca parte a planului de lucru.

Recomandări:

- Revizuirea procedurilor actuale și dezvoltarea unor proceduri de “bune practici” pentru protecția ochilor. Se va avea în vedere ca densitatea superficială a materialelor de deasupra dozimetruului (echipament de protecție) trebuie să fie comparabilă cu cea a materialelor și țesuturilor care acoperă cristalinul pentru a asigura o măsurare corectă a dozei.
- Evaluarea instrumentației existente, dacă este adecvată pentru o măsurare de mai mare acuratețe a debitului de doză pe cristalin. Analiza spectrului de energie a radiațiilor beta în centrale. Necesitatea unor metode noi de calibrare a instrumentației.
- Analiza situațiilor în care există o iradiere neuniformă la nivelul capului și stabilirea condițiilor în care un dozimetru pentru ochi este mai adecvat decât un dozimetru plasat altundeva pe cap.

5. IMPLICAȚIILE NOII LIMITE DE DOZĂ PENTRU CRISTALIN PENTRU RADIOPROTECȚIA OPERACIONALĂ STABILITE DE IAEA-TECDOC-1731 (2013)

5.1 Fiecare titular de autorizație trebuie să revizuiască analizele de securitate radiologică pentru:

- Identificarea lucrătorilor care pot încasa o doză semnificativă la nivelul ochiului (câțiva mSv pe an), în special pe cei pentru care limita de doză pe cristalin va fi mult mai restrictivă decât cea efectivă (expuneri localizate la radiații slab penetrante – beta sau gamma de energie joasă);
- A se asigura că echipamentele și instalațiile sunt proiectate astfel încât optimizarea protecției să țină cont de expunerea ochilor;
- Stabilirea procedurilor operaționale pentru optimizarea protecției astfel încât acestea să țină cont de expunerea ochilor;
- Atunci când proiectul instalației și procedurile operaționale nu sunt suficiente pentru a asigura protecția ochilor, personalul va utiliza echipament individual de protecție.

5.2 Categoriile de lucrători pentru care expunerea cristalinului poate fi importantă

- Persoane expuse la un câmp relativ uniform de radiații penetrante;
 - Persoane expuse la câmpuri de radiații extrem de neuniforme și în care cristalinul să fie expus preferențial: trunchiul este ecranat dar nu și capul; capul este aproape de o sursă de radiații penetrante; persoane care sunt expuse la radiații beta;
 - Persoane expuse la radiații slab penetrante, cum sunt particulele beta sau radiația gamma de energie joasă, și care contribuie semnificativ la doza pe cristalin, nu și la cea efectivă.
- În cazul lucrătorilor care desfășoară activități nucleare cele mai importante categorii

afectate de noile limite propuse sunt:

- Persoane care lucrează cu incinte tip “glove box”
- Persoane care lucrează la dezafectarea unităților nucleare;
- Persoane care manipulează plutoniu sau uraniu sărăcit.

5.3 Optimizarea protecției

Angajatorii și titularii de autorizații trebuie să minimizeze nevoia de a se baza pe controale administrative și echipament individual de protecție asigurând un control eficient prin proiect și condiții de lucru satisfăcătoare, conform următoarei ierarhii a măsurilor preventive:

- 1) Controale ingineresti – optimizarea protecției este avută în vedere în etapa de proiectare a instalației, când există mai multă flexibilitate.

- 2) Controale administrative – când numai controalele inginerești nu sunt suficiente - proceduri operaționale și restricții, transpuse în reguli (proceduri) scrise, pregătite în colaborare cu cei care lucrează;
- 3) Echipament de protecție individual – este necesar atunci când proiectul și controalele administrative nu asigură un nivel satisfăcător de protecție. Singur, factorul de atenuare a radiației al lentilelor nu descrie în mod adecvat eficacitatea ochelarilor de reducere a expunerii. Trebuie luată în considerare și suprafața acoperită de lentile. Ochelarii trebuie să aibă și protecții laterale și să se așeze bine pe figura. Trebuie să ne asigurăm că utilizarea echipamentului individual de protecție nu încetinește nejustificat desfășurarea unei activități sau nu conduce la creșterea dozei efective.
- 4) Revizuirea analizelor de securitate, a programului de radioprotecție și eficienței echipamentelor.
- 5) Informare, instruire și pregătire.

5.4 Monitorizarea dozei pe cristalin în urma iradierii externe

Cea mai precisă metoda de măsurare a dozei pe cristalin $H_{\text{cristalin}}$, este cea de măsurare a dozei echivalente individuale la adâncimea de 3 mm, $H_p(3)$ cu un dozimetru purtat cât mai aproape posibil de ochi și calibrat pe o fantomă reprezentativă pentru cap. Atunci când nu este ușor de aplicat $H_p(3)$ se poate evalua cu ajutorul $H_p(10)$ sau $H_p(0.07)$ ambele măsurate cu dozimetre purtate la nivelul toracelui, sau cu un dozimetru pentru piele, $H_p(0.07)$, purtat lângă ochi.

În prezent, dozimetrele pentru măsurarea $H_p(3)$ nu sunt foarte disponibile, și pot fi folosite dozimetre pentru măsurarea altor mărimi operaționale. Dacă un dozimetru de extremități îndeplinește criteriile cerute de testele de tip în termeni de $H_p(3)$ acesta poate fi calibrat în consecință. O altă modalitate ar fi modificarea unui dozimetru pentru $H_p(0.07)$ pentru a măsura direct $H_p(3)$. În acest caz, chiar dacă dozimetrul necesită îmbunătățiri, evaluarea dozei pe cristalin este directă: răspunsul $H_p(3)$ este cunoscut iar doza pe cristalin este estimată fără a ține cont de câmpurile de radiații din zona de lucru. Totuși, dozimetrele calibrate pentru măsurarea $H_p(0.07)$ și $H_p(10)$ pot fi folosite pentru estimarea conservativă a $H_p(3)$ doar dacă se cunosc condițiile radiologice.

În prezent nu există standarde pentru aparatura de câmp pentru măsurarea echivalentului de doză direcțional la adâncimea de 3 mm, $H'(3)$. Nu au fost agreeți la nivel internațional factorii de conversie pentru fotoni și neutroni de la kerma în aer, K_a , la $H(3)$.

5.5 Estimarea dozelor înainte de efectuarea monitorării de rutină

Înainte de a trece la monitorizarea individuală, situația debitului de doză pe cristalin într-un loc de muncă trebuie să fie determinată pentru a putea stabili metoda, dacă există una, și intervalul pentru monitorizarea de rutină. Monitorizarea de rutină a dozei pe cristalin este recomandată / necesară dacă estimările conduc la o doză echivalentă anuală pe cristalin peste 5 mSv. Metodele de estimare a dozelor care ar putea fi folosite sunt:

- Monitorizarea locului de munca;
- Utilizarea datelor din literatura;
- Simulări;
- Măsurători de confirmare (monitorizări individuale pentru un interval limitat).

6. REFERINTE

1. ICRP Publication 118, "ICRP Statement on Tissue Reactions and Early and Late Effects of Radiation in Normal Tissues and Organs – Threshold Doses for Tissue Reactions in a Radiation Protection Context", 2012.

2. IAEA Safety Standards for protecting people and the environment: General Safety Requirements Part 3 No. GSR Part 3; Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards;
3. IAEA-TECDOC-1731 Implications for occupational radiation protection of the new dose limit for the lens of the eye - Interim guidance for use and comment
4. Council Directive 2013/59/EURATOM of 5 December 2013 – Basic safety standards for protection against the dangers arising from exposure to ionising radiation
5. Lens of Eye Dose Limit Changes: Current Status of the Potential Regulatory Changes and Possible Effects on Radiation Protection Programs at Nuclear Power Plants; EPRI 3002000486; Oct. 2013
6. EPRI 2014 Technical Report 30020033162: “ Epidemiology and mechanistic effects of radiation on the lens of the eye”; Review and scientific appraisal of the literature;
7. MCNP Modelling of $H_p(3)$ response of OPG / Bruce Power dosimeter elements to various photon and beta spectra; COG Technical Note TN-12-3011, Iunie 2014

7. CONCLUZII

Este cert că programele de radioprotecție și dozimetrie vor trebui revizuite pentru a asigura o monitorizare și protecție mai bună a ochilor.

Până în prezent nu s-au finalizat studiile care să adreseze necesitatea monitorizării dozei pe cristalin în centralele nucleare.

În cadrul proiectului COG TN-18-3006 - Research work delivered to-date on lens of the eye dosimetry, Septembrie 2018 - COG și EPRI au testat răspunsul $H_p(3)$ al unor dozimetre utilizate în prezent în centralele membre COG.

Dozimetrele pentru cristalin disponibile în comerț este posibil să nu fie foarte “atractive” pentru membri COG deoarece ar presupune introducerea unei tehnologii noi în actualele programe de dozimetrie. Calea aleasă este cea de utilizare a dozimetrelor de extremități existente, cu filtre corespunzătoare pentru a obține un răspuns $H_p(3)$ acceptabil (filtru cu o grosime nominală de 300 mg/cm^2 din policarbonat - Lexan). Rezultatele vor fi publicate într-un alt raport COG.

În anul 2015 CANDU Owners Group (COG) în colaborare cu Universitatea McMaster, Ontario Power Generation (OPG) și Bruce Power au inițiat un proiect cu durată de 5 ani pentru a evalua necesitatea unui program de dozimetrie a cristalinelor în centralele nucleare CANDU.

Proiectul își propune să evalueze datele dozimetrice înregistrate până în prezent și să identifice locațiile și condițiile de lucru care ar putea să prezinte un pericol radiologic pentru cristalin. Un alt obiectiv este caracterizarea câmpurilor de radiații beta și gama în timpul unor lucrări de rutină desfășurate mai ales în opririle planificate. În final proiectul va stabili dacă este necesar un program de dozimetrie a cristalinelor în centralele de tip CANDU. Până în prezent din analiza unui număr foarte mare de înregistrări dozimetrice în cadrul acestui proiect au fost identificate activități dintr-o centrală CANDU cu potențial de expunere a cristalinelor în câmpuri mixte de radiații beta și gama precum lucrările de inspecții și întreținere la fetele reactorului, la generatorii de abur și la mașinile de încărcat / descărcat combustibil.

CNE Cernavodă a contractat servicii de evaluare a echivalentului de doză la nivelul cristalinelor, $H_p(3)$, pentru radiații fotonice și beta.

Astfel pentru o perioadă de 12 luni vor fi efectuate măsurători ale dozei pe cristalin pentru verificarea din punct de vedere al potențialului de expunere al cristalinelor a lucrărilor de

inspecții și întreținere la fetele reactorului din oprirea planificată a Unității 1 și a lucrărilor de întreținere / reparații la mașinile de încărcat / descărcat de la ambele unități.

În funcție de rezultatele obținute și de concluziile studiului COG programul de dozimetrie al CNE Cernavodă va fi revizuit pentru a asigura conformitatea cu cerințele “Normelor privind cerințele de bază de securitate radiologică” și al „Normelor de dozimetrie” care sunt în curs de revizuire.

MĂSURĂRI DE TRITIU LEGAT ORGANIC ÎN PROBE DE MEDIU LA CNE CERNAVODĂ PENTRU ESTIMĂRI DE DOZĂ PENTRU POPULAȚIE

Simona Zaharov (*simona.zaharov@cne.ro*), **Cristina Bucur**
S.N. Nuclearelectrica S.A. – Sucursala CNE Cernavodă, Departamentul de
Radioprotecție, Securitatea Muncii și PSI, Laboratorul de Control Mediu

Rezumat

Lucrarea prezintă un scurt istoric al participării Societății Naționale Nuclearelectrica S.A. (SNN) – Sucursala CNE Cernavodă la întâlnirile tehnice (workshop-uri) din cadrul proiectului internațional pentru tritium legat organic (OBT), precum și rezultatele măsurărilor de tritium legat organic în probe de mediu, obținute atât în cadrul participării Laboratorului de Control Mediu al SNN-CNE Cernavodă la exercițiile de intercomparare, organizate în perioada 2012 – 2018, la nivelul Grupului de lucru OBT, cât și în cadrul programului suplimentar de tritium legat organic la CNE Cernavodă.

1. Introducere

CNE Cernavodă, singura centrală de tip CANDU (Canadian Deuterium Uranium) din Europa, se află în partea de Sud-Est a României, la confluența dintre Fluviul Dunăre și Canalul Dunăre – Marea Neagră, la aproximativ 60 km de orașul Constanța și 160 km de București. CNE Cernavodă asigură funcționarea în siguranță a Unităților 1&2, fiecare având o capacitate instalată de 700 MWh, și asigură aproximativ 20% din necesarul de energie electrică al României; Unitatea 1 a fost pusă în operare comercială la data de 2 decembrie 1996 iar Unitatea 2 – la data de 28 septembrie 2007 [1].

Laboratorul de Control Mediu (LCM) al CNE Cernavodă este localizat în orașul Cernavodă, la 2 km față de centrală, și este dotat cu echipamente moderne și performante având ca activitate de bază derularea Programului de Monitorizare a Radioactivității Mediului la CNE Cernavodă, începând cu anul 1996, odată cu punerea în funcțiune a Unității 1 de la CNE Cernavodă [2, 3].

Înainte de desfășurarea oricărei activități cu influență asupra mediului, în perioada 1984 – 1994, s-a derulat un Program Preoperațional de Monitorizare a Radioactivității Mediului pentru a stabili nivelele de radioactivitate în diferite compartimente de mediu, raportul final al acestui program fiind utilizat apoi de CNE Cernavodă pentru comparație, în vederea verificării eficienței controlului surselor și influenței funcționării centralei asupra mediului și a populației [2, 3].

Datorită tehnologiei utilizate la CNE Cernavodă – combustibil uraniu natural și apă grea ca moderator și agent de răcire – principalul radionuclid măsurat este tritiul, care se formează în urma reacției neutronilor cu deuteriul din apa grea.

În probele de mediu, tritiul este asociat adesea cu fracția de apă liberă, dar el poate fi inclus și la nivel molecular sub formă de tritium legat organic.

Tritium legat organic (OBT) este una dintre formele importante ale tritiului ce poate fi măsurată în majoritatea probelor de mediu (probe de vegetale, animale, pește, sol, sediment) și a constituit un real interes în ultimii ani, în special în ceea ce privește transferul în mediu și analiza acestuia – componente importante în evaluarea distribuției de ^3H în mediu [4].

În prezent, măsurările de OBT nu fac parte din programul de rutină al Laboratorului de Control Mediu și sunt puține laboratoare de profil din lume care efectuează programe suplimentare pentru monitorizarea tritiului legat organic. De asemenea nu există materiale de referință certificate pentru probe de mediu cu tritium legat organic; controlul calității

măsurărilor putând fi efectuat prin măsurarea probelor duplicat sau utilizând blank-uri corespunzătoare. Totodată incertitudinea asociată măsurărilor de tritium legat organic este mai mare decât la analizele de tritium liber (HTO), deoarece în calcul intervin mai mulți factori precum: extragerea incompletă a apei libere din proba proaspătă; extragerea incompletă a OBT-ului inter-schimbabil din proba uscată; purificarea apei rezultate după combustia probei uscate etc. [4].

Pentru implementarea cât mai corectă a noului standard canadian CAN-CSA 288.1-08 de calcul pentru Limitele Derivate de Emisie (LDE) și pentru stabilirea unei metodologii comune de analiză în laborator a concentrației de tritium legat organic, astfel încât calculul dozelor pentru populație să se efectueze cu o mai mare acuratețe, Candu Owners Group (COG) – grupul deținătorilor de centrale cu tehnologie CANDU – a elaborat proiectul HS&E – 304 „Exerciții de intercomparare între Membrii COG pentru analize OBT în plante și animale”, având în vedere că s-a stabilit să se acorde o atenție deosebită și acestui tip de măsurare, în special pentru centralele de tip CANDU [4].

S.N. Nuclearelectrica S.A. – Sucursala CNE Cernavodă, ca membru COG, s-a înscris în acest proiect încă de la început, din anul 2012, fiind reprezentată de către Serviciul Tehnic Radioprotecție. Prepararea și măsurarea probelor pentru analize OBT a fost efectuată în Laboratorul de Control Mediu al Departamentului de Radioprotecție, Securitatea Muncii & PSI (DRSM-PSI).

2. Participarea LCM la proiectul internațional OBT în probe de mediu

În anul 2012 a avut loc în Franța primul Workshop OBT, organizat de Comisariatul pentru Energie Atomică (CEA) din Franța, ce a avut ca scop constituirea unui grup internațional de cooperare, care să stabilească obiective comune și metode de analiză OBT în probe de mediu [5].



Figura 1 a. Poster pentru Primul Workshop Internațional OBT.



Figura 1a și 1b. Participanții la Primul Workshop Internațional OBT, în Balaruc les Bains, Franța, 21-24 mai 2012.

După primul workshop OBT s-a stabilit o serie de acțiuni pentru demararea activităților de efectuare a analizelor OBT în probe de mediu. Printre aceste acțiuni a fost organizarea primului exercițiu de intercomparare pentru analize OBT în probe de cartofi. Acesta a fost organizat de AECL (Atomic Energy of Canada Limited) în anul 2013.

Cel de-al 2-lea Workshop OBT, organizat de GAU-Radioanalytical Laboratories - Universitatea din Southampton, a avut loc în luna septembrie 2013, în Marea Britanie și a avut ca scop întrunirea grupului internațional OBT și discutarea rezultatelor primului exercițiu de intercomparare.



Figura 2a și 2b. Poster și participanții la cel de-al 2-lea Workshop Internațional OBT, în Southampton, Marea Britanie, 22 – 24 septembrie 2013.

După cel de-al 2-lea workshop s-a stabilit organizarea celui de-al doilea exercițiu de intercomparare pentru analize OBT în probe de sediment. Acesta a fost organizat de Universitatea din Southampton în anul 2014.

Cel de-al 3-lea Workshop OBT, organizat de AECL, s-a desfășurat în luna septembrie 2014, în Canada și a avut ca scop întâlnirea grupului internațional OBT pentru discutarea rezultatelor obținute la precedentele exerciții de intercomparare și stabilirea planului pentru anul 2015, când avea să se încheie prima etapă din cadrul proiectului internațional OBT pentru stabilirea unor metodologii comune de analiză OBT.

În anul 2015, CEA Franța a organizat cel de-al 3-lea exercițiu de intercomparare OBT în probe de grâu boabe.

În cadrul celui de-al 3-lea Workshop OBT, reprezentanții din România de la CNE Cernavodă – Laborator Control Mediu; Institutul Național de Cercetare-Dezvoltare pentru Tehnologii Criogenice și Izotopice (ICSI Râmnicu Vâlcea) – Laboratorul de Tritiu și Institutul Național de Cercetare-Dezvoltare pentru Fizică și Inginerie Nucleară – „Horia Hulubei” (IFIN-HH) din Măgurele au primit, de la coordonatorii Grupului Internațional OBT, propunerea de a organiza următoarea întâlnire de lucru în România.



Figura 3a și 3b. Poster și participanții la cel de-al 3-lea Workshop Internațional OBT, La Ottawa, Canada, 15 – 18 septembrie 2014.

Propunerea a fost discutată în cadrul CNE Cernavodă și aprobată astfel că, în anul 2015, cel de-al 4-lea Workshop OBT a fost organizat de către Laboratorul de Control Mediu în perioada 31 august – 02 septembrie, la București, urmată de o vizită la CNE Cernavodă.



Figura 4 a și 4b. Poster și participanții la cel de-al 4-lea Workshop Internațional OBT, în România, la București, 31 august – 2 septembrie 2015.

La această întâlnire s-au discutat rezultatele exercițiului de intercomparare anterior și s-a propus ca LCM să organizeze următorul exercițiu de intercomparare OBT în probe de vegetație spontană. Totodată, s-a agreat ca nucleul acestui Grup Internațional OBT să fie format din: CEA (Franța), CNL - Canadian National Laboratories (Canada), GAU - Universitatea din Southampton (Marea Britanie) și SNN-CNE Cernavodă (România) iar aceste patru instituții să organizeze în ordine, în fiecare an câte un exercițiu de intercomparare și un Workshop pentru discutarea evaluării statistice a rezultatelor obținute de către laboratoarele participante.

Astfel, în perioada mai 2016 – iulie 2017, LCM a organizat cel de-al 4-lea exercițiu de intercomparare în probe de vegetație spontană, recoltată de pe amplasamentul U1. Organizarea a constat în alegerea locului cu vegetație spontană și delimitarea acestuia pentru a nu fi influențat de alte activități industriale, prelevarea manuală (cu coasa) a probei și pregătirea preliminară a acesteia în laborator (cântărire, mărunțire grosieră, urcare în etuve, omogenizare, mărunțire prin moară de laborator, eșantionare și etichetare).

Probele au fost analizate pentru determinarea concentrației de hidrogen (%) de către ICSI Râmnicu-Vâlcea, iar în cadrul LCM s-au preparat probele prin trei metode de combustie și s-au efectuat analizele de tritium legat organic. S-a expediat câte un eșantion pentru fiecare laborator internațional care s-a înscris la acest exercițiu, în total 25 laboratoare din 12 țări: Belgia (1), Canada (3), China (1), Coreea de Sud (1), Croația (1), Elveția (1), Franța (9), Japonia (1), Marea Britanie (3), România (2), Slovenia (1) și Spania (1).



Figura 5a și 5b. Probe intercomparare și colectivul LCM implicat în proiectul OB T.

Cel de-al 5-lea Workshop OB T, organizat de CEA, a avut loc în Franța, în luna octombrie 2016, și a avut ca scop întâlnirea grupului internațional OB T pentru discutarea rezultatelor obținute la exercițiile de intercomparare și stabilirea planului de viitor.



Figura 6a și 6b. Poster și participanții la cel de-al 5-lea Workshop Internațional OB T, la Le Mans, Franța, 4-7 octombrie 2016.

În luna octombrie 2017, a avut loc în Marea Britanie, cel de-al 6-lea Workshop OB T, organizat de GAU – Universitatea din Southampton, unde reprezentantul LCM a prezentat evaluarea statistică a rezultatelor raportate de către laboratoarele participante la cel de-al 4-lea exercițiu de intercomparare pentru analize OB T în probe de vegetație spontană; iar reprezentantul CNL din Canada s-a angajat să organizeze în anul 2018 cel de-al 5-lea exercițiu de intercomparare OB T în probe de pește.



Figura 7a și 7b. Poster și participanții la cel de-al 6-lea Workshop Internațional OBT, la Winchester, Marea Britanie, 9-11 octombrie 2017.

În luna septembrie 2018, a avut loc în Canada, cel de-al 7-lea Workshop OBT, unde s-au discutat rezultatele exercițiului anterior iar reprezentantul LCM a primit propunerea de a organiza, în anul 2019, următorul Workshop OBT în România, precum și cel de-al 6-lea Exercițiu de intercomparare OBT.



Figura 8a și 8b. Poster și participanții la cel de-al 7-lea Workshop Internațional OBT, la Toronto, Canada, 24-26 septembrie 2018.

Astfel, în luna octombrie 2018, LCM a recoltat o probă de gutui din curtea laboratorului și a început organizarea celui de-al 6-lea exercițiu de intercomparare OBT, la care s-au înscris 31 laboratoare din 11 țări: Belgia (1), Canada (5), China (4), Coreea de Sud (1), Croația (1), Franța (9), Japonia (4), Marea Britanie (2), România (2), Slovenia (1), Ungaria (1).

În luna septembrie 2019, SNN-CNE Cernavodă a organizat la Constanța cel de-al 8-lea Workshop OBT, unde LCM a prezentat evaluarea statistică preliminară a rezultatelor raportate de către laboratoarele participante la exercițiul de intercomparare pentru analize OBT în probe de gutui; evenimentul fiind urmat de o vizită tehnică la CNE Cernavodă.



Figura 9a și 9b. Poster și participanții la cel de-al 8-lea Workshop Internațional OBT, la Constanța, România, 1-4 septembrie 2019.

Până în prezent, SNN-CNE Cernavodă – ca membru COG și participant al proiectului COG HS&S-304 – a fost reprezentată la toate cele opt workshop-uri OBT și a participat la cele șase exerciții de intercomparare, fiind organizator pentru două din fiecare.

3. Rezultatele obținute de LCM la exercițiile de intercomparare OBT în probe de mediu

În anul 2012, LCM a elaborat o procedură de lucru pentru combustia probelor de mediu, dedicată preparării probelor în vederea efectuării analizelor OBT. Domeniul de aplicare al acestei proceduri este prepararea probelor organice de mediu uscate (lapte, pește, carne, ouă, legume, fructe, cereale și vegetație spontană), prin combustie într-un vas calorimetric cu oxigen (Vas de combustie sub presiune, model 1121 – producător Barr Instrument – Figura 10a), urmată de distilarea azeotropă cu toluen a apei de combustie, în vederea determinării concentrației de H-3 legat organic (OBT), utilizând contorul cu scintilator lichizi. Această metodă a fost validată în cadrul exercițiilor de intercomparare OBT realizate în perioada 2012-2013, între laboratoare membre COG [6].

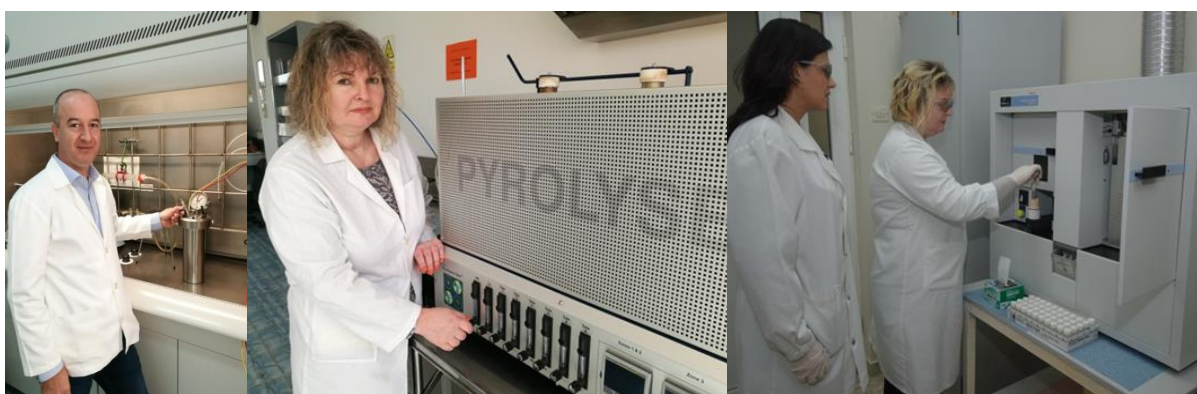


Figura 10a, 10b și 10c. Instalație de combustie Barr 1121, Cuptor tip Pyrolyser-6 Trio Raddec și echipament de combustie Sample Oxidizer-307 Perkin-Elmer.

În anul 2014, LCM a achiziționat un cuptor de combustie „Pyrolyser-6 Trio System for H-3 and C-14” – producător Raddec (Figura 10b), fabricat special pentru prepararea probelor în vederea efectuării analizelor de OBT, având ca domeniu de aplicare și prepararea probelor de sediment.

De asemenea, LCM a testat în cadrul exercițiilor de intercomparare OBT și metoda de combustie a probelor la echipamentul Sample Oxidizer-307 – producător Perkin-Elmer (Figura 10c), acesta având dezavantajul că se pot utiliza doar cantități mici de probe (aproximativ 1 g).

În tabelul de mai jos (Tabelul 1) sunt prezentate sintetizat valorile de referință $\pm 2s$ (deviația standard), exprimate în Bequerel/litru (Bq/l) și Bequerel/kg (Bq/kg) probă uscată pentru cele cinci exerciții de intercomparare din perioada 2012-2018, rezultatele obținute de LCM $\pm 2u$ (incertitudinea combinată), alături de metodele utilizate pentru prepararea și măsurarea probelor.

Tabelul 1. Sinteza participării LCM la cele 5 exerciții de intercomparare internaționale OBT.

Nr. exercițiu	Tip probă	Valori de referință: activitate specifică $\pm 2s$ [Bq/l]; [Bq/kg]	Rezultate LCM: activitate specifică $\pm 2u$ [Bq/l]; [Bq/kg]	Metodă combustie, preparare	Cocteil scintilator, echipament măsurare
1	cartofi	288 \pm 46 Bq/l [7]	332 \pm 40 Bq/l	-Parr 1121 -distilare azeotropă cu toluen	-Ultima Gold LLT -Tri-Carb 3180TR/SL
2	sediment	170 \pm 30 Bq/kg [8]	182 \pm 23 Bq/kg	-Pyrolyser-6 -barbotare în soluție HNO ₃	-Ultima Gold -Tri-Carb 3180TR/SL
3	grâu	69 \pm 6 Bq/l 41 \pm 8 Bq/kg [9]	65 \pm 7 Bq/l 40 \pm 4 Bq/kg	-Pyrolyser-6 -barbotare în soluție HNO ₃	-Ultima Gold -Tri-Carb 3180TR/SL
4	iarbă	479 \pm 30 Bq/l 250 \pm 30 Bq/kg [10]	474 \pm 34 Bq/l 252 \pm 15 Bq/kg	-Pyrolyser-6 -captare directă	-Ultima Gold -Tri-Carb 3180TR/SL
5	pește	32.6 \pm 7.4 Bq/l 22.4 \pm 6.0 Bq/kg [11]	39 \pm 3 Bq/l 27 \pm 2 Bq/kg	-Pyrolyser-6 -captare directă	-Ultima Gold -Tri-Carb 3180TR/SL

Se poate observa o îmbunătățire a rezultatelor LCM, prin perfectarea metodelor de preparare și măsurare, de-a lungul celor cinci exerciții de intercomparare OBT, aceste rezultate fiind acceptate de criteriile de performanță evaluate, de fiecare laborator care a organizat un exercițiu de intercomparare, conform standardului ISO 13528.

4. Rezultatele Programului Suplimentar OBT în probe de mediu la CNE Cernavodă

În urma experienței acumulate în cadrul celor cinci exerciții internaționale de intercomparare OBT în diferite tipuri de probe de mediu, LCM a implementat începând din anul 2018 un Program Suplimentar OBT în patru tipuri de probe, care au fost deja testate în cadrul exercițiilor: pește, vegetație spontană, grâu și cartofi, prelevate o dată pe an din câte două locații.

Rezultatele obținute în cadrul acestui program sunt prezentate în Tabelul 2, în comparație cu valorile de referință ale exercițiilor de intercomparare anterioare, pentru aceleași tipuri de probe.

Tabelul 2. Rezultatele Programului Suplimentar OBТ la CNE Cernavodă, în anul 2018 [12].

Perioada de prelevare	Tip probă	Cod locație și denumire	Activitate specifică OBТ ± 2u [Bq/l apă de combustie]	Activitate specifică OBТ ± 2u [Bq/kg probă uscată]
Trim. I, 2018	pește	LII-05 Canal Dunăre – Marea Neagră	27 ± 5	18 ± 3
Trim. I, 2018	pește	LII-09 Fluviul Dunăre	25 ± 5	18 ± 3
2018	Al 5-lea ex. OBТ – pește	CNL Canada	32,6 ± 3,7	22,4 ± 3,0
Trim. II, 2018	vegetație spontană	SSS-13 Curte LCM	56 ± 9	29 ± 5
Trim. II, 2018	vegetație spontană	SSS-10 CNE Cernavodă – amplasament U1	470 ± 35	240 ± 35
2017	Al 4-lea ex. OBТ – iarbă	SSS-10 CNE Cernavodă – amplasament U1	479 ± 30	250 ± 30
Trim. III, 2018	grâu	LII-08 Seimeni	32 ± 3	19 ± 2
Trim. III, 2018	grâu	AII-03 Cernavodă	30 ± 3	18 ± 2
2016	Al 3-lea ex. OBТ – grâu	CEA Franța	69 ± 3	41 ± 4
Trim. IV, 2018	cartofi	LII-08 Seimeni	9 ± 1	5 ± 1
Trim. IV, 2018	cartofi	AII-03 Cernavodă	30 ± 3	18 ± 2

Se poate observa că valorile activității specifice OBТ, obținute de LCM, în cadrul Programului Suplimentar OBТ, sunt mai mici pentru probele de mediu din afara amplasamentului CNE Cernavodă, și sunt comparabile cu cele obținute anterior în cadrul exercițiilor de intercomparare organizate de alte țări.

5. Concluzii

CNE Cernavodă acordă o importanță deosebită monitorizării mediului și acurateții măsurărilor de radioactivitate și de calcul al dozelor pentru populație, motiv pentru care a participat activ, începând din anul 2012, în cadrul Proiectului Internațional OBТ, pentru măsurări de tritium legat organic în probe de mediu, având ca scop validarea metodelor de preparare și măsurare OBТ în cadrul exercițiilor de intercomparare.

Rezultatele obținute de SNN-CNE Cernavodă au întrunit criteriile de acceptare, validând astfel metodele utilizate, pe baza cărora s-a elaborat și implementat un program suplimentar pentru măsurări de tritium legat organic.

Acest program suplimentar OBТ, derulat de către Laboratorul de Control Mediu, va sta la baza implementării cât mai corecte a noului standard canadian CAN-CSA 288.1-08 de calcul pentru Limitele Derivate de Emisie (LDE) la CNE Cernavodă, astfel încât calculul dozelor pentru populație să se efectueze cu o mai mare acuratețe.

CNE Cernavodă este interesată să continue colaborarea și participarea activă în cadrul Grupului Internațional OBТ din care face parte, în vederea îmbunătățirii metodelor analitice și de măsurare a tritiului legat organic, a căror validare se poate face doar prin participarea la exerciții de intercomparare, conform cerințelor standardului SR ISO/CEI 17025, deoarece nu există metode standardizate sau materiale de referință certificate pentru măsurări de tritium legat organic.

Bibliografie selectivă:

1. [http://www.nuclearelectrica.ro/cne/protectia-mediului-si-a-personalului/raport-de-mediu/Raport de Mediu - Anul 2016](http://www.nuclearelectrica.ro/cne/protectia-mediului-si-a-personalului/raport-de-mediu/Raport%20de%20Mediu%20-%20Anul%202016)
2. Instrucțiuni ale Centralei, SI-01365-RP015, “Programul de Monitorizare a Radioactivității Mediului pentru CNE Cernavodă”
3. S. Popoaca, C. Bucur, V. Simionov, „Determination of ^3H and ^{14}C in Organic Samples after Separation through Combustion Method”, Journal of Energy and Power Engineering, ISSN 1934-8975, USA, dec. 2014, Volume 4, No. 1 (serial No. 26)
4. S. Zaharov, C. Bucur, I. Popescu, A. E. Nedelcu, Raport de Informare “Rezultatele obținute de LCM la exercițiile de intercomparare pentru analize OBT, în perioada 2012 – 2018”, IR – 96200 – 041, CNE Cernavodă, feb. 2019
5. N. Baglan, S.B. Kim, C. Cossonnet, I.W. Croudace, M. Fournier, D. Galeriu, P.E. Warwick, N. Momoshima, E. Ansoborlo, Meeting Report “Organically bound tritium (OBT) behaviour and analysis: outcomes of the seminar held in Balaruc-les-Bains in May 2012”, Radioprotection 2013, EDP Sciences, Vol. 48, no. 1, p. 127 – 144
6. S. B. Kim, J. Olfert, N. Baglan, N. St-Amant, B. Carter, I. Clark, C. Bucur, “Canadian inter-laboratory organically bound tritium (OBT) analysis exercise”, Journal of Environmental Radioactivity, 150 (2015), p. 236-241
7. N. Baglan, S.B. Kim, “1st inter-laboratory exercise report, OBT International Group, dec. 2014
8. I. W. Croudace, R. Marsh, P.E. Warwick, “Preparation and results from the 2nd OBT intercomparison exercise Severn Estuarine sediment” – GAU-Radioanalytical, Raddec International Ltd, Southampton, UK, The 4th OBT Workshop, sept. 2015
9. N. Baglan, C. Cossonnet, E. Roche, S.B. Kim, I.W. Croudace, P.E. Warwick, “Feedback of the third interlaboratory exercise organised on wheat in the framework of the OBT working group”, Journal of Environmental Radioactivity 181 (2018), p. 52-61
10. S. Zaharov, N. Baglan, “4th inter-laboratory exercise report”, OBT International Group, iun. 2019
11. S. B. Kim, M. Bredlaw, H. Rousselle, “Final report for the 5th OBT exercise using fish samples”, Canadian Nuclear Laboratories, dec. 2018
12. S. Zaharov, C. Bucur, “The 6th OBT Inter-laboratory Exercise – Status and Recommendations”, prezentare pentru “The 8th Organically Bound Tritium Workshop”, sept. 2019

MONITORIZAREA ȘI CONTROLUL RADONULUI LA CNE CERNAVODĂ

Liliana SAMSON, (Liliana.Smason@cne.ro) Cătălina CHIȚU,
S.N. Nuclearelectrica S.A. - CNE-Cernavodă

Rezumat

În cadrul Programului Preoperațional pentru determinarea radioactivității mediului pe amplasamentul CNE Cernavodă au fost efectuate măsurători ale concentrației radonului din aer în perioada 1984 – 1994. Valorile medii anuale au fost cuprinse între 3.5 și 12.2 Bq/m³ și se înscriu în limitele normale. În condiții speciale concentrațiile radonului din aer pot fi sensibil mai mari, uneori chiar cu un ordin de mărime.

Datorită timpului mare de înjumătățire Radonul este inhalat și expirat de multe ori fără a genera niciun fel de iradiere, dar în cazul în care acesta se dezintegrează la nivelul plămânilor nivelul de contaminare internă furnizat poate fi unul considerabil. Radonul are o afinitate ridicată pentru atașarea la aerosoli sau la alte materiale expuse în încăperi rămânând astfel un timp îndelungat în zona în care a fost emanat din sol.

Ultimele constatări epidemiologice ale studiilor rezidențiale demonstrează o creștere semnificativa la nivel statistic a riscului de cancer pulmonar, ca urmare a expunerii prelungite la radonul din încăperi la niveluri de ordinul a 100 Bq/m³.

Nivelul de referință pentru media anuală a concentrației activității în aer pentru radonul din interiorul clădirilor, la locurile de muncă, este de 300Bq x m⁻³.

Consiliul Uniunii Europene a elaborat un set de masuri de protecție minimale pentru asigurarea protecției sănătății lucrătorilor și populației împotriva pericolelor generate de radiațiile ionizante emise de radon și descendenții săi.

La nivel național identificarea necesității de remediere a concentrației medii anuale integrate de radon din locurile de muncă se bazează pe monitorizarea radioactivității radonului și pe măsurile de control implementate.

Întreprinderea trebuie să se asigure că este menținută concentrația de activitate a radonului la locurile de muncă la valori cât mai scăzute, rezonabil posibil sub nivelul național de referință de 300Bq/m³.

CNE Cernavodă va contracta servicii pentru măsurarea concentrației radonului în încăperile tehnologice sau birouri aflate la subsol/demisol, pentru obținerea unei estimări corecte a expunerii la radon a personalului pe termen lung, luând în considerare mai mulți factori, precum timpul petrecut în clădire sau variațiile diurne și sezoniere ale concentrației de radon în aer.

1. INTRODUCERE

1.1 Cadrul legislativ

Noile informații științifice privind efectele radiațiilor asupra țesuturilor impun aplicarea principiului optimizării și pentru dozele echivalente, după caz, pentru a se păstra dozele la un nivel cât mai mic posibil. Materialele de construcție care emit radiații gama trebuie incluse în sfera de aplicare a Directivei 2013 / 59 / Euratom atât în cazul construcțiilor civile cât și industriale. Ultimele constatări epidemiologice ale studiilor rezidențiale demonstrează o creștere semnificativa la nivel statistic a riscului de cancer pulmonar, ca urmare a expunerii prelungite la radonul din încăperi. Este recunoscut faptul că fumatul amplifică riscul rezultat din expunerea la radon. Din acest motiv, ambele riscuri trebuie luate în calcul la evaluarea sănătății indivizilor.

Atunci când radonul pătrunde din sol, în locurile de muncă din interior, acest lucru ar trebui considerat ca fiind o situație de expunere existentă întrucât prezența radonului este în mare măsură independentă de activitățile umane întreprinse în cadrul locului de muncă. Astfel de expuneri pot fi semnificative în anumite zone sau tipuri specifice de locuri de

munca, care trebuie identificate și în care ar trebui luate măsuri corespunzătoare privind radonul și reducerea expunerii.

Ultimele constatări epidemiologice ale studiilor rezidențiale demonstrează o creștere semnificativă la nivel statistic a riscului de cancer pulmonar ca urmare a expunerii prelungite la radonul din interior la niveluri de ordinul a 100 Bq/m^3 . Statele membre trebuie să stabilească un nivel național de referință care nu trebuie să fie mai mare decât 300 Bq/m^3 , decât dacă este justificat de circumstanțele naționale predominante. Pentru locurile de munca, un nivel de referință național mai mare decât 300 Bq/m^3 , necesită raportarea datelor către Comisia Uniunii Europene. Acolo unde nivelurile de radon măsurate, continuă să depășească nivelul național de referință și este probabil ca expunerea lucrătorilor să depășească 6 mSv / an sau o valoare corespondentă de expunere la radon integrată în timp, acestea sunt gestionate ca situație de expunere planificată, la care se aplică limite de doză și se determină cerințele de protecție operațională care trebuie aplicate.

România a preluat recomandările Directivei 2013 / 59 / Euratom în Norma privind cerințele de bază de securitate radiologică aprobate prin Ordinul ministrului sănătății, al ministrului educației naționale și al președintelui Comisiei Naționale pentru Controlul Activităților Nucleare nr. 752/3.978/136/ 2018, în care, la art. 66 este prevăzut: "*Nivelul de referință pentru media anuală a concentrației activității în aer pentru radonul din interiorul clădirilor, la locurile de munca, este de 300 Bq/m^3 .*" De asemenea, în Norma pentru cerințele de securitate radiologică pentru surse naturale, sunt stabilite cerințele referitoare la protecția lucrătorilor, populației și mediului împotriva riscurilor rezultate din sursele naturale de radiații. Reglementarea se aplică situației de expunere existentă implicând surse naturale de radiații, inclusiv amplasamente contaminate din trecut pentru care se impun acțiuni de remediere.

La nivel național identificarea necesității de remediere a concentrației medii anuale integrate de radon din locurile de muncă se va baza pe monitorizarea radioactivității radonului și pe măsurile de control implementate. CNCAN va prioritiza situațiile de expunere existentă pentru care se impun măsurile de remediere și în colaborare cu alte autorități competente va stabili responsabilitățile pentru elaborarea și implementarea planurilor de remediere.

1.2 Radonul și descendenții săi, sursă naturală de iradiere

Omul este supus iradierii, atât din surse exterioare organismului său (radiații cosmice și telurice) cât și din surse interne, în urma încorporării, pe diverse căi, a unor izotopi radioactivi.

În seria generată de U-238, apare radionuclidul Rn-222, cu denumirea radon. Descendenții săi cu impact radiologic sunt: Po-214 ($T_{1/2} = 1,6\text{E-}04\text{s}$), Po-218 ($T_{1/2} = 3 \text{ min}$), Bi-214 ($T_{1/2} = 19,9 \text{ min}$) și Pb-214 ($T_{1/2} = 26,8 \text{ min}$).

Radonul este un gaz nobil natural radioactiv, are un timp de înjumătățire de 3,8 zile și este prezent în sol, fiind generat prin dezintegrarea radiului, radionuclid din seria Uraniului-238. Datorită faptului că este un gaz nobil și nu reacționează chimic cu mediul în care se află fie el sol, aer sau apă radonul are o mobilitate deosebită în mediul înconjurător. Fiind în stare gazoasă, el difuzează din scoarța terestră, amestecându-se cu aerul. Pe măsură ce se dezintegrează, descendenții săi, aflați în stare ionizată, pot adera cu ușurință la particulele din aer, formând aerosoli încărcăți cu sarcină electrică, care pătrund în plămâni prin respirație, sau se depun pe orice suprafață, mai ales dacă aceasta este încărcată electric. Dintre toți descendenții radonului, Pb-214 și Bi-214, care au timpii de înjumătățire de 26,8 minute, respectiv 19,7 minute, sunt cei mai importanți din punctul de vedere al radioprotecției.

Radon 86		^{222}Rn 3,825 zile		^{218}Rn 0,035 s	
Astatiniu 85			^{218}At ~ 2c		
Poloniu 84		$^{218}\text{Po, RaA}$ 3,05 min		$^{214}\text{Po, RaC'}$ $1,6 \cdot 10^{-4}$ s	$^{210}\text{Po, RaF}$ 138,4 zile
Bismut 83			$^{214}\text{Bi, RaC}$ 19,7 min.		$^{210}\text{Bi, RaE}$ 5,0 zile
Plumb 82		$^{214}\text{Pb, RaB}$ 26,8 min.		$^{210}\text{Pb, RaD}$ 20,4 ani	$^{206}\text{Pb, RaG}$
Taliu 81			$^{210}\text{Tl, RaC''}$ 1,32 min	β	$^{210}\text{Tl, RaE''}$ 4,23 min

Figura 1: Radonul și descendenții săi

În acest fel, radonul și descendenții săi produc expunerea internă a organismului prin inhalare. În plus, radonul se acumulează în unele locuri, ajungând la valori locale peste 300 Bq/m³, fiind din acest motiv, obiectivul principal de studiu în radioprotecția omului și mediului.

Efectul biologic produs este corelat cu concentrația radonului în aerul inhalat. Modul de evaluare a expunerii la radon este prin calcularea produsului dintre concentrația de radon din aerul inhalat și durata inhalării. În estimările pentru evaluarea impactului se consideră durata inhalării de 7000 ore pentru public (în locuințe) și 2000 ore pentru persoanele ocupate profesional în locurile de muncă în care există riscul inhalării radonului.

În Publicația 126 (2014) a ICRP "Radiological Protection against Radon Exposure" se recomandă o abordare gradată pentru controlul expunerii la radon, în clădiri în care se acumulează, indiferent de destinația acestora. Această abordare se bazează pe aplicarea principiului optimizării și este gradată pe baza împărțirii responsabilităților între autorități, dar principala responsabilitate este a operatorului / proprietarului, cu precădere la locurile de munca.

Publicația 115 (2010) a ICRP "Lung Cancer Risk from Radon and Progeny and Statement on Radon" prezintă concluziile studiilor epidemiologice revizuite despre asocierea dintre cancerul de plămâni și expunerea la radon. Studiile epidemiologice pentru locuințe dar și pentru mineri concluzionează o legătură evidentă între riscul de apariție al cancerului de plămâni și concentrația medie anuală a radonului (5E-04 / WLM, respectiv 8E-06 / Bqh/m³).

Din calculele de risc absolut pe durata de viață, Publicația ICRP 65 a adoptat pentru cancerul de plămâni indus de radon la bărbați și femei, un coeficient de probabilitate nominal (fatalitate) de 2,83E-04 / WLM. Publicația ICRP 103 (2007) a adoptat valori actualizate ale detrimentului pe unitatea de doză efectivă la 4,2E-05 / mSv pentru lucrători și 5,7E-05 / mSv pentru persoane din public.

2. APLICAREA CERINTELOR *LEGISLATIVE* LA CNE CERNAVODĂ

Conform "Normei pentru cerințele de securitate radiologică pentru surse naturale", întreprinderile trebuie să implementeze măsuri de monitorizare a concentrației activității radonului în aer în:

- a) locurile de muncă din cadrul zonelor de risc identificate în cadrul strategiei naționale pentru radon, care sunt localizate la parter sau subsol, ținând seama de parametrii cuprinși în planul național de acțiune pentru radonul din interior;
- b) toate tipurile specifice de locuri de muncă identificate în planul național de acțiune pentru radon;
- c) zonele din cadrul locurilor de muncă în care concentrația radonului, ca medie anuală, depășește în continuare, nivelul național de referință, în pofida măsurilor luate în conformitate cu principiul optimizării.

La CNE Cernavodă expunerea existentă la sursele naturale de radiații este posibilă din cauza prezenței radonului și descendenților acestuia la locurile de muncă. Întreprinderea trebuie să asigure menținerea concentrației de activitate a radonului la locurile de muncă la valori cât mai scăzute, rezonabil de atins, sub nivelul național de referință. În situația în care, după ce au fost luate toate măsurile rezonabile de reducere a concentrației de activitate a radonului la locurile de muncă, aceasta rămâne în continuare mai mare decât nivelul național de referință, situația de expunere este considerată situație de expunere planificată. La locurile de muncă unde expunerea la radon nu este considerată expunere profesională, radioprotecția lucrătorilor se asigură în același mod ca și pentru populație.

În cadrul Programului Preoperațional pentru determinarea radioactivității mediului pe amplasamentul CNE Cernavodă au fost efectuate măsurători ale concentrației radonului din aer, în perioada 1984 – 1994. Valorile medii anuale au fost cuprinse între **3,5 și 12,2 Bq/m³** și se înscriu în limitele normale, pentru zona Cernavodă. În funcție de anumiți factori externi, concentrațiile radonului din aer pot fi sensibil mai mari, uneori chiar cu un ordin de mărime. Au fost evidențiate variații întâmplătoare ale concentrației radonului din aer, cauzate de fluctuațiile presiunii atmosferice, ale cantității de precipitații sau de modificarea sursei de radon. Presiunea atmosferică produce variații pe termen scurt ale emanației – când presiunea scade brusc radonul este practic “supt” din sol - concentrațiile din aer (la nivelul solului) crescând în consecință. Invers, când presiunea atmosferică crește emanația este diminuată sau pur și simplu stopată. Rata de emanație a radonului din sol este influențată de asemenea de umiditate, fiind mică atunci când umiditatea solului este foarte scăzută sau când solul este saturat cu apă, având un maxim la o umiditate de aproximativ 25%. Au fost puse în evidență creșteri spectaculoase ale concentrației din aer după ploi de intensitate medie, situații cu care ne confruntăm deseori. Gheața sau zăpada pot influența de asemenea rata de exhalare din sol.

2.1 Zone cu potențial de expunere la Radon pe amplasamentul CNE Cernavodă

Activitatea de monitorizare a concentrației radonului și a descendenților săi în câteva locuri de pe amplasament a fost derulată în colaborare cu Facultatea de Fizică din cadrul Universității din București, în perioada 2007 - 2012.

Pentru realizarea măsurărilor a fost utilizat detectorul AlphaGuard PQ2000, în regim de difuzie, cu care s-a evaluat concentrația de radon din aerul care pătrunde în detector și apoi concentrația de echilibru a radonului cu descendenții săi. Asigurarea statisticii cuprinzătoare a fost realizată prin stabilirea unui interval de expunere de minim 3 zile pentru fiecare locație de interes. Pentru asigurarea gradului de confidență a datelor experimentale măsurate, a fost folosit și un detector cu principiu diferit de măsurare, detectorul pasiv de urme, CR-39. Determinările cu acest tip de detector au fost realizate cu ajutorul a 2 detectori în fiecare locație de interes, pentru o perioadă de expunere de mai lungă durată (2 săptămâni).

Tabelul 1 Rezultate monitorizare concentrații Radon la CNE Cernavodă

Nr. crt.	Localizare pct. de măsură	Conc. Rn-222 (Bq/m ³) AlphaGuard	Concentrația Rn-222 CR-39
1.	Pav.1 cam. 309	29,74 ± 2,98	
2.	Pav. 1 parter	87,73 ± 2,26	
3.	S-101, pct. 1	24,51 ± 7,31	
4.	S-101, pct.2	10,78 ± 2,43	
5.	Pav. 1, subsol	196,94 ± 15,57	340.5 ± 72,1
6.	PCA 1		33,5 ± 7,2
7.	PCA 2		18,8 ± 4
8.	SNN		22 ± 4,7

Conform raportului UNSCEAR 2006, pentru zona României, factorul de echilibru a Rn / descendenți este 0,4. Aplicând un factor de ocupanță pentru spațiul analizat de 0,24 (timp de lucru 8h/zi, 5 zile/săptămâna) doza estimată de radon pentru o persoana care lucrează în acest spațiu este de maxim **3,7 ± 0,008 mSv/an**.

Nivelul de referință este stabilit în termeni de concentrație medie anuală, iar determinările efectuate în diferite zone de lucru au permis estimarea unor valori medii pe o perioadă mai mică de timp (2 săptămâni). Din acest motiv, rezultatele sunt orientative și oferă doar suport pentru o primă opinie privind acumulările de radon existente în câteva locuri de muncă din CNE Cernavodă.

Anexa 1 – CNE Cernavodă, ODCPav1

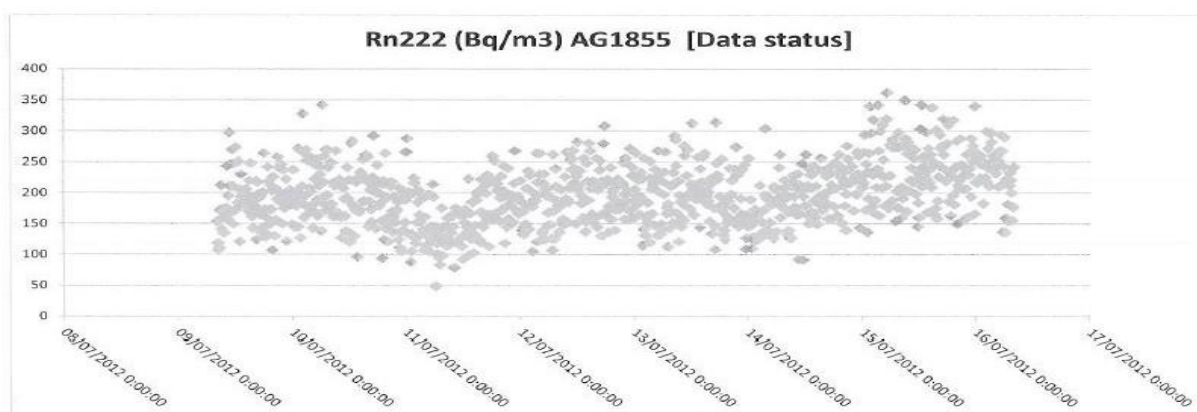


Figura 1 Concentrația Rn-222 Subsol Pavilion 1 CNE

3. CONCLUZII

Analiza riscului radiologic asociat prezentei radonului în spațiile de locuit și în cele de lucru reprezintă un aspect important în analiza și adresarea corectă a expunerii personalului la radiația ionizantă. De aceea, determinarea concentrației de radon și a descendenților săi este recomandat să fie realizată prin măsurări periodice cu detectori ce acoperă o plajă cât mai mare de principii de detecție (de ex. detectori activi și pasivi), pentru combaterea erorilor sistematic apărute la utilizarea unui singur tip de detector și prevenirea deteriorării acestuia.

Fondul natural de radiații reprezintă acele surse de radiații asociate mediului înconjurător și nu conține radiații generate de instalații sau din activități asociate instalațiilor

nucleare. Doza medie anuală pe care o încasează o persoană din populație din surse naturale, este evaluată în prezent la aproximativ 2,4 mSv. Aproximativ 1,2 mSv, jumătate din doza anuală din surse naturale, se datorează radonului și descendenților săi. De aceea, acumularea radonului în încăperi trebuie monitorizată periodic și controlată prin menținerea sub nivelul de referință legal. Înțelegerea responsabilităților operatorilor / proprietarilor de a asigura ventilația eficientă și filtrarea aerului în spațiile de lucru va reduce semnificativ impactul expunerii la radon și va îmbunătăți condițiile de muncă.

Cea mai importantă componentă a protecției radiologice la radon o constituie asigurarea nivelului corespunzător de informare a personalului despre riscurile apărute în urma expunerii la concentrații ridicate ale radonului și descendenților săi.

La CNE Cernavodă a fost identificată posibilitatea expunerii la radon la locurile de muncă situate în următoarele clădiri de pe amplasament: Clădirea Serviciilor, Stația de tratare apă, Punct Control Acces 1, Punct Control Acces 2, Pavilionul 1. Dozele încasate de lucrători din expunerea la radon și descendenții săi depind de timpul de staționare la locurile de muncă și pot fi optimizate prin aplicarea măsurilor de remediere și reducere a concentrației. CNE Cernavodă a inițiat achiziția serviciilor de monitorizare a concentrației de radon în locurile de muncă. Pe baza acestor rezultate se va implementa planul de monitorizare și control a concentrației de radon în cadrul spațiilor de muncă de la nivelul subsol și parter din clădirile situate pe amplasamentul CNE Cernavodă.

4. REFERINTE

1. Norma privind cerințele de bază de securitate radiologică aprobate prin Ordinul ministrului sănătății, al ministrului educației naționale și al președintelui Comisiei Naționale pentru Controlul Activităților Nucleare nr. 752/3.978/136/ 2018;
2. Norma privind cerințele de securitate radiologică pentru surse naturale de radiații aprobate prin Ordinul președintelui Comisiei Naționale pentru Controlul Activităților Nucleare nr. 316 / 22 Noiembrie 2018;
3. Directiva 2013/59/EURATOM din 5 Decembrie 2013 de stabilire a normelor de securitate de baza privind protecția împotriva pericolelor prezentate de expunerea la radiațiile ionizante;
4. ICRP Publication 115, "Lung Cancer Risk from radon and progeny and steatment of radon";
5. ICRP Publication 65, "Protection against radon-222 at home and work";
6. ICRP Publication 103, "The 2007 recommendations of the international commission on radiological protection";
7. ICRP Publication 126, "Radiological Protection against radon exposure";
8. Raportul științific și tehnic cu titlul "Lucrări de cercetare efectuate la contractul de colaborare între Universitatea din București - Facultatea de Fizică și Societatea Națională "Nuclearelectrica" S.A. nr. 25477/2011, tema de cercetare "Determinări ale concentrației de radon, folosind detectorul ALPHAGuard, în diverse locații de interes ale CNE Cernavodă", etapele 1, 2 și 3.

UTILIZAREA SIMULĂRILOR SOFTWARE PENTRU PROIECTAREA RADIOPROTECȚIEI SISTEMELOR DE SCANARE

N. BÎRSAN (*nicusor.birsan@mbtelecom.ro*), **D.-P. MUNTEANU**,
E. STUDINEANU, O. POPOVICI, C. SIMA, A. COROIANU
MB Telecom Ltd SRL

Rezumat

Lucrarea descrie abordarea MB Telecom Ltd SRL (MBT) pentru proiectarea sistemelor de radiografiere performante în condițiile menținerii radiației în limitele prescrise de normele internaționale. Proiectarea sistemelor de radiografiere presupune o bună balansare între performanțe de imagistică, posibilitatea extragerii informațiilor suplimentare (e.g. natura materialelor), radioprotecție și cost. Estimarea parametrilor încă din faza de proiectare este cu atât mai importantă cu cât nu se mai pot îmbunătăți după realizarea sistemului (de exemplu, debitul dozei nu mai poate fi redus pentru un anumit debit al sursei, numărul atomic (Z) nu mai poate fi extras dacă perturbațiile introduse de deformările geometrice ale sistemului sunt prea mari.

Se au în vedere principalii indicatori de performanțe ai sistemului de radiografiere:

- calitatea imaginii (penetrarea în oțel, detecția firelor, sensibilitatea de contrast, rezoluția spațială);
- discriminarea materialelor;
- **protecția la radiație.**

Pentru estimarea parametrilor sistemului de radiografiere se utilizează atât metode analitice cât și metode Monte Carlo.

Introducere

Scanarea mijloacelor de transport este un factor important în descurajarea traficului cu diverse mărfuri periculoase precum droguri, arme etc. Proiectarea sistemelor de radiografiere presupune o bun compromis între performanțe de imagistică, posibilitatea extragerii informațiilor suplimentare (e.g. natura materialelor), radioprotecție și cost. Estimarea parametrilor încă din faza de proiectare este cu atât mai importantă cu cât nu se mai pot îmbunătăți după realizarea sistemului (de exemplu, rata dozei nu mai poate fi redusă pentru un anumit debit al sursei, numărul atomic (Z) nu mai poate fi extras dacă perturbațiile introduse de deformările geometrice ale sistemului sunt prea mari. Pentru estimarea parametrilor sistemului de radiografiere se utilizează atât metode analitice cât și metode Monte Carlo.

Pentru inspecția de securitate a obiectelor mari performanțele sistemului sunt evaluate după criteriile și procedurile stipulate în ANSI/IEEE N42.46-2008 [6]. Standardul se aplică tuturor vehiculelor, încărcate sau goale, incluzând containere marine, aeriene, încărcături pe paleți, cu secțiunea transversală mai mare de 1 m^2 . De asemenea, se aplică tuturor surselor fie că sunt mono-energetice, radiație gamma, sau cu spectru larg, radiație X, precum și celor care se bazează pe împrăștierea înapoi, backscatter. Standardul este introdus pentru definirea procesului și cerințelor echipamentului pentru măsurarea precisă a performanțelor sistemului de imagistică.

Respectarea standardului impune utilizatorilor efectuarea unui set de teste care caracterizează performanțele de imagistică ale sistemului de inspecție. În plus, standardul include câmpul radiat în jurul echipamentului de testat, ca parte a caracterizării performanței sistemului. Aceasta arată un contur al hărții de radiație pentru 1 mSv/an , valoarea limită legală pentru lucrătorii care ar putea fi prezenți 2000 de ore pe an la limita zonei de

excludere. De asemenea, specifică măsurarea altor nivele de expunere la radiație în scopul comparării cu alte sisteme.

Obiectivul standardului este de a permite fabricanților, utilizatorilor potențiali și părților terțe să aibă un indicator consistent privind performanțele sistemului de verificare atunci când utilizează un sistem pentru inspecția încărcăturii și vehiculelor. Pentru aceasta standardul specifică un dispozitiv de testare care trebuie utilizat în scopul detectării obiectelor de test specifice localizate în spatele plăcilor de oțel de diferite grosimi. Cu un asemenea dispozitiv se pot obține măsurători standard pentru un număr de cerințe de imagistică care cuprind: penetrarea, rezoluția spațială, detecția firelor și sensibilitatea de contrast. De asemenea, standardul specifică metoda de testare utilizând dispozitivul de testare, care pentru cargo trebuie să se găsească la înălțimi bine definite, în funcție de destinația scannerului.

Scurtă descriere a simulatorului

Simularea numerică este unealta principală utilizată pentru estimarea performanțelor sistemului de radiografiere. Există multe pachete software pentru simularea interacțiunii radiației cu materia însă pentru produsele complexe dezvoltate în cadrul organizației noastre am ajuns la concluzia că este mai rapid, mai simplu și mai orientat pe specificul aplicației să dezvoltăm propriul simulator. Au fost dezvoltate două nuclee de simulare principale:

- **nucleu analitic** - un instrument care calculează spectrul fotonilor de raze X sau gamma la interacțiunea cu materia; se utilizează coeficienți din baza de date XCOM de la NIST [7];
- **nucleu Monte Carlo (MC)** - oferă o imagine completă despre interacțiunea fotonilor cu materia, probabilitățile și distanța liberă, free path, sunt de asemenea calculate pe baza tabelor XCOM.

Modelele au fost validate prin rularea multor cazuri de interacțiune și compararea cu date reale sau rezultate MC pentru nucleul analitic. Baza de date preluată de la XCOM conține coeficienți pentru domeniul 1keV la 10 MeV care acoperă întreaga gamă de scanere construite de MBT:

- raze X de joasă energie (scanere de bagaje, autovehicule și avioane)
- raze gamma și raze X de înaltă energie (scanere pentru inspecția autocamioanelor și containerelor)

În Fig. 2.1 sunt prezentate curbele de atenuare pentru materialele de interes în domeniul scanerelor destinate sistemelor de inspecție pentru securitate, cu culorile în care sunt

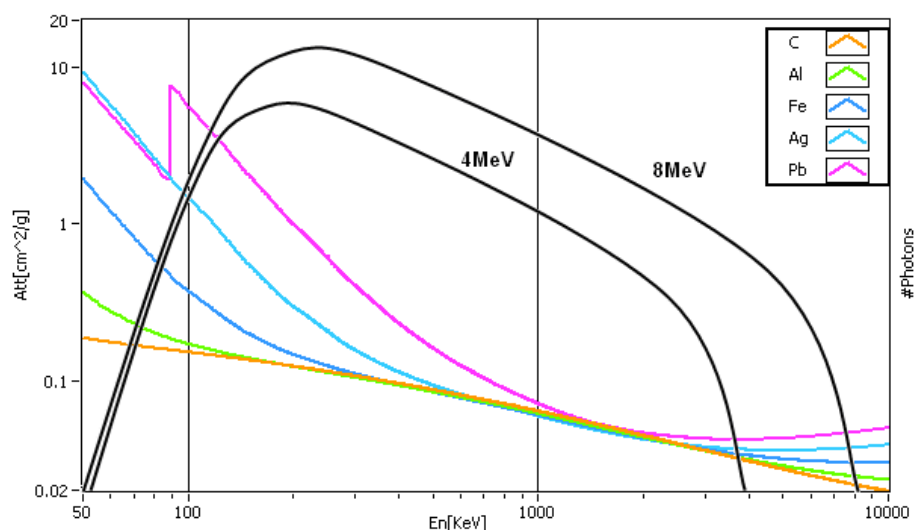


Fig. 2.1 Atenuarea pentru diferite materiale și distribuția Bremsstrahlung

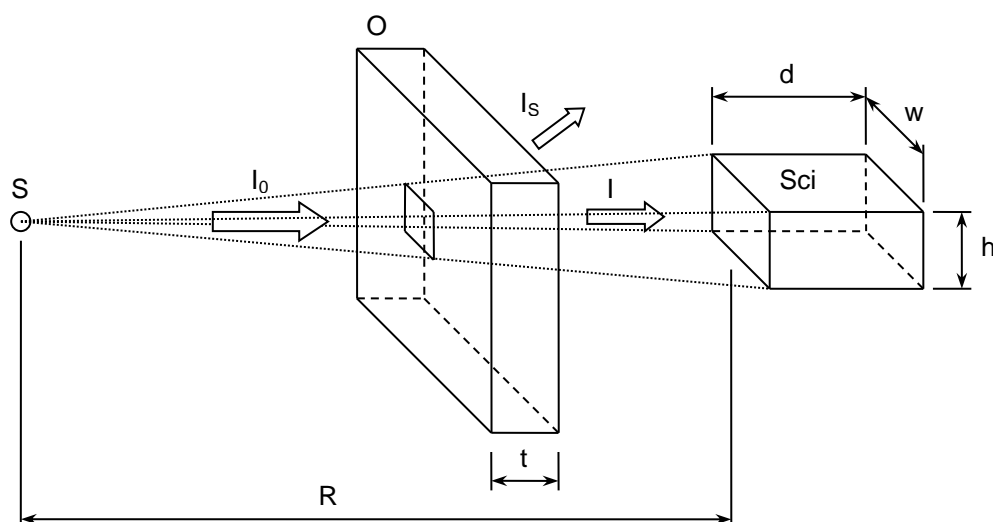


Fig. 2.2 Geometria sistemului de simulare analitic

clasificate în imaginea radiografică cu discriminare de material.

Simulatorul analitic

Simularea comportării sistemului de imagistică este implementată în LabVIEW sub forma unei biblioteci de instrumente virtuale (VI). Aceste module de simulare sunt cu atât mai utile cu cât poate fi utilizat încă din faza de concepere a sistemului, când nu este nimic construit sau nici măcar proiectat, deci nu sunt disponibile date experimentale. Abordarea este una fericită din moment ce literatura de specialitate conține și asemenea date sau măcar sinteze ale datelor experimentale. Având la dispoziție acest simulator global al sistemului se pot impune ulterior parametri de performanță necesari pentru componentele critice ale sistemului de scanare.

Deoarece se urmărește estimarea principalilor parametri ai sistemului și a dependenței acestora de construcția și caracteristicile funcționale ale sistemului real, s-a căutat implementarea unui model simplu care să ofere un timp scurt de execuție. În acest mod se pot evalua rapid limitările tehnologice sau fizice precum și direcțiile de îmbunătățire a sistemului.

Prezentare succintă a algoritmului implementat

Implementarea VI pentru modelarea interacțiunii fotonilor cu materia se bazează pe coeficienții din baza de date XCOM, de unde sunt preluați coeficienții pentru împrăștiere și absorbție pentru materiale cu număr atomic Z mai mic de 100.

Simularea exactă a împrăștiierilor este dificil de realizat presupunând și o descriere exactă a obiectelor care se găsesc în calea fascicolului de fotoni. De aceea împrăștiierile intervin în model doar ca atenuări pentru obiectele scanate.

Așa cum se prezintă în Fig. 3.1 sursa de radiație este considerată punctiformă iar obiectul scanat este caracterizat doar prin material și grosime. Cunoscând grosimea t , densitatea și coeficienții de împrăștiere și absorbție se poate determina transparența obiectului O și intensitatea I care ajunge la scintilator:

$$I = I_0 e^{-\mu_r X} \quad (3.1)$$

Unde

$\mu_T = \mu_C + \mu_S + \mu_A$ - coeficienți de împrăștiere coerentă, împrăștiere incoerentă (Compton) și, respectiv, de atenuare prin diferite efecte (fototelectric la energii mici, producere de perechi, la energii mari);

$X = \rho \cdot t$ - produsul dintre densitatea și grosimea materialului

În (3.1) I_0 reprezintă numărul total de fotoni generați de o sursă omnidirecțională în unitatea de timp. Astfel, se poate determina ușor fluxul recepționat de o suprafață aflată la o anumită distanță de sursă poate fi determinat. De exemplu, prin suprafața scintilatorului putem spune că va trece

$$I_{Sci} = I \frac{\Omega}{4\pi} \quad (3.2)$$

unde

$$\Omega = 4 \arctan\left(\frac{wh}{2R\sqrt{4R^2 + w^2 + h^2}}\right) - \text{unghiul solid sub care se vede scintilatorului dinspre}$$

sursa de radiație;

Din numărul total de fotoni care intră în scintilator o parte sunt convertiți în fotoni din domeniul vizibil care sunt „văzuți” de traductor (fotodiodă sau PMT). Într-un model simplificat la ieșirea scintilatorului se obține intensitatea:

$$I_V = K_{Sci} I_{Sci} \left(1 - e^{-\mu_T X_{Sci}}\right) \left(\frac{\mu_{ASci}}{\mu_{TSci}} + k_S \frac{\mu_{SSci}}{\mu_{TSci}}\right) \quad (3.3)$$

Cu alte cuvinte, o parte dintre fotonii împrăștiați sunt totuși absorbiți de scintilator (coeficient k_S).

Validarea generării spectrului Bremsstrahlung

În literatură există puține expresii analitice pentru exprimarea spectrului radiației emise de generatoare de raze X. Cel mai adesea se efectuează simulări Monte Carlo iar apoi forma spectrului este aproximată printr-o ecuație. Oricum, o astfel de ecuație este dată încă din 1923 sub forma regulii lui Kramers [3]

$$I(E) = K \cdot i \cdot Z(E_{\max} - E) \quad (3.4)$$

Unde

i - curentul prin tub

Z este numărul atomic al țintei

K constanta lui Kramer

Constanta lui Kramer trebuie să depindă de tubul generator dar nu a fost găsită o expresie în funcție de parametrii constructivi ai generatorului. Deoarece sunt simulate doar generatoare cu tungsten în modelul simulatorului a fost introdusă constanta:

$$K \cdot i \cdot Z = \frac{1}{4\pi} \frac{hc}{e} \frac{i}{e} \quad (3.5)$$

unde

h - constanta lui Planck

c - viteza luminii

e - sarcina electronului

i/e - numărul total de electroni din fascicul

Astfel, generatorul simulat este analog unei surse naturale de radiație, fiind punctiform, omnidirecțional, dar cu intensitatea spectrală dată de (3.4). Fiecare componentă spectrală, cu lățimea de 1 KeV, reprezintă numărul de fotoni pe steradian (1/sr).

Pentru validare s-au utilizat alte simulatoare precum și date ale unor generatoare reale. De exemplu, în [4] este prezentat un mediu de simulare a spectrului emis de tuburi generatoare de raze X numit SpekCalc, software care poate fi descărcat de pe pagina de Internet a autorului. SpekCalc generează numeric spectrul energetic al radiației doar pentru generatoare de energie medie, până la 300 KeV. Deși are această limitare comparația modulului din simulatorul MBT cu rezultatele obținute cu SpekCalc oferă o bună apreciere a corectitudinii calculului și limitările unui sistem simplificat, bazat în special pe formula (2.27) în comparație cu un mediu de simulare bazat și pe date empirice rezultate în urma multor experimente efectuate de autorii lucrării [4].

Dacă se compară spectrele Bremsstrahlung simulate în SpekCalc cu cele obținute în simulatorul dezvoltat în cadrul fazei curente se observă că forma celor două este asemănătoare însă există diferențe numerice, ca în Fig. 3.2, pentru un sistem cu energia maximă din spectru de 300 KeV.

Pentru compararea rezultatelor obținute în simulator cu măsurătorile efectuate pe sisteme reale a fost examinată foaia de catalog a acceleratorului LINS-06-100-MBT, prezentată în oferta firmei RadiaBeam Systems, LLC. Parametrii filtrului intrinsec din fereastra de ieșire au fost considerați 0.4 mm W + 2mm Cu.

Tabelul 3.1 Doze reale și simulate pentru LINS-06-100

Caracteristica	Real	Simulat
<i>Average current (3 MeV only @ 200 Hz)</i>	325 μ A	325 μ A
<i>Average current (6 MeV only @ 200 Hz)</i>	100 μ A	100 μ A
<i>X-ray Dose Rate (3 MeV only @ 200 Hz)</i>	6,5 Gy/min @ 1m	6,58 Gy/min @ 1m
<i>X-ray Dose Rate (6 MeV only @ 200 Hz)</i>	15 Gy/min @ 1m	14,25 Gy/min @ 1m

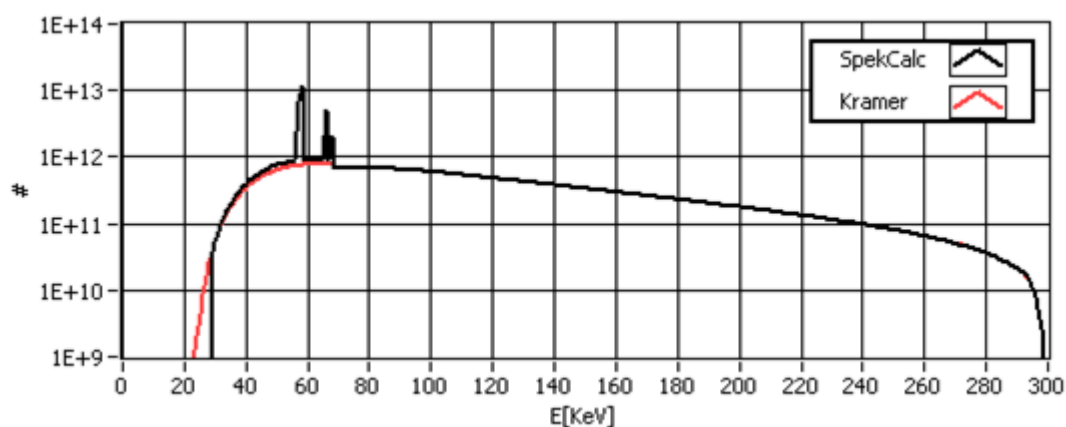


Fig. 3.2. Comparație între spectrele obținute cu SpekCalc și simulatorul analitic

Cu toate că se pot obține debite ușor diferite putem spune că erorile de simulare sunt acceptabile și simulatorul poate fi folosit pentru simularea generatoarelor de raze X cu tuburi și acceleratoare lineare.

3.3 Validarea modului de interacțiune cu materia

Simularea unui sistem de imagistică radiografică se bazează în primul rând pe modelul interacțiunii fotonilor cu atomii obiectului scanat. De implementarea corectă a acestui modul depinde precizia simulărilor și, ca urmare, justetea deciziilor în proiectarea sistemului. Chiar și în exemplul comparativ cu LINAC real a fost utilizat modulul de interacțiune cu materia (de exemplu, calculul dozei se bazează pe interacțiunea fotonilor cu apa).

O lucrare de referință în domeniul scannerelor pentru containere este [5] unde este prezentat un sistem de scanare dual cu energii de 8/4 MeV împreună cu rezultatele obținute la Efremov Scientific Research Institute, St.-Petersburg, Rusia. Din lucrare au fost extrași parametrii constructivi și funcționali ai sistemului, grupați în Tabelul 3.2.

Tabelul 3.2. Parametrii sistemului 8/4MeV din lucrarea Ogorodnikov & Petrunin

Parametru	Valoare	Obs
E1	7500 KeV	
E2	4600 KeV	
Durata impulsului	5 μ s	
Doza recepționată de detectori (E1)	330 μ Gy	Raport T(E1)/T(E2)=11
Doza recepționată de detectori (E2)	30 μ Gy	
Detectori CdWO4	3x3x20 mm	
Filtru Bremsstrahlung	4 mm Pb	

Calibrarea parametrilor introduși în simulator a urmat următorul algoritm:

- introducerea filtrului de plumb de 4 mm;
- modificarea grosimii stratului de tungsten;
- ajustarea curentului în impuls pentru energia E1 până când raportul semnal/zgomot SNR1 ajunge la valoarea măsurată (221);
- ajustarea raportului I_{E2}/I_{E1} până când zgomotul pentru energia E2 ajunge la valoarea măsurată (76).

Urmând acest algoritm au fost deduse: $t_w=0.2$ mm, $t_{Cu}=1$ mm $I_{E1}=45$ mA și $I_{E2}/I_{E1}=1/3$. Cu aceste intrări a fost simulată interacțiunea cu fier având aceeași grosime ca în lucrarea menționată. Rezultatele sunt prezentate comparativ în Tabelul . Raportul transparențelor pentru cele două impulsuri a fost diferit față de cel prezentat în lucrare ($T(E1)/T(E2) = 13.5$ față de 11, în Tabelul 3.2).

Tabelul 3.3 Comparație între rezultatele experimentale din [5] (O&P) și simulare

		X[g/cm ²]					
		0	20	40	60	80	120
T(E1)	O&P	1,0000	0,4368	0,2039	0,0989	0,0491	0,0127
	SIM	1,0000	0,4396	0,2057	0,0998	0,0495	0,0128
SNR1	O&P	221,00	136,00	98,00	64,00	42,00	23,00
	SIM	221,24	138,07	90,85	61,58	42,48	20,85
T(E2)	O&P	1,0000	0,3732	0,1527	0,0658	0,0295	0,0065
	SIM	1,0000	0,3772	0,1547	0,0669	0,0300	0,0065
SNR2	O&P	76,00	43,00	27,00	17,00	9,00	4,00
	SIM	75,75	43,25	26,38	16,75	10,91	4,86

Simulatorul MC

Simulatorul analitic este foarte rapid, oferind rezultate utile în câteva secunde de calcul pe o configurație hardware uzuală (e.g. cu procesor Intel i7), dar nu poate surprinde aspecte importante precum geometria sistemului de scanare și a mediului în care operează. De aceea, după proiectarea rapidă a sistemului în simulatorul analitic parametrii sunt verificați în simulatorul MC, mai cronofag dar cu rezultate mai precise și mai complete.

Nucleul de simulare este implementat în C++ pentru creșterea vitezei de rulare dar interfața grafică și algoritmul de simulare pentru diverse cazuri de test sunt tot în LabVIEW.

Modelele 3D pot fi preluate din proiectul mecanic al scannerului sau desenate simplificat (e.g. în Autodesk 3ds Max Design). Intrarea în simulator se face cu modele STL, pentru care există deja instrumentele de citire în LabVIEW.

Strategii de simulare

Din moment ce generatorul de fotoni este deja validat în simulatorul analitic ieșirea acestuia constituie intrare și pentru nodul MC, ca spectru energetic.

Simularea MC este cronofagă și reluarea întregii simulări pentru diverse cazuri de utilizare este o abordare care ar întârzia mult obținerea rezultatelor. De aceea se simulează mai întâi doar generatorul și se salvează datele în fișiere. Deși aceste fișiere au volum mare la început, când modelul conține doar sursa de radiație, pe măsură ce se adaugă ecranarea și ținta dimensiunea fișierelor se reduce semnificativ pentru că mulți fotoni își pierd energia.

Strategia permite și validarea modelului încă din primele iterații. De exemplu în fig. 4.1 este prezentată radiația de scăpări pentru un accelerator liniar. Se observă o bună concordanță între profilul măsurat, în imaginile din dreapta, cu profilul obținut prin simulare MC. Ca urmare modelul ecranului acceleratorului este validat pentru acest accelerator cu scăpări de 2×10^{-6} .

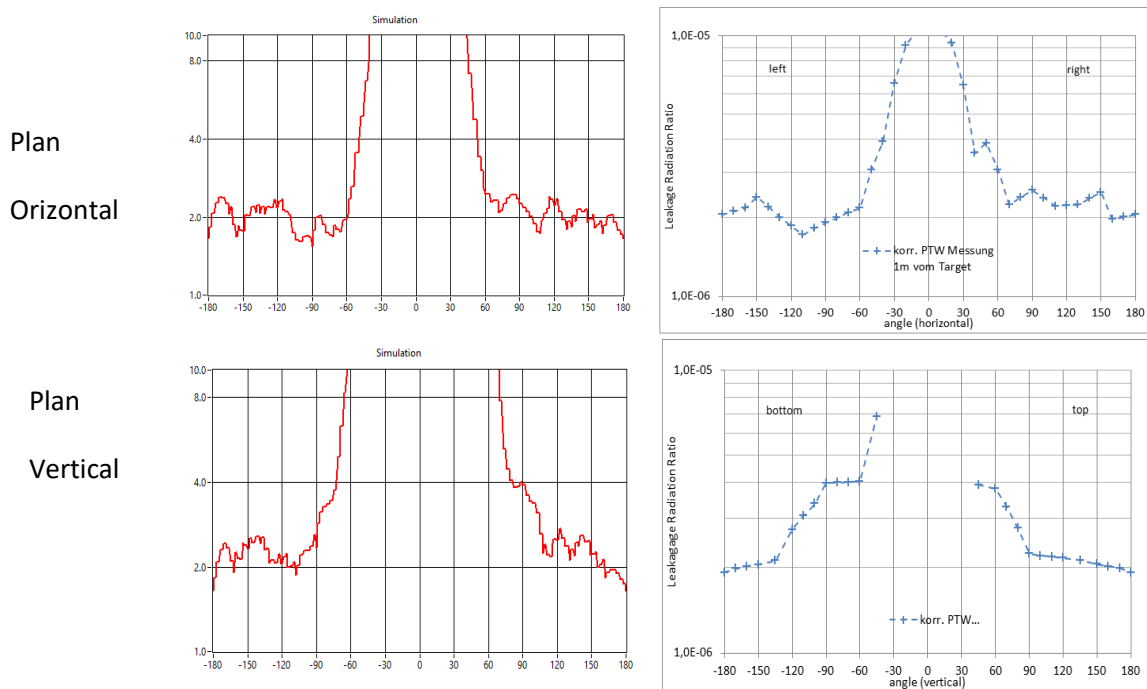


Fig. 4.1. Radiația de scăpări pentru un LINAC , simulare și date reale

4.1 Exemple de rezultate obținute

Simulatorul își găsește utilitatea în multe scenarii de utilizare și cazuri de test:

- obținerea de radiografii sintetice pentru estimarea performanțelor
- măsurarea debitului de doză în perimetru și la marginea acestuia
- estimarea dozei integrate pe perimetru și trasarea izodozelor
- prezentarea de diverse alte măsurători simulate

În Fig. 4.2 este prezentat un exemplu de scenariu de simulare, doza integrată pentru un portal de scanare cu LINAC. Scenariul simulat este cel mai defavorabil, în sensul că prin portal trece un container ISO de 40' plin cu materiale organice precum cereale, fapt ce conduce la o absorbție redusă în ținta scanată și creșterea radiației împrăștiată pe perimetru. Izodozele sunt desenate pentru un flux de 180 vehicule pe oră. doza integrată de 0,5uSv pe oră este echivalentă cu maximum de 1mSv pe an permis pentru persoane ce lucrează 2000 de ore pe an. Dacă se utilizează ziduri de ecranare de 50 cm în fața fascicolului și 25 cm în rest

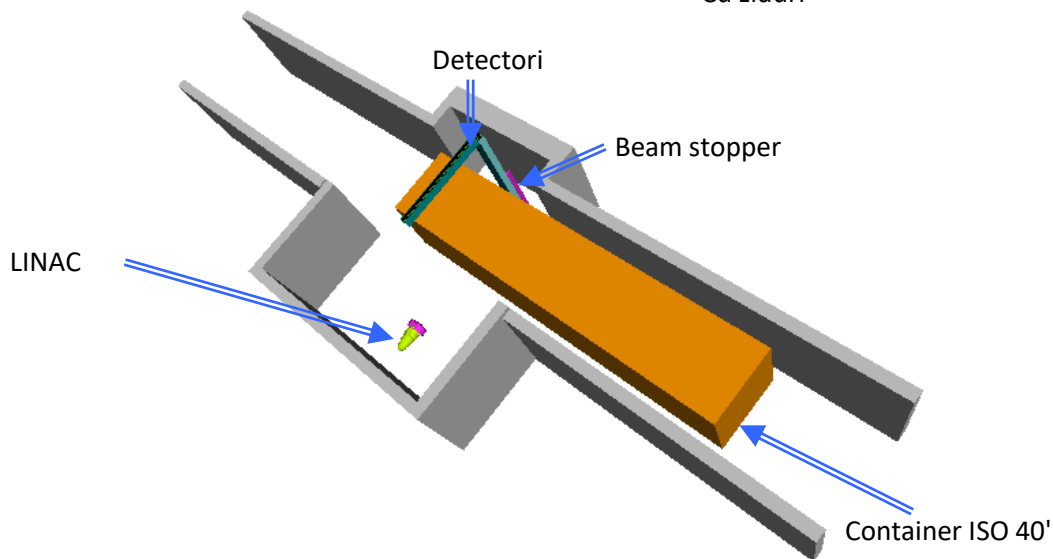
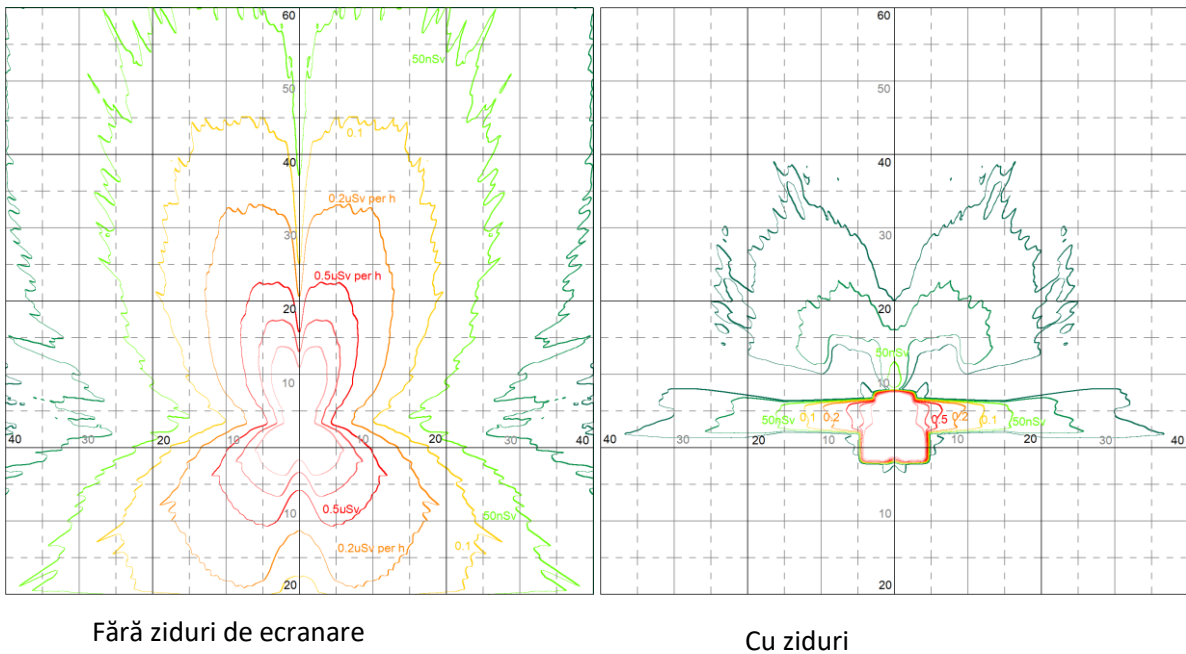


Fig. 4.2. Doza integrată pe perimetru pentru un portal cu LINAC

atunci doza integrată în afara perimetrului de 40x10 m este comparabilă cu fondul.

Pentru validarea completă a scannerului cu simulatorul MC se obțin și radiografii sintetice cu aceeași configurație și parametri ai sistemului de scanare (accelerator, colimator, detectori, energie și debit) . Simulatorul poate exporta imaginile în formatul acceptat de aplicațiile reale ale scannerului și pot fi vizualizate în programele de analiza a imaginilor.

În Fig. 4.3 pe imaginea obținută pentru testul de penetrare, săgeată cu grosimea de 60 mm în spatele unei plăci de 300mm, este aplicat filtrul *increased penetration* și este prezentată cu filtrul pseudo-color. Tot în aceeași figură vedem imaginea de test pentru contrast, 1mm de fier în spatele unei plăci 100mm, ceea ce înseamnă o sensibilitate de contrast de 1% pentru grosimi de 100mm. Pentru observarea obiectului de test și orientarea acestuia pe imaginea radiografică este aplicat un filtru de egalizare locală a histogramei. Un alt exemplu prezentat în Fig. 4.3 este testul de rezoluție spațială în aer.

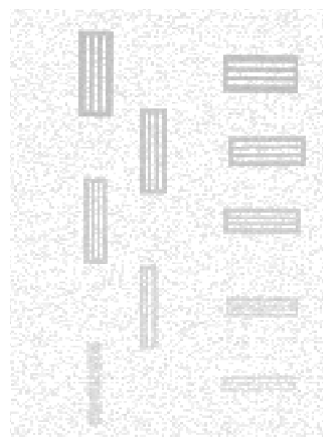
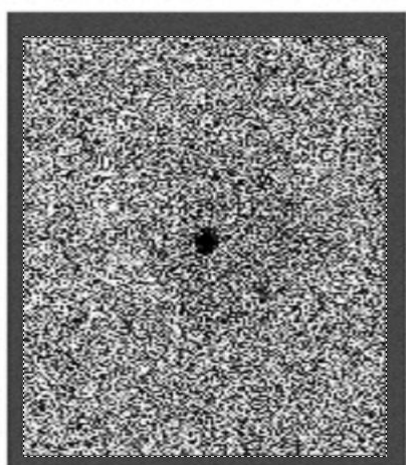
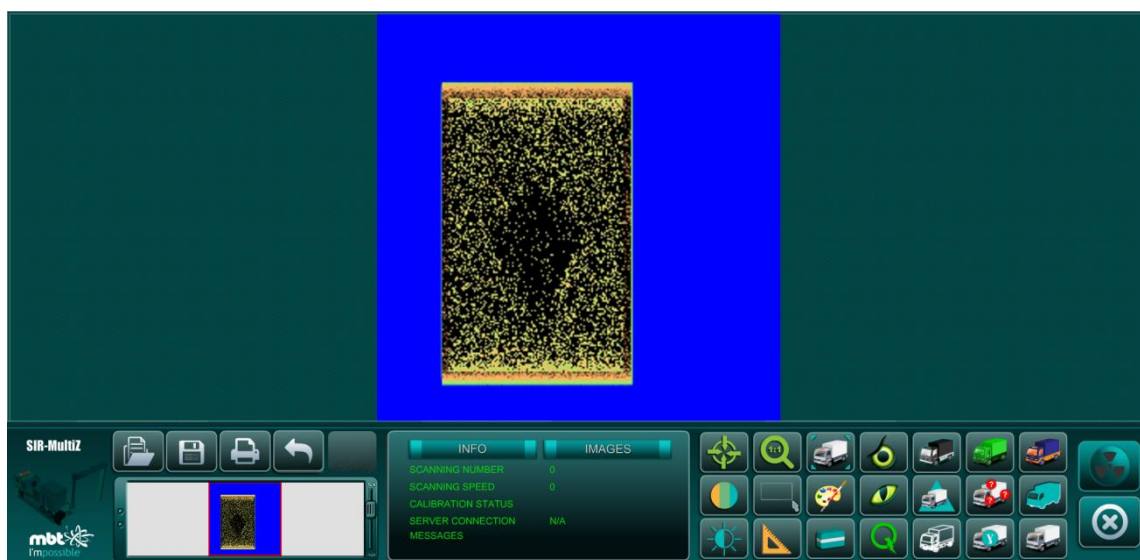


Fig. 4.3. Radiografii obținute prin simulare MC penetrare, contrast și rezoluție spațială

Concluzii

Obținerea unor doze reduse în sistemele mari de radiografiere necesită o analiză atentă a întregului sistem. Mărimea și forma petei focale, colimarea, detectorii și beam stopper afectează atât imagistica cât și radioprotecția. Proiectarea pleacă de la cerințele de performanță ținând cont și de modul de scanare. Aceasta conduce la alegerea parametrilor importanți ai sistemului: energia, rata dozei, cerințe de colimare și configurația detectorilor. Apoi acești parametri sunt utilizați ca intrări pentru proiectarea colimatoarelor și ecranelor de protecție pentru obținerea celui mai redus profil de radiație.

Verificarea proiectului în simulatorul MC înainte de construcție permite validarea proiectului cu mult timp înainte de construcția scannerului, putându-se modifica proiectul dacă este cazul. De aceea îmbunătățirea mediului de simulare constituie un efort continuu în MB Telecom Ltd, SRL, ca o premisă pentru construirea unor scanere performante.

Bibliografie

- [1] Ahmed S. N., Physics and Engineering of Radiation Detection, Academic Press, 2007
- [2] E.A Miller, J.A. Caggiano, R.C. Runkle, T.A. White, A.M. Bevill, Scatter in cargo radiography, Applied Radiation and Isotopes, Volume 69, Issue 3, March 2011, pg. 594-603
- [3] Kramers, H. A., On the theory of X-ray absorption and of the continuous X-ray spectrum, Philosophical Magazine, Vol. 46, 1923, pp 836-871
- [4] G. G. Poludniowski, P M Evans, Calculation of x-ray spectra emerging from an x-ray tube. Part I. Electron penetration characteristics in x-ray targets, Medical Physics, Vol. 34(6), 2007, pp 2164-2174
- [5] S. Ogorodnikov and V. Petrunin, "Processing of interlaced images in 4-10 MeV dual energy customs system for material recognition". Physical Review Special Topics - Accelerators and Beams. Vol. 5, Issue 10, id. 104701, 2002
- [6] *** American National Standard for Determination of the Imaging Performance of X-Ray and Gamma-Ray Systems for Cargo and Vehicle Security Screening, ANSI N42.46-2008
- [7] *** XCOM: Photon Cross Sections Database, NIST Standard Reference Database 8 (XGAM) <http://www.nist.gov/pml/data/xcom/index.cfm>

RADIOTERAPIA FLASH – RADIOTERAPIA VIITORULUI

I. C. CHIRICUȚĂ (*kirikuta@gmx.de*)

AMETHYST Radiotherapy Center, Otopeni

INTRODUCERE

Istoria premiilor Nobel în fizică a început cu premiul Nobel acordat în anul 1901 fizicianului german Wilhelm Conrad Roentgen pentru descoperirea razelor ce îi poartă numele denumite de el “raze X”. A rămas de atunci și prima imagine devenită istorică și anume mâna doamnei Anna Bertha Roentgen cu inelul pe deget. Au urmat multiple alte descoperiri în fizică, biologie și medicină la care razele numite acum „raze Roentgen“ au fost utilizate pentru obținerea informației necesare ce a dus la descoperirea finală. Amintim numai descrierea structurii ADN-ului (J D Watson, F H Crick și H Wilkins), a Myoglobinei (J. Kendrew). Premiții Nobel pentru unele din aceste descoperiri sunt în figurile de mai jos.



Fig. 1 . Prima imagine utilizând razele “X” descoperite de către W K Roentgen (mina doamnei Anna Bertha Roentgen 1895). Prima “radiografie” a unei broaște realizată în 1896 de către Arthur Schuster, se poate observa “vindecarea unei fracturi a membrului inferior stâng. Sursă: Google imagini.

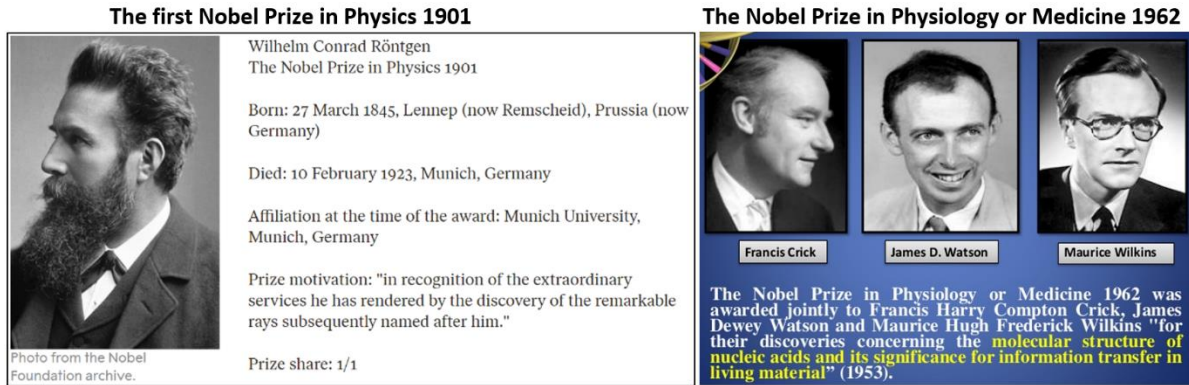


Fig. 2. Sursă: Google imagini

Unul din premiile Nobel mai recent decernate ce are tot la baza radiatiile "Roentgen" este cel primit de P. N. Hounsfield și A. M. Cormac în anul 1979 pentru contribuția avută la producerea primului computer tomograf.

Chiar în anul 1896 E. H. Grubbe a asamblat prima instalație de radioterapie și a iradiat o tumoră mamară. Efectele secundare la nivelul degetelor radiologilor ce nu purtau mănuși cu plumb și repuneau fracturile sau arătat în următorii ani. Un exemplu este redat în imaginea de mai jos. Acele modificări cutanate erau urmate în timp și de modificări la țesuturile mai profunde și în final și la nivelul oaselor degetelor și unicul tratament rămânea amputarea lor.



Fig. 3. A 1908 watercolor of a patient's chronic dermatitis, a result of overexposure to X-rays, St Bartholomew's Hospital Archives & Museum, Wellcome images/CC by 4.0

Progresele în radioterapie au fost multiple începând cu cunoașterea radiobiologiei, a posibilităților imagistice de evidențiere a localizării și metastazării tumorilor maligne, a progreselor în calculul planului de iradiere, a metodelor dozimetrice de control al radiațiilor și nu în cele din urmă de introducerea conceptului de “volum țintă” și a întregului formalism necesar pentru elaborarea unui plan de iradiere. În cele din urmă evoluția și progresul tehnic realizat în producerea de aparatură medicală ce permite aplicarea planului calculat ce este posibil și este aplicat utilizând multiple tehnici de iradiere cum ar fi cea mai modernă și larg aplicată, cunoscută ca tehnica de iradiere cu intensitate modulată (IMRT) ce include tomoterapia, tehnica VMAT și tehnica Rapid Arc. În iradierea tumorilor maligne (glioblastomul multiforme sau metastaze cerebrale) de dimensiuni mici situate la nivelul organelor cu risc crescut la efecte secundare cum ar fi sistemul nervos central utilizarea Gama Knife-ului (utilizând surse de Co-60) și Cyber Knife-ul utilizând un accelerador liniar sunt de mare utilitate.

Cu toate marile progrese în chirurgie, oncologie medicala (chimioterapie și imunoterapie) și radioterapie, recidivele locale sunt o mare problema. Radioterapia are aici un loc bine precizat. Eșecurile radioterapiei sunt datorate radiorezistenței intrinseci a anumitor tumori dar și a radiosensibilității țesuturilor sănătoase înconjurătoare care prin efectele secundare acute sau cronice au dus la limitarea dozei totale aplicabile. Reiradierea recidivelor tumorilor ce au fost o data supuse unei radioterapii sunt și ele extrem de limitate datorită efectelor la nivelul țesuturilor normale înconjurătoare. Radioterapia stereotactică limitată la volume mici sau protonoterapia sunt azi de mare ajutor și fac posibilă o reiradiere cu protejare maximală a țesuturilor normale înconjurătoare.

Impasul real în care ne aflăm azi în tratamentul tumorilor maligne este de fapt radiosensibilitatea țesuturilor normale din jurul tumorii tratate și radiorezistența intrinsecă a unor tumori (glioblastomul multiforme, sarcoame de părți moi). O nouă formă sau metoda de radioterapie este necesară.

Studii experimentale efectuate între anii 70 și 80 au abordat ideea aplicării radiațiilor utilizând doze unice mari în pulsuri extrem de scurte ca și durată [1,2,3]. În ultimii ani această latură a aplicării radiațiilor în pulsuri de durată scurtă a fost reluată acuma fiind și alte posibilități tehnice de monitorizarea efectelor secundare dar și de producere a acestor “noi fascicole” de radiații. Echipele conduse de profesorul Favaudon la Paris [4] și doamna Marie Catherine Vozenin la Lausanne [5] au reluat și extins la mai multe modele experimentale iradierea tip FLASH. Rezultatele acestor studii au făcut posibilă o nouă abordare a acestui efect și în radioterapia experimentală și ulterior și clinica. Primii “pacienți” oncologici tratați au fost 6 pisici cu tumori cutanate la nivelul tegumentului în regiunea nasului (carcinoame scuamoase) care au fost supuse unei radioterapii FLASH adică o singură ședința de iradiere cu o doză mare aplicată într-un timp extrem de scurt 10 -20 Gy/< 1sec. La toate a fost obținut un control tumoral după prima aplicație.

Debitul dozei și durata iradierii pentru aplicarea unei doze de 20 Gy convențional (CDR) și prin tehnica de tip FLASH.

	CDR	Flash
Debitul Dozei	0,04 Gy / sec	50 Gy / sec
Time for 20 Gy	500 sec (≈ 8 min)	400 ms

Fig. 4. Debitul dozei și durata iradierii pentru aplicarea unei doze de 20 Gy convențional (CDR) și prin tehnica de tip FLASH. Sursă: Google imagine.

În figura de mai jos sunt reproduse efectele secundare la nivelul tegumentului la o aplicație cu doze totale “convenționale” adică cu aplicația ce a durat minute în comparative cu aplicația cu aceeași doză totală dar aplicată în procedura FLASH adică în milisecunde [6]. Se poate ușor observa că efectele secundare ca radiodermita de grad înalt cu necroza ce apare la iradierea convențională nu apare la aplicația FLASH.

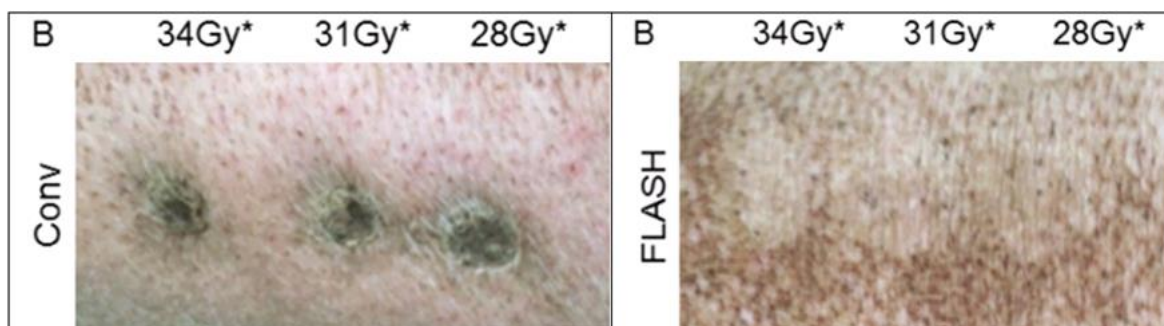


Fig. 5. Dozele totale aplicate prin tehnica conventională și prin tehnica "FLASH". Nu se evidențiază nici un efect secundar la aplicație "FLASH" în timp ce la aplicația aceleiași doze prin tehnica conventională se evidențiază radionecroza cutanată (zonele întunecate în imaginea din stanga). Sursă: Google imagini.

Efectele secundare pentru cele 2 proceduri adică “convențional” și Flash au fost studiate și pentru iradierea țesutului pulmonar dar și pentru țesutul cerebral. Efectele secundare la nivelul țesutului pulmonar se manifestă prin fibroză pulmonară efect extrem de dăunător în cazul radioterapiei pacienților cu cancer pulmonar și esofagian.

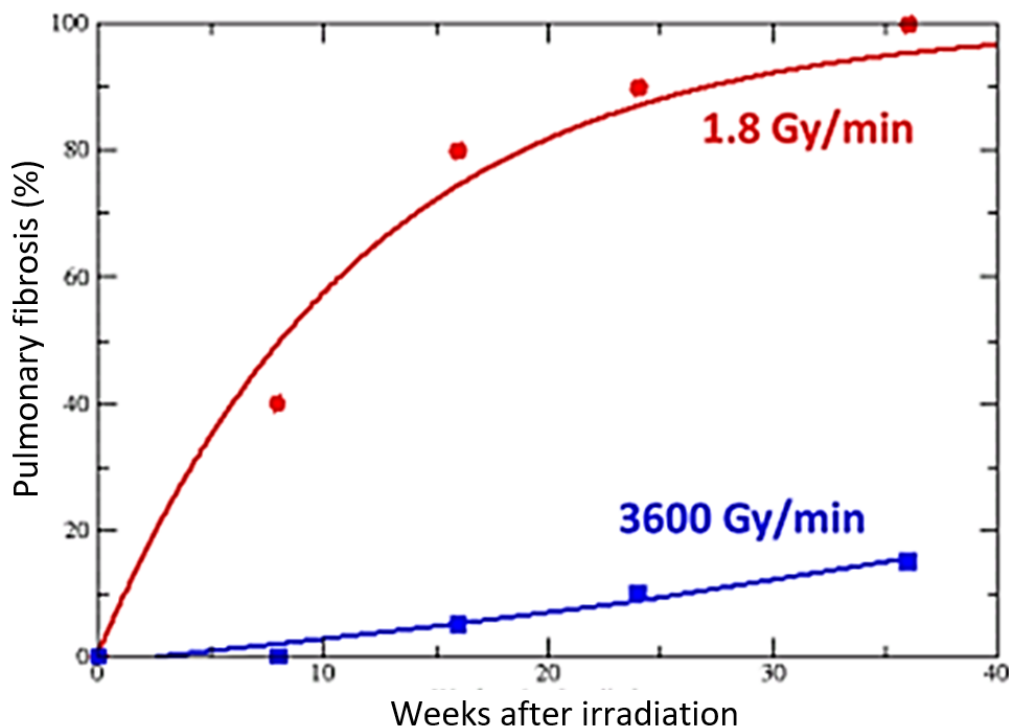


Fig. 6. Scăderea incidentei fibrozei pulmonare (linia albastră) cu utilizarea iradierii tip FLASH 3600 Gy/min în comparație cu iradierea convențională cu 1,8 Gy/m (curba roșie). [7]

La nivelul țesutului cerebral efectele secundare se manifestă la pacienți prin pierderea memoriei și încetinirea reacțiilor neuronale. Prin iradierea Flash efectuată la șoareci aceste efecte secundare nu mai apăreau la așa o intensitate și erau mult reduse [8].

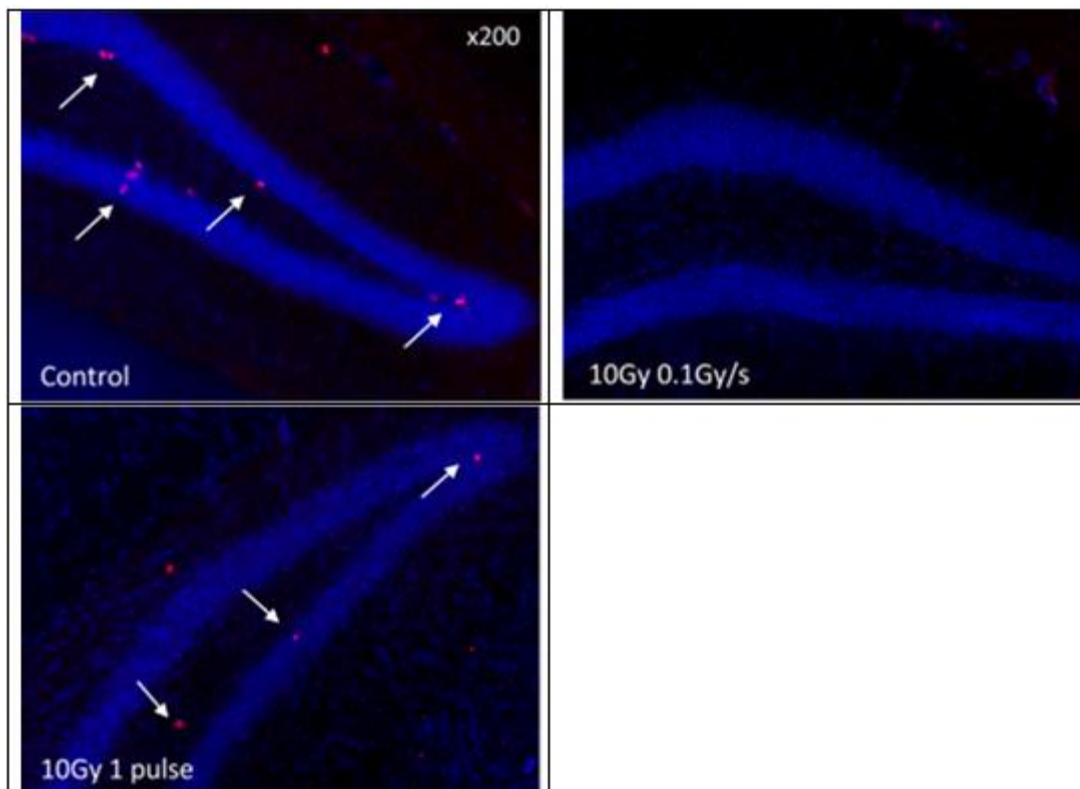


Fig. 7. Evidențierea și vizualizarea modificărilor induce de iradierea convențională și de iradierea “FLASH” la nivelul celulelor progenitoare responsabile pentru menținerea memoriei. Celulele marcate cu roșu sunt complet dispărute în cazul iradierii convenționale în timp ce la iradierea “FLASH” sunt prezente exact ca și la proba de control. Sursă: Google

De aici apar marile posibilități ce sunt de așteptat dacă radioterapia FLASH va fi introdusă în clinica umană adică reducerea efectelor secundare și posibilitatea reiradierii tumorilor în caz de recidivă locală după o radioterapie în antecedente.

PRIMII “PACIENTI ONCOLOGICI” TRATAȚI CU RADIOTERAPIA FLASH

Rezultatul utilizării în cazul tratamentului cancerului cutanat la o pisica este redat în figura de mai jos.



Fig. 8. Tumora cutanată (carcinom scuamos) la nivelul pielii nasului la o pisica înainte și după o radioterapie “Flash”: o singură fracțiune. Vindecare completă doar cu o singură iradiere, nu au apărut efecte secundare în afara de epilarea parului în zona iradiată nici după terminarea radioterapiei [6].

TECHNICA 'FLASH' A FOST DEJA EXPERIMENTATĂ ȘI ÎN RADIOTERAPIA CLINICĂ

Prin introducerea unei parametru denumit dose rate effectiveness factor (DREF) este posibilă o privire de ansamblu asupra tuturor modalităților de aplicare a radioterapiei începând cu brahiterapia low dose rate (LDR-BT), a radioterapiei cu intensitate modulată (IMRT), Radiochirurgia Stereotactică (SRS) și a variantei ei (SBRT FF) și radioterapia intraoperatorie (IORT). Numitorul comun este rata dozei iradierii aplicate și anume începând cu 1 Gy/min. În radioterapia clinică convențională aplicarea unei fracțiuni de 2 Gy durează în jur de 2 minute. Radioterapia tip FLASH se definește dacă rata dozei aplicate este începând cu 100Gy/min. La ora actuală acceleratoare liniare utilizate în clinica umană nu pot produce încă acest tip de iradiere dar primele încercări de re-dotare au fost cu succes. Radioterapia cu protoni are și ea aceste posibilități. Un prim pacient a fost deja tratat cu tehnica FLASH și se așteaptă publicarea rezultatului.

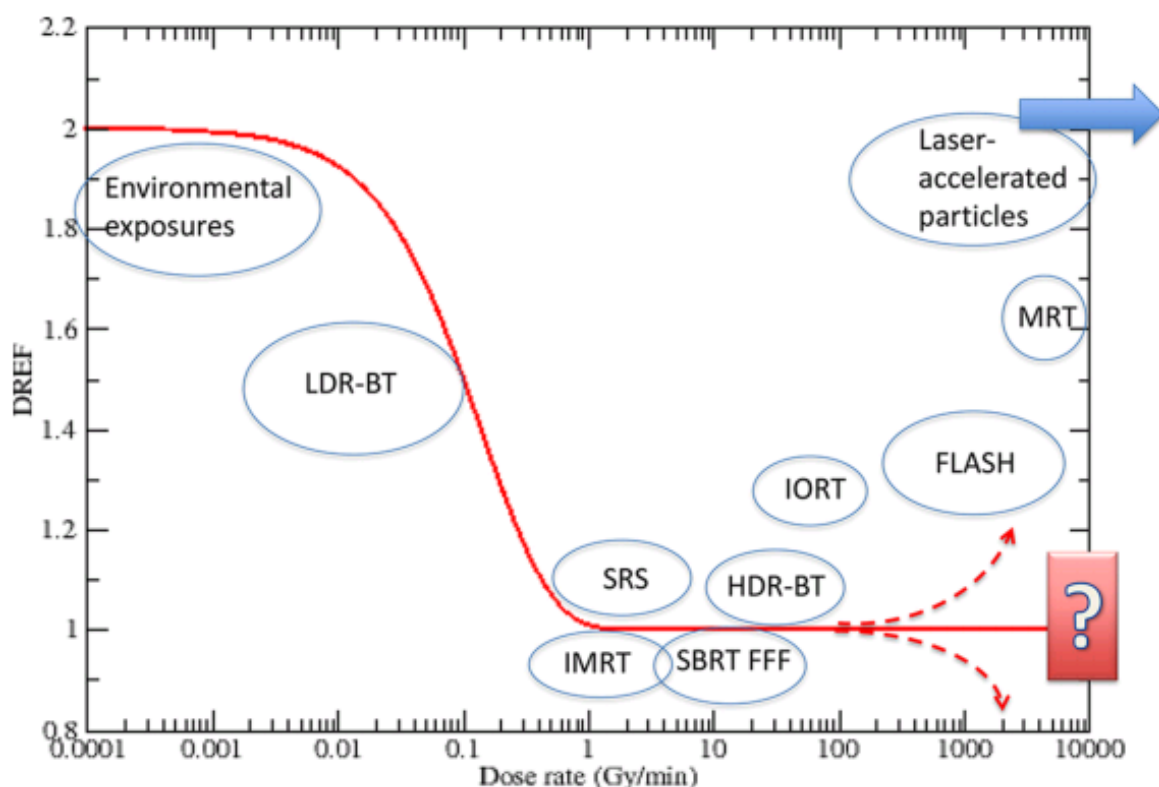


Fig. 9. DREF as a function of the dose rate. Different exposure scenarios at different dose-rate levels are shown in the circles. DREF, dose-rate effectiveness factor; HDR-BT, high dose-rate brachytherapy; IMRT, intensity modulated radiotherapy; IORT, intraoperative radiotherapy; LDR-BT, low dose-rate brachytherapy; MRT, microbeam radiotherapy; SBRT-FFF, stereotactic body radiotherapy flattening filter free; SRS, stereotactic radiosurgery. [7]

O comparație a efectelor în timp (10^{-15} s până la 1 sec) în urma acțiunii a unei iradierii FLASH și a unei iradierii convenționale este dată în figura de mai jos [7]. Singura explicație actuală a mecanismului de acțiune ar fi datorată efectului de consum acut de oxigen în țesutul iradiat creând astfel o “hipoxie” indusă la nivelul țesutului sănătos și astfel dispare radiosensibilitatea deci nu apar efectele secundare care sunt atunci când există o oxigenare normală. Țesutul tumoral are deja o hipoxie prezentă și acest efect nu se mai face simțit. Efectul radiației la nivelul ADN-ului tumoral rămâne neschimbat. În cadrul iradierii FLASH concentrația acelor specii reactive la oxigen (ROS) se reduce și urmarea este o toxicitate redusă.

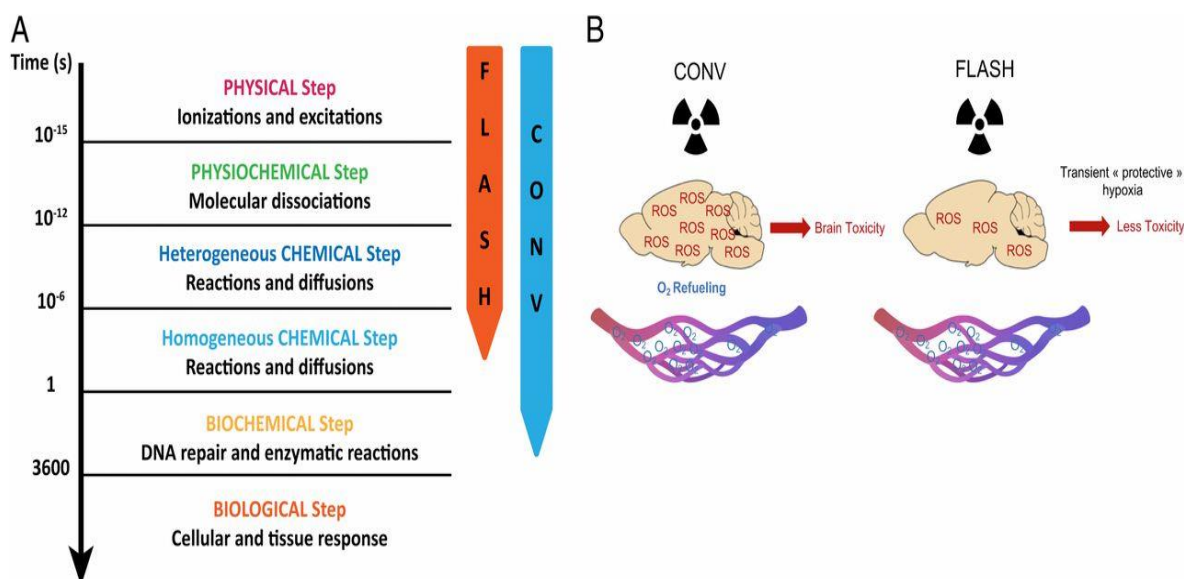


Fig. 10. Diferențele între iradierea convențională și iradierea FLASH (ROS – reactive oxygen species) [8].

Primul pacient iradiat cu tehnica FLASH a fost tratat de către echipa profesorului Bourhis de la Paris și rezultatul a fost publicat în revista Radiotherapy Oncology anul acesta. Iradiată a fost o manifestare cutanată a unui limfom malign la nivelul antebrațului unui pacient ce în prealabil a fost tratat și cu o radioterapie convențională dar a recidivat manifestând și efecte secundare accentuate la iradierea convențională 20 Gy în 10 fracțiuni a 2 Gy.



Fig. 11. Tumoră cutanată la nivelul antebrațului înainte și după iradierea FLASH [9].

Rezultatul clinic a fost extrem de favorabil iar la 5 luni de la iradiere a fost obținută o remisiune clinică completă așa cum se poate vedea în imaginea de mai sus.

Radioterapia FLASH deschide drumul spre o potențială schimbare tehnologică a unui paradigm, radioterapia FLASH permite:

- tolerarea unor doze totale mai mari la nivelul țesuturilor normale
- potențează diferențele între efectele la nivelul țesutului normal și efectul de reducere a creșterii tumorale.
- consumul acut de oxigen probabil mediază efectul FLASH
- mecanismele de baza ale efectului FLASH includ diferențele biologiei fenomenului redox la nivelul țesutului normal și tumoral.

LITERATURA

1. Hornley S. et al Hypoxia in mouse intestine induced by electron irradiation. *Int J Radiat Biol Relat Stud Phys Chem Med* 19(5): 479-483, 1971
2. Field S B. et al Effects of dose-rate on the radiation response of rat skin. 1974; 26(3): 259-267.
3. Hendry J H. et al The constant low oxygen concentration in all the target cells for mouth tail radionecrosis. *Rad Res* 92(1): 172-181,1982
4. Favaudon V. et al. Ultrahigh dose-rate FLASH irradiation increases the differential response between normal and tumor tissue in mice. *Sci Transl Med* 6: 245ra93, 2014
5. Vozenin M C. et al. The advantage of FLASH radiotherapy confirmed in mini-pig and cat-cancer patients. *Clin Cancer Research* 25 (1): 35-42, 2018
6. Vozenin, M.-C., De Fornel, P., Petersson, K., Favaudon, V., Jaccard, M., Germond, J.-F., Bourhis, J. (2018). The advantage of Flash radiotherapy confirmed in mini-pig and cat-cancer patients. *Clinical Cancer Research*, clincanres.3375.2017. doi:10.1158/1078-0432.ccr-17-3375
7. Durante M, Bräuer-Krisch E, Hill M. Faster and safer? FLASH ultra-high dose rate in radiotherapy. *Br J Radiol* 2018; 91: 20170628. <https://doi.org/10.1259/bjr.20170628>
8. Montay-Gruel, P., Acharya, M. M., Petersson, K., Alikhani, L., Yakkala, C., Allen, B. D., Limoli, C. L. (2019). Long-term neurocognitive benefits of FLASH radiotherapy driven by reduced reactive oxygen species. *Proceedings of the National Academy of Sciences*, 201901777. doi:10.1073/pnas.1901777116
9. Bourhis J. et al. Clinical translation of FLASH radiotherapy: why and how? *Radiother Oncol.* 2019 Jun 25. pii: S0167-8140(19)30360-3. doi: 10.1016/j.radonc.2019.04.008

ROLUL MONITORIZĂRII DOZIMETRICE ÎN PRACTICI CU RISC DE EXPUNERE LA EXTREMITĂȚI ȘI CRISTALIN

A. CÎȚĂ(*alexandru.cita@dozimed.ro*), M. V. PARASCHIVA
DOZIMED S.R.L

Rezumat. În prezent laboratorul nostru monitorizează, lunar, un număr de aproximativ 300 persoane la cristalin și aproximativ 500 la extremități. Încă din 2013, respectiv 2015 de când laboratorul Dozimed a fost autorizat de către CNCAN pentru monitorizarea dozimetrică la extremități, respectiv cristalin, numărul persoanelor monitorizate a crescut, iar domeniul de activitate al acestora este din ce în ce mai variat, astfel încât în prezent monitorizăm nu numai personalul medical din Cardiologie, ci și Ortopedie Chirurgicală, Neurochirurgie, sau alte activități din Radiologia Intervențională. În urmă cu 2 ani, la conferința Societății Române de Radioprotecție au fost prezentate rezultatele monitorizării individuale de rutină la cristalin și extremități, precum și rezultatele studiilor realizate de către Dozimed în Radiologia Intervențională. Numărul de persoane monitorizate la cristalin și extremități este în continuă creștere, dacă în 2017 asiguram monitorizarea pentru un număr total de 300 de persoane, în prezent (cu peste 800 de determinări) există suficiente date pentru a trage o serie de concluzii privind expunerile zonelor neprotejate ale persoanelor expuse profesional la radiații ionizante. În plus la jumătatea anului 2018 au apărut normele privind cerințele de bază de securitate radiologică, impactul reducerii limitei anuale pentru doza echivalentă la cristalin fiind unul foarte important și interesant.

1. INTRODUCERE

DOZIMED utilizează sisteme dozimetrice performante și moderne, folosite de către majoritatea laboratoarelor de dozimetrie din lume, și anume sisteme dozimetrice termoluminescente (Panasonic pentru evaluarea dozelor la nivelul întregului organism și Harshaw pentru monitorizarea la nivelul cristalinului și extremităților).

În perioada 2013 – 2015 exista un număr mic de determinări lunare pentru Hp(3) și Hp(0,07), astfel încât din monitorizarea de rutină ne se puteau trage concluzii privind nivelul de expunere al cristalinului și extremităților. Din acest motiv, au fost efectuate numeroase studii.

Începând cu anul 2015, numărul de persoane monitorizate oficial la extremități și cristalin a început să crească apărând astfel și primele rezultate concludente din monitorizarea de rutină.

Așa cum era de așteptat valorile obținute erau corelate cu tipul activității și cu rezultatele studiilor și cu recomandările internaționale (ISO 15382:2015 [1] și IAEA TECDOC 1731 [2]).

Apariția în luna iunie 2018 a Normelor privind Cerințele de Bază de Securitate Radiologică [3], prin care se stabilește noua limită privind doza echivalentă la cristalin din Directiva 2013/59/EURATOM [4], impune o evaluare a modului în care valorile echivalentului de doză Hp(3) se încadrează în aceasta.

2 CONCLUZIILE STUDIILOR ȘI REZULTATELOR DIN PERIOADA 2015 - 2017

Dacă până în 2015 din cele aproximativ 100 persoane monitorizate lunar în acel an la cristalin, nici una nu a depășit noua limită derivată lunară și erau monitorizate doar persoane expuse profesional din Radiologia de Diagnostic. Începând cu anul 2016 am început să monitorizăm și persoane expuse profesional din Radiologia / Cardiologia Intervențională, iar cea mai mare valoare înregistrată în monitorizarea de rutină la cristalin a fost de 1.88 mSv

într-o singură lună. Această valoare ne arată că în cazul reducerii limitei de doză la cristalin de la 150 mSv/an la 20 mSv/an prin implementarea directivei 2013/59/EURATOM, ne puteam aștepta la depășiri ale limitei de doză la cristalin în Radiologia / Cardiologia Intervențională.

Studiile realizate pentru persoanele expuse profesional din Ortopedie au arătat că valorile de doză la cristalin și extremități sunt mult mai mici față de Cardiologia Intervențională sau alte domenii din Radiologia Intervențională, dar există riscul depășirii valorii de 5 mSv / an pentru doza la cristalin. Conform recomandărilor IAEA astfel de persoane au nevoie de monitorizare dozimetrică la cristalin.

În ceea ce privește monitorizarea dozimetrică la extremități, dozele înregistrate de persoanele expuse profesional din Cardiologia / Radiologia Intervențională sunt mult mai mici decât în cazul celor din Medicină Nucleară, dar se pot atinge valori semnificative, mai mari decât nivelul de înregistrare de 4,2 mSv / lună.

Concluziile prezentate la lucrările conferinței Societății Române de Radioprotecție din anul 2017, cu tema: "Radioprotecția în utilizarea medicală a radiațiilor ionizante, conform Directivei Consiliului Europei Nr.2013/59/EURATOM", reprezintă punctul de plecare în analiza rezultatelor monitorizării dozimetrice din perioada 2017 – 2019.

2.1 Rezultate și concluzii pentru monitorizarea la extremități în perioada 2015 – 2017

- Datele rezultate din monitorizarea de rutină sunt comparabile cu rezultatele studiilor experimentale.
- Dozele la extremități pot fi mari în Medicina Nucleară, 3 situații de depășire a limitei anuale de 500 mSv.
- În IC/IR, dozele la extremități pot avea valori peste 10 mSv/lună, există o singură situație de depășire a valorii derivate lunare de 42 mSv, dar nu avem nicio depășire a limitei anuale de 500 mSv.
- În Medicină Nucleară, doze foarte mari la extremități se înregistrează în condițiile în care dozele la nivelul întregului organism sunt mici.

2.2 Rezultate și concluzii pentru monitorizarea la cristalin în perioada 2015 – 2017

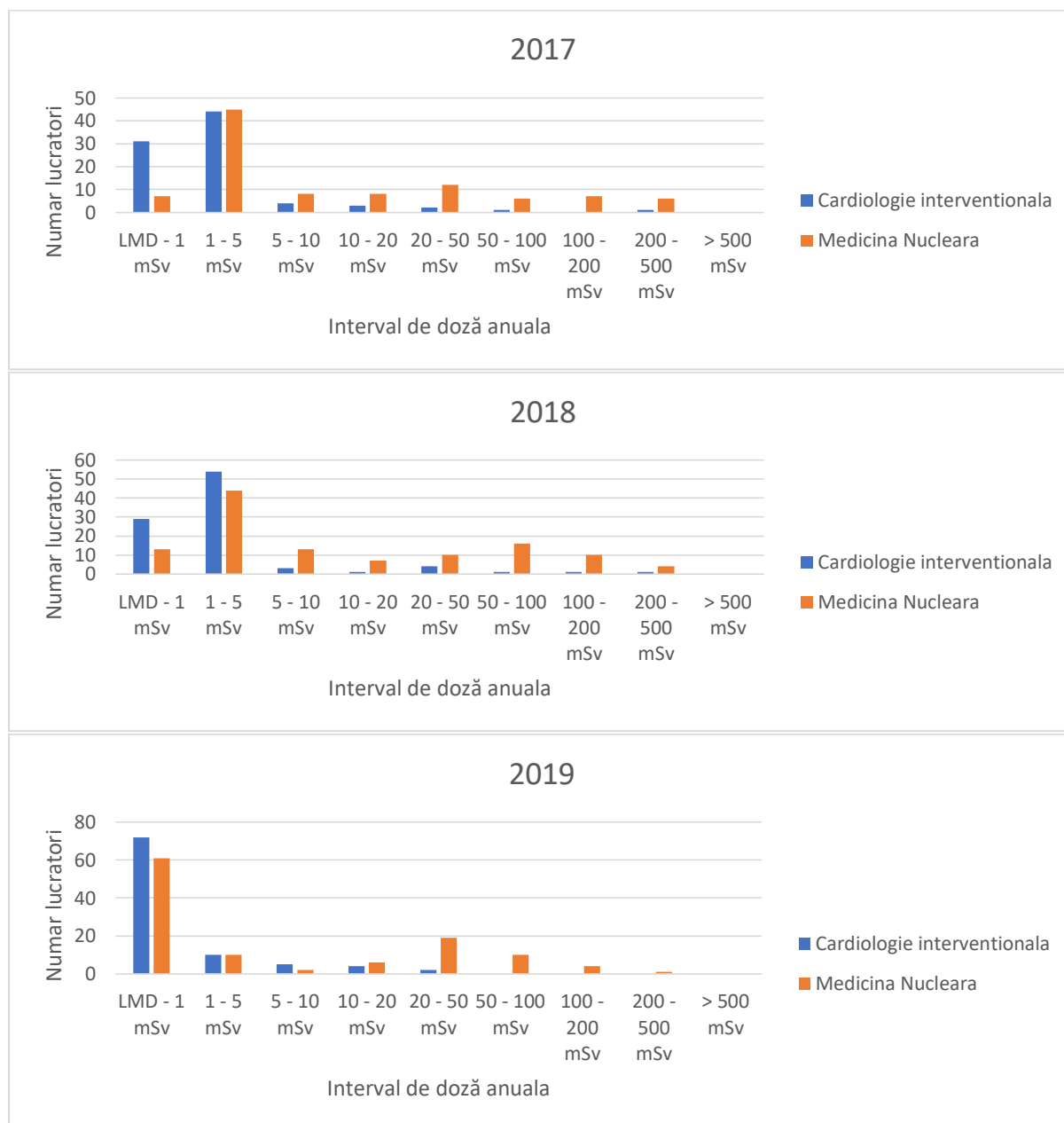
- În 2015, din monitorizarea de rutină reieșea că nu vom avea nici un fel de depășiri ale limitei echivalentului de doză la cristalin și ne puneam întrebarea dacă monitorizăm pe cine trebuie?
- În fiecare an am continuat studiile de evaluare a dozelor la cristalin și diseminarea rezultatelor în cadrul conferințelor și seminariilor din domeniu, iar din 2016 au început monitorizarea 31 de persoane din Cardiologie Intervențională.
- Nu există nici o depășire a limitei anuale la cristalin, limita anuală fiind de 150 mSv și nici a noii limite anuale de 20 mSv (cf. noii directive Euratom)

3 REZULTATELE MONITORIZĂRII DOZIMETRICE LA EXTREMITĂȚI

Rezultatele monitorizării dozimetrice la extremități în perioada 2017 – 2019 a furnizat rezultate ce susțin concluziile perioadei anterioare. Numărul din ce în ce mai mare de persoane monitorizate a permis realizarea de statistici suplimentare.

Distribuția pe intervale de doză a persoanelor monitorizate la extremități este similară pentru fiecare din ultimii 3 ani, cu mențiunea că statistica aferentă anului 2019 nu este completă, datele utilizate acoperind doar perioada ianuarie – august 2019. Numărul maxim de persoane se situează cu doza cumulată în intervalul 1 – 5 mSv.

Distribuția se întinde până la doze în zona limitei anuale de doză pentru medicină nucleară. În acest domeniu există frecvente depășiri ale valorii derivate lunar de 42 mSv, existând riscul depășirii limitei anuale. În domeniul Cardiologiei intervenționale mai pot apare doze ceva mai mari, dar numărul de persoane cu doze în zona LMD – 1 mSv este mai mare decât în medicină nucleară.



Conform tradiției și dorinței DOZIMED de a identifica și preveni din timp situațiile de depășire a limitelor anuale, pentru fiecare depășire a valorii derivate lunar a echivalentului de doză la extremități, 42 mSv, a fost emis un raport de atenționare. Un efect al acestor rapoarte îl reprezintă optimizarea practicii persoanelor expuse profesional, în primul rând prin asigurarea de către întreprindere a unui număr suficient de angajați pentru efectuarea operațiilor cu risc de expunere la extremități.

Luna	Cod dozimetru	Hp(0,07) mSv	Observatii
Ianuarie 2015	00072	31.50	Hp(0,07) = (31.50 ± 4,72) mSv
Februarie 2015	01199	9.30	
Martie 2015	00871	22.28	Hp(0.07) = (22.28 ± 3.34) mSv
Aprilie 2015	01429	26.84	Hp(0.07) = (26.85 ± 4.03) mSv
Mai 2015	91209	93.96	Hp(0.07)=(93.96 ± 14.09) mSv
Iunie 2015	00489	44.16	Hp(0.07)=(44.16 ± 6.62) mSv
Iulie 2015	01199	15.36	Hp(0.07)=(15.36 ± 2.00) mSv
August 2015	01383	11.76	Hp(0.07)=(11.76 ± 1.53) mSv
Septembrie 2015	01864	17.04	Hp(0.07)=(17.04 ± 2.56) mSv
Octombrie 2015	01344	23.94	Hp(0.07)=(23.94 ± 3.59) mSv
Noiembrie 2015	97122	49.26	Hp(0.07)=(49.26 ± 7.39) mSv
Decembrie 2015	02244	26.82	Hp(0.07) = (26.82 ± 4.02) mSv
Ianuarie 2016	00086	146.76	Hp(0.07) = (146.76 ± 19.08) mSv
TOTAL		518.98	

Ianuarie 2016

Nr. crt.	CNP	Numele și prenumele	Dozimetru	Hp(0,07) mSv	Observații
1			01461	0.10	
2			00086	146.76	Hp(0.07) = (146.76 ± 19.08) mSv

August 2016

Nr. crt.	CNP	Numele și prenumele	Dozimetru	Hp(0,07) mSv	Observații
1			00871	10.50	Hp(0.07) = (10.50 ± 1.57) mSv
2			00471	4.50	
3			00145	0.49	
4			00643	3.90	
5			97118	14.70	Hp(0.07) = (14.70 ± 2.20) mSv

Situațiile de depășire a limitei anuale a dozei echivalente la extremități au fost rezolvate de întreprinderi fie prin angajarea unui număr suficient de persoane care să preia din atribuțiile fizicianului implicat fie prin rotirea personalului astfel încât să existe pauze de expunere.

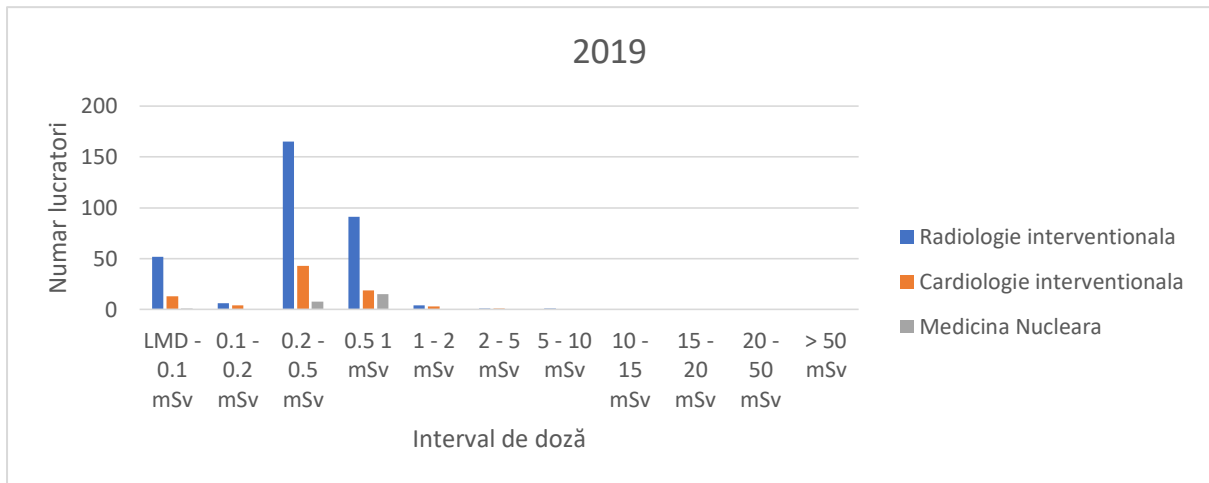
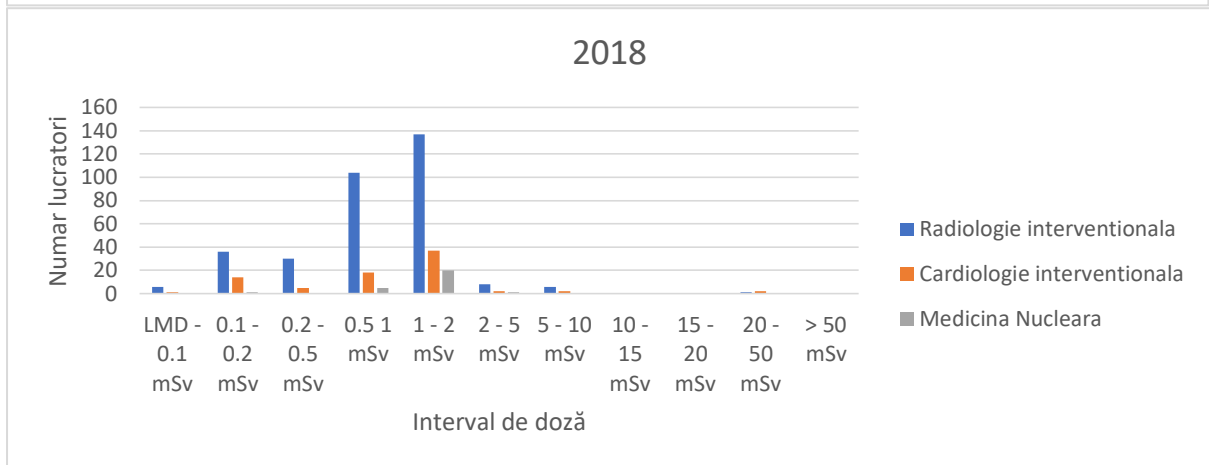
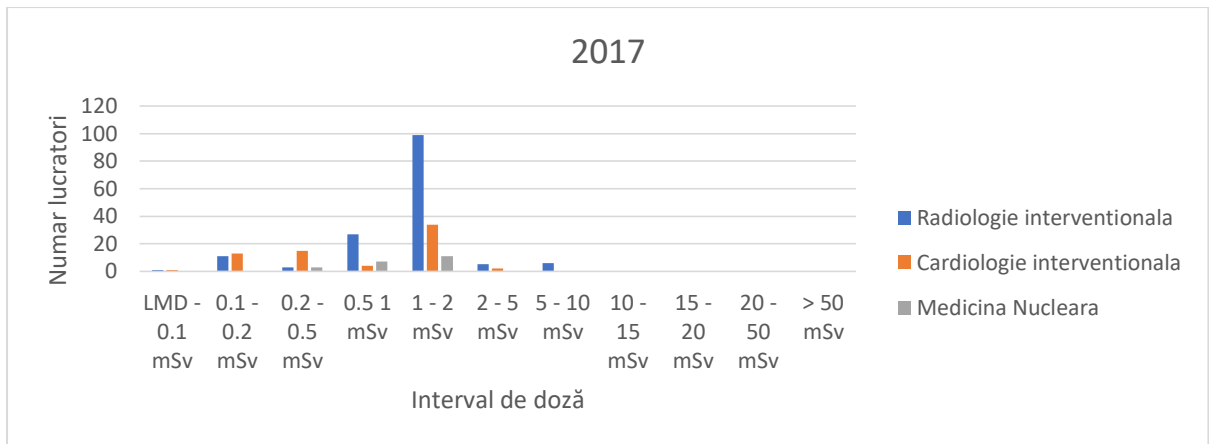
Luna	Cod dozimetru	Hp(0,07) mSv	Luna	Cod dozimetru	Hp(0,07) mSv
Ianuarie 2019	30192	0.10	Ianuarie 2019	30244	0.10
Februarie 2019	00772	9.72	Februarie 2019	00710	52.02
Martie 2019	30739	7.08	Martie 2019	30587	0.10
Aprilie 2019	00973	0.10	Aprilie 2019	00043	58.44
Mai 2019	02228	6.96	Mai 2019	00853	28.56
Iunie 2019	00404	20.82	Iunie 2019	00318	0.15
Iulie 2019	00693	0.60	Iulie 2019	00558	45.54
TOTAL		45.38	TOTAL		184.91

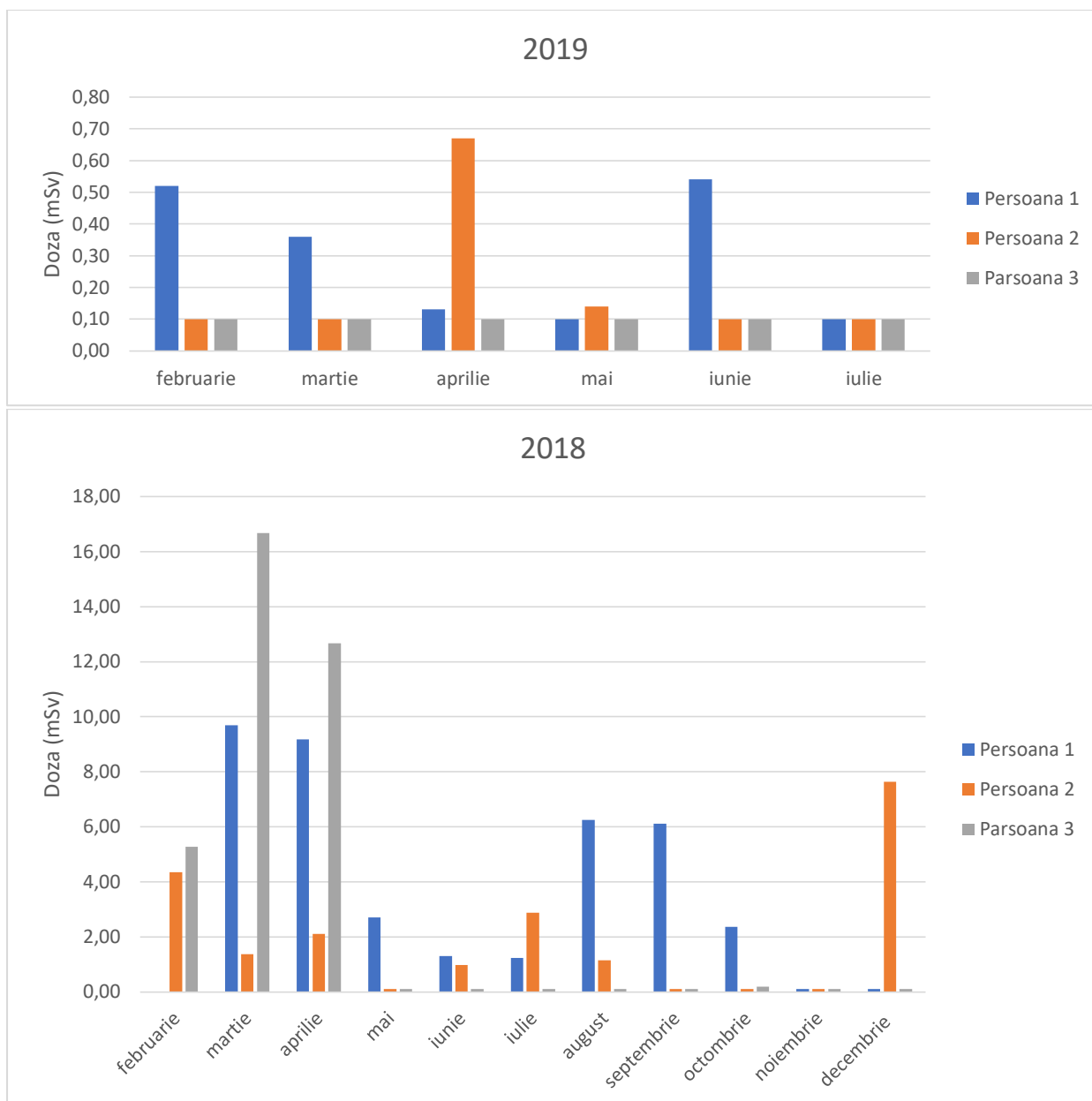
4. REZULTATELE MONITORIZĂRII DOZIMETRICE LA CRISTALIN

Față de perioada 2015 – 2017, numărul de persoane expuse profesional în Radiologie Intervențională și Cardiologie Intervențională a crescut. Dozele acumulate într-un an sunt centrate pe valori în domeniul 1 – 2 mSv, dar există și persoane cu doze mai mari, apropiate de noua limită anuală de doză.

Pe parcursul anului 2018 au fost monitorizate mult mai multe persoane din cardiologia intervențională, domeniu unde în urma evaluărilor și studiilor sunt de așteptat doze mai mari la nivelul cristalinului. Astfel au existat 3 persoane expuse profesional ce au acumulat în anul 2018 o doză peste 20 mSv. Valorile cele mai mari s-au înregistrat în primele luni ale anului (6 – 7 mSv), în partea a doua, probabil ca urmare a reducerii limitei și apariției rapoartelor de atenționare, acestea au scăzut, pentru a ajunge la valori sub valoarea derivată lunară pe parcursul anului 2019.

Laboratorul DOZIMED a notificat de fiecare dată situația de depășire a noii limite anuale, atât către întreprindere, cât și către Comisia Națională pentru Controlul Activităților Nucleare. Dozele mari existente la începutul anului 2018 s-au redus, persoanele având în ultimele 12 luni de monitorizare valori sub limita anuală a dozei echivalente la cristalin.





5. CONCLUZII

Asigurarea monitorizării dozimetrice la extremități reprezintă o necesitate pentru persoanele din medicină nucleară, valorile dozelor echivalente la extremități apropiindu-se de multe ori de limita anuală.

Prin monitorizarea la cristalin s-au identificat persoane cu doze relativ mari (mici conform vechii limite anuale) pentru care s-au emis constant rapoarte de atenționare, astfel ajungându-se la o reducere a acestor doze.

DOZIMED urmărește permanent evoluția dozelor în cazul monitorizării la cristalin și extremități pentru a identifica din timp situațiile ce pot prezenta un risc pentru starea de sănătate al persoanelor expuse profesional la radiații ionizante.

REFERENCES

1. ISO 15382:2015, "Radiological protection -- Procedures for monitoring the dose to the lens of the eye, the skin and the extremities"
2. IAEA TECDOC Nr. 1731, "Implications for Occupational Radiation Protection of the New Dose Limit for the lens of the Eye", Viena, 2013
3. Norme privind cerințele de bază de radioprotecție, publicate în Monitorul Oficial al României nr. 157 / 25.06.2018
4. 2013/59/EURATOM de stabilire a normelor de securitate de bază privind protecția împotriva pericolelor prezentate de expunerea la radiații ionizante

Secțiunea 4:

P O S T E R E

MONITORIZAREA RADIOLOGICĂ INDIVIDUALĂ A PERSONALULUI EXPUS PROFESIONAL DIN FCN PITEȘTI

Silvia STOICA (*mstoica@fcn.ro*), **L. SECIU Vasilica OLARU**

Fabrica de Combustibil Nuclear Pitești

Rezumat

Pentru asigurarea Securității Radiologice la fabricarea combustibilului nuclear de tip CANDU-6 cu uraniu natural, FCN-Pitești, prin Serviciul Radioprotecție, Garanții Nucleare și Protecția Mediului (SRPM), a documentat acest lucru prin Manualul de Securitate Radiologică (MSR) ce conține Planurile de Control pe Radioprotecție (PCR) la care se adaugă procedurile de radioprotecție și dozimetrie individuală. Astfel, în FCN este procedurată activitatea de *monitorizare a expunerii la radiații ionizante* pe categorii specifice: personal propriu, lucrători externi/ vizitatori.

Personalului expus profesional din cadrul FCN este monitorizat pentru expunerea externă și internă la radiații ionizante în cadrul Laboratorului de Radioprotecție și Dozimetrie Personal (LRDP), laborator desemnat de CNCAN ca organism dozimetric notificat. LRDP a participat la *exerciții de intercomparare* la EURADOS în anii 2014 și 2018 cu rezultate bune și foarte bune. Lucrarea prezintă modul de realizare a monitorizării individuale a personalului expus profesional în FCN, atât pentru expunerea externă, cât și pentru cea internă, precum și rezultatele obținute în ultimii ani.

Cuvinte cheie: monitorizarea expunerii la radiații, intercomparare, laborator desemnat

1. MONITORIZAREA INDIVIDUALĂ A EXPUNERII EXTERNE LA RADIAȚII IONIZANTE

Monitorizarea individuală a expunerii externe la radiații ionizante se efectuează pentru tot personalul expus profesional din FCN indiferent de categoria de expunere (A sau B) și presupune evaluarea dozelor individuale datorate expunerii externe la radiația fonică prin mărimea operațională Hp(10), echivalentul de doză individual penetrant.

Dozimetria externă în cadrul FCN Pitești este asigurată prin intermediul sistemului cu Detectori Termoluminescenți (TLD) tip UD-813AS14 achiziționat de la firma PANASONIC. Principalul avantaj al detectorilor Panasonic îl reprezintă faptul că sunt realizați din materiale echivalente țesutului, fapt ce îmbunătățește semnificativ calitatea evaluărilor de doză.

Tip detector TLD:

- 3 elemente: $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7:\text{Cu}$, fosfor echivalent țesut ($100\mu\text{Sv} - 10\text{Sv}$);
- 1 elemente $\text{CaSO}_4:\text{Tm}$, fosfor cu o mare sensibilitate ($10\mu\text{Sv} - 500\text{mSv}$).

TLD-urile sunt măsurate în cadrul Laboratorului de Radioprotecție și Dozimetrie Personal (LRDP), desemnat de CNCAN ca organism dozimetric notificat, cu ajutorul cititorului semiautomat Panasonic UD-716 AGL (Figura nr.1). În fiecare an, în cadrul Laboratorului de Radioprotecție și Dozimetrie Personal (LRDP) se măsoară aprox. 5000 de

TLD-uri numai pentru personalul FCN. Dozele măsurate de la expunerea externă cu TLD, împreună cu cele de la expunerea internă constituie doza totală a angajatului ($E = E_{ext} + E_{int}$) și se raportează semestrial și anual la CNCAN. Prin însumarea dozelor individuale anuale ale angajaților FCN se obține doza colectivă anuală exprimată în om mSv. Dozele individuale anuale ale angajaților și doza colectivă din FCN constituie parametrii care se compară cu *Indicatorii de performanță pentru securitate nucleară* pe anul respectiv. Acești indicatori, stabiliți în conformitate cu principiul ALARA, sunt evaluați lunar și sunt discutați în ședințele Comitetului de Securitate Nucleară (CSN) al FCN Pitești, de regulă trimestrial.



Figura nr. 1 Cititor semiautomat Panasonic UD-716 AGL

În anul 2018 au fost efectuate 4198 măsurători de TLD-uri, iar din acestea numai 785 (18,7%) au avut doza mai mare decât nivelul de înregistrare de 0,1 mSv.

Doza colectivă externă în anul 2018 a fost de 0,478 omSv în scădere cu 4,48% față de 2017 (doza externă în 2017 a fost de 0,500 omSv). Nu s-a înregistrat nici o depășire de doză efectivă la expunerea externă pe anul 2018 și nicio expunere anormală.

Dozele externe încasate de personalul FCN în anul 2018 sunt prezentate în figura de mai jos, cu mențiunea că majoritatea dozelor măsurate sunt în jurul valorii de 1,2 mSv pe an. Doza individuală externă minimă pe întreg anul 2018 este de 0,1 mSv x 12 luni = 1,2 mSv.

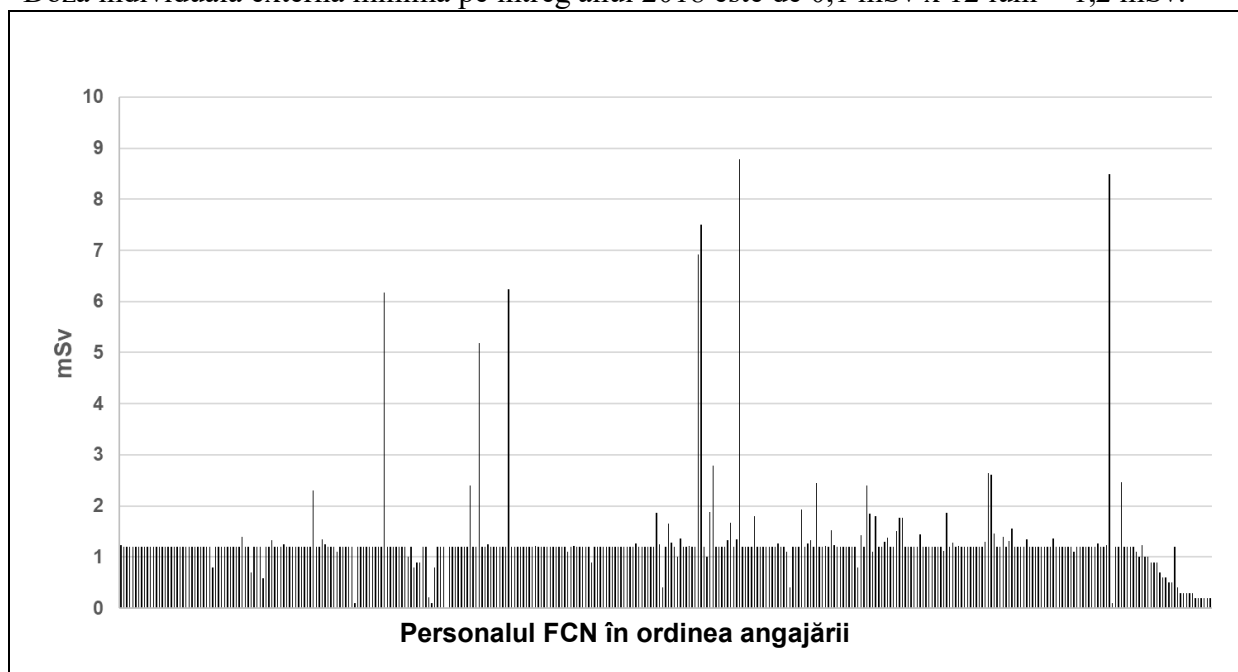


Figura nr. 2 Doza individuală externă pentru personalul expus profesional din FCN pe anul 2018

Nu s-au înregistrat depășiri de doză totală pe toate căile de expunere față de limita efectivă de doză (20 mSv/an) și nici depășiri ale limitelor derivate lunare (de 1,7 mSv/lună conform Normelor privind cerințele de bază de securitate radiologică) pentru personalul FCN pe anul 2018.

Începând cu ianuarie 2015 FCN a redus limita de doză, ca LCA din FCN, de la 18 mSv/an la 15 mSv/an conform principiului ALARA, menționând că această nouă limită nu a fost atinsă în ultimii 10 ani. Analiza internă în FCN a dozelor lunare pentru personalul expus profesional se face, începând cu ianuarie 2015, raportat la valoarea limitei de control de 1,25 mSv/lună. Nu a fost constatată nicio expunere anormală, dozele cele mai mari fiind în continuare înregistrate la personalul din aria de obținere a pastilelor, în special la operația de sortare formare coloane.

Figurile de mai jos reprezintă graficele cu doza colectivă anuală ani și doza individuală anuală medie încasată de personalul FCN pe ultimii 14:

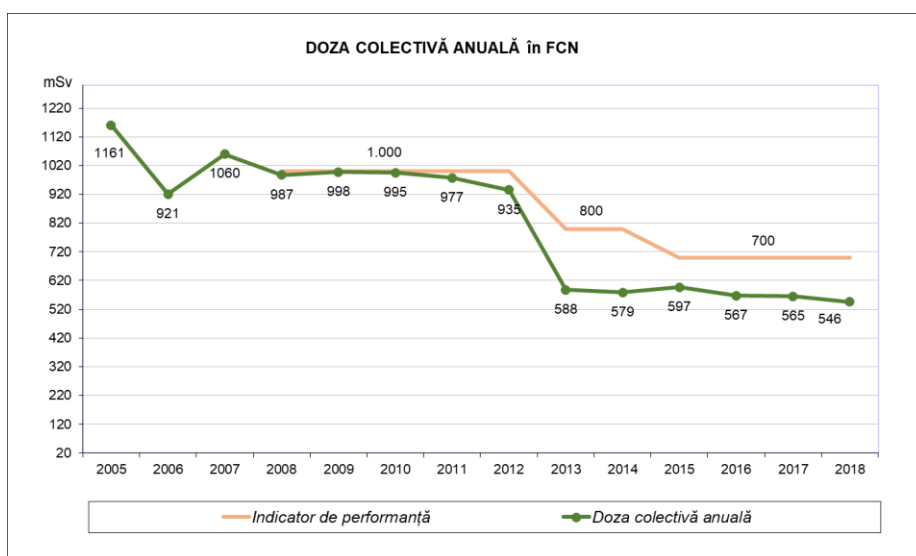


Figura nr. 3 Doza colectivă anuală în FCN 2005-2018

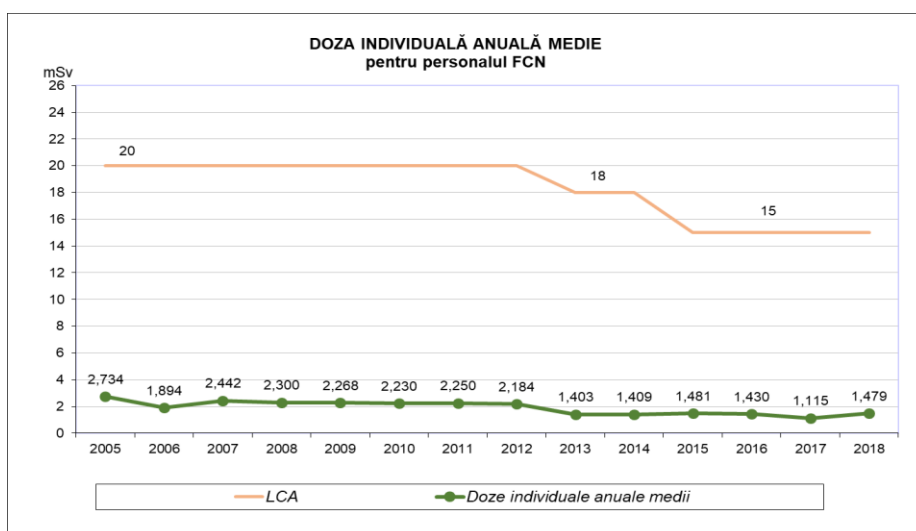


Figura nr. 4 Doza individuală medie pentru personalul din FCN

2. MONITORIZAREA INDIVIDUALĂ A EXPUNERII INTERNE LA RADIATII IONIZANTE

În cadrul FCN Pitești monitorizarea individuală a expunerii interne la radiații ionizante a personalului expus profesional se realizează prin:

- Monitorizarea radiologică a mediului de lucru pentru calculul și atribuirea dozelor interne;
- Analiza conținutului de uraniu în urină;
- Monitorizarea individuală a expunerii interne cu contorul de corp uman.

a) Monitorizarea radiologică a mediului de lucru

Pentru calculul dozelor interne se utilizează monitorizarea radioactivității aerului din mediul de lucru al zonelor controlate din punct de vedere radiologic unde se lucrează cu surse deschise de radiații ionizante. Pentru realizarea calculului și atribuirii dozelor interne ca urmare a încorporării de radionuclizi (în cazul FCN numai uraniu natural) se aplică procedura „Calculul și atribuirea dozelor efective generate de încorporarea radionuclizilor în cadrul FCN” procedura aprobată de CNCAN. Pentru aceasta trebuie realizate următoarele etape:

- Prelevarea probelor de pulberi aeropurtate cu uraniu/ aerosoli radioactivi din mediul de lucru din zonele controlate, cu ajutorul Sistemul Central de Prelevare Aerosoli (SCPA) în conformitate cu procedura „Prelevarea continuă a aerosolilor din zonele de lucru și exterior FCN”;
- Măsurătorile radiometrice care se efectuează cu numărătorul automat Tennelec S5E sau cu radiometrele manuale Eberline SAC-4 sau RadEye în conformitate cu procedurile în vigoare;
- Efectuarea calculelor pentru fiecare persoană expusă profesional pentru determinarea dozelor interne, atribuirea și înregistrarea acestora.

Toate etapele enumerate mai sus [a) ÷ c)] se realizează în cadrul Serviciului de Radioprotecție, Garanții Nucleare și Protecția Mediului (SRPM) prin Laboratorul de Radioprotecție și Dozimetrie Personal (LRDP), laborator desemnat de CNCAN ca Organism Dozimetric.

În cadrul FCN principalul compus chimic este UO_2 care aparține clasei S (compus greu solubil cu absorbție lentă în plămâni), mult mai puțin prezenți fiind compușii încadrați în clasele F și M (absorbție rapidă și moderată). UO_2 , sub formă de particule suspendate în aer, determină radioactivitatea aerului din mediul de lucru. Diametrul aerodinamic median al activității (AMAD) pentru aceste particule este apreciat ca fiind egal cu 5 μm .

Practic pe baza concentrației radioactive în aer (CR) a uraniului și folosind factorii de conversie de doză se determină doza internă pentru personalul din FCN care intră în contact direct cu surse deschise de radiații, surse ce pot determina contaminarea radioactivă a aerului sub formă de pulberi aeropurtate cu uraniu/ aerosoli radioactivi.

b) Determinarea concentrației uraniului în urină pentru personalul expus profesional

Analiza uraniului în urină se face numai pentru personalul expus profesional din zona controlată care este în contact direct cu noxa radioactivă reprezentată de pulberi aeropurtate cu uraniu/aerosoli radioactivi.

Prelevarea probelor de urină se efectuează pe parcursul unui schimb de lucru, în bidoane de plastic curate cu o capacitate de un litru. Volumul de urină este de minim 800 mL conform procedurii în vigoare.

Frecvența de prelevare depinde de activitatea desfășurată, viteza de absorbție în plămâni și de gradul de solubilitate al compușilor de uraniu. De asemenea, dacă în urma monitorizării radiologice a mediului de lucru (pentru aerosolii radioactivi) se constată 3

depășiri consecutive ale limitei de control administrative pentru concentrația radioactivă a uraniului în pulberi aeropurtate se va dispune repetarea analizelor pentru personalul care lucrează în zona în care s-a înregistrat depășirea.

FCN a stabilit *nivele de acțiune* la analiza uraniului în urină pe baza informațiilor din literatura internațională de specialitate și a HOTĂRĂRII nr. 1.218 din 06.09.2006 privind stabilirea cerințelor minime de securitate și sănătate în muncă pentru asigurarea protecției lucrătorilor împotriva riscurilor legate de prezența agenților chimici, cu modificările și completările ulterioare.

Limitele de control administrative stabilite în Manual de Securitate Radiologică (MSR) în conformitate cu prevederile de mai sus sunt următoarele:

- *Limita de investigare* - 10 $\mu\text{g U/L}$ (0,25 Bq/L) care reprezintă limita de investigare urmată de repetarea probei;
- *Limita de repetare* - 20 $\mu\text{g U/L}$ (0,5 Bq/L) care reprezintă limita de repetare a probei urmată cu scoaterea temporară din mediul de lucru, dacă valorile se mențin;
- *Limita de scoatere definitivă* - 40 $\mu\text{g U/L}$ (1 Bq/L) care reprezintă limita de scoatere definitivă cu condiția ca în următoarele trei luni, valorile mari să se mențină.

Analizele pentru determinarea conținutului de uraniu în urină au fost efectuate de către Laboratorul de Radioprotecție, Protecție Mediului și Protecție Civilă al ICN Pitești, laborator notificat CNCAN.

În anul 2018 au fost efectuate 182 de analize pentru determinarea conținutului de uraniu în urină pentru controlul contaminării interne a personalului expus profesional, analize efectuate prin respectarea Planului Control Contaminare Internă (PCCI) din Anexa C a Manualului de Securitate Radiologică (MSR). Graficul de mai jos prezintă concentrațiile de Uraniu în urină obținute în 2018 și evidențiază faptul că pentru 165 de analize valoarea concentrației s-a situat sub limita de control administrativă (LCA) de 10 $\mu\text{gU/L}$.

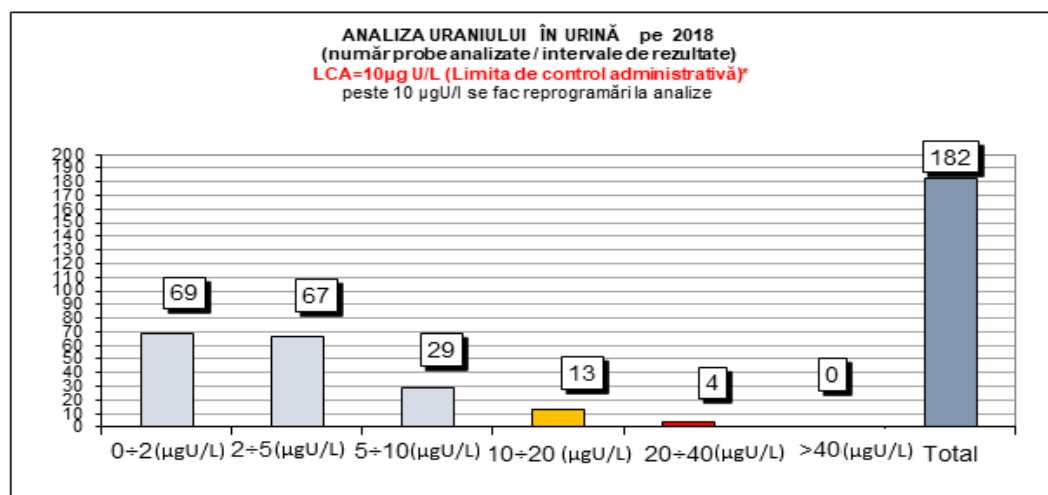


Figura nr. 2 Analiza concentrației uraniului în urină în anul 2018 pentru personalul expus profesional

c) Monitorizarea individuală a expunerii interne cu contorul de corp uman

În urma monitorizării individuale a personalului în perioada 2018-2019 s-a hotărât, ca metoda suplimentară de monitorizare a expunerii interne, monitorizarea individuală cu contor de corp uman pentru evaluarea dozei echivalente la nivelul diferitelor organe (organul de interes pentru personalul expus din cadru FCN îl reprezintă plămâni). Calculul încorporării în termeni de activitate, al retenției de radionuclizi la diferite momente după incorporare, al dozelor echivalente și a celei efective este asigurat de programul specializat IMBA de la

Health Protection Agency/Marea Britanie, care are implementate ultimele modele metabolice și biocinetice recomandate de ICRP pentru majoritatea radionuclizilor.

Astfel, în luna iunie 2019 au fost trimise 18 persoane din cadrul FCN Pitești la IFIN-HH pentru a fi monitorizate individual cu contorul de corp uman. Contorul de corp uman este o metoda suplimentară de verificare a contaminării interne în principal prin inhalare a personalului expus profesional în ultimele 6 luni.

Personalul a fost selectat în funcție de zonele de interes cu valori ale concentrației radioactive a pulberilor aeropurtate cu uraniu/aerosoli radioactivi mai mari (con condiționare, presare, sinterizare, rectificare etc.), dar s-a avut în vedere și rezultatele obținute la analizele de uraniu în urină în 2018 și 2019.

Monitorizarea personalului cu contorul de corp uman s-a realizat în cadrul Laboratorului de Supraveghere a Contaminării Interne Radioactive, LSCIR-CCU, acesta face parte din Organismul Integrat de Dozimetrie Interna, Radiochimie și Mediu - ODIRM/ Departamentul de Fizica Vieții și Mediului, din cadrul Institutului National pentru Fizică și Inginerie Nucleară "Horia Hulubei".

Măsurătorile s-au efectuat cu Contorul de Corp Uman (CCU), în geometrie scaun, echipat cu detector de germaniu hiperpur de la firma ORTEC, cu fereastra de carbon, de geometrie specială pentru surse radioactive de volum ($D=85\text{mm}$, $L=32\text{mm}$), ce va permite detecția radiațiilor X și gama ale radionuclizilor incorporați, în domeniul energetic $10\text{keV} - 2500\text{keV}$, cu rezoluții excelente, de 600eV la linia de $14,4\text{keV}$ a Co-57 și de $1,90\text{keV}$ la linia de 1332keV a Co-60. Electronica asociată detectorului HPGe este de generație nouă, digitală, cu control complet al tuturor funcțiilor de Analizor Multicanal cu un număr maxim de 16384 canale de achiziție, al parametrilor de polarizare a detectorului, de amplificare și formare a semnalelor. În plus, asigură și securizarea datelor și transferul rapid al acestora spre programul de prelucrare spectre, Renaissance-32, de la firma ORTEC.

Lipsa unei contaminări interne semnificative, dar mai ales cronice a fost confirmată și de rezultatele obținute la contorul de corp uman (CCU) pentru personalul selectat. Toate analizele efectuate la IFIN-HH au fost sub Activitatea Minimă Detectabilă (AMD) pentru uraniu natural estimată la o valoare de 15Bq careia îi corespunde o doză efectivă angajată de 2mSv .

3. CONCLUZII

1. Concluzia generală este aceea că în FCN monitorizarea individuală a expunerii la radiații ionizante este eficientă, perfect adaptată specificului unei instalații de producere a combustibilului nuclear pe bază de uraniu natural și în conformitate cu cerințele legilor naționale și ale recomandărilor internaționale.

2. FCN Pitești are propriul Laborator desemnat de CNCAN ca organism pentru măsurători dozimetrice, care funcționează cu bune rezultate de 15 ani, și care a reușit să își îmbunătățească activitatea în fiecare an, lucru dovedit și de exercițiile de intercomparare din anii 2014 și 2018.

3. Dozele măsurate anual pentru personalul FCN sunt ca mărime similare dozelor individuale ale personalului expus profesional din fabrici de combustibil nuclear conform datelor UNSCEAR.

4. Nu s-au înregistrat depășiri ale limitelor de doză efectivă și nici ale limitelor de control administrative (LCA) din FCN.

5. Prin aplicarea în continuare a prevederilor principiului ALARA și prin continua îmbunătățire a procesului de evaluare a dozelor prin comparare cu valori impuse ca *Indicatori de performanță pe securitate nucleară*, considerăm că dozele colective și cele individuale anuale vor scădea în continuare în FCN.

RADON - MONITORIZARE, EVALUARE ȘI PERSPECTIVE ÎN CADRUL FCN PITEȘTI

Marina CUCU (*mcucu@fcn.ro*), **T. IVANA, Nicoleta BRANIȘTE**
Fabrica de Combustibil Nuclear Pitești

REZUMAT:

“Toată lumea este expusă la radiații ionizante din surse naturale și artificiale” - ICRP 103

Radonul a devenit în ultima perioadă un subiect extrem de mediatizat la nivel mondial. Studiile efectuate în ultimele decenii au arătat în mod evident că acest gaz radioactiv este extrem de toxic pentru organism, iar asocierea prezenței lui cu fumatul constituie un factor deosebit de grav pentru sănătate. Este cunoscut că radonul constituie a doua cauză de apariție, după fumat, a cancerului pulmonar în lume. Problematika radonului nu este nouă în cadrul FCN Pitești. Măsurătorile de radon efectuate cu ocazia unor studii de mediu au oferit o imagine asupra nivelului la care se află concentrația radonului în FCN. Prin apartenența la ciclul de combustibil nuclear, fiind plasată după fabricile de conversie și faptul că prelucrează *materie primă nucleară* sub formă de pulbere de UO₂ natural FCN-Pitești trebuie să efectueze monitorizarea la radon pentru a stabili gradul de prezență a acestuia în fabrică. Prin aceasta FCN Pitești este pregătită să urmeze strategia europeană și națională referitoare la radon și de respectare a legislației din România și Uniunea Europeană care reglementează acest domeniu.

Monitorizarea cu privire la radon a aerului din mediul de lucru este stabilită la nivelul fabricii din 2015 conform Manualului de Securitate Radiologică (MSR) și Plan de Control pe Radioprotecție (PCR) și se va detalia în lucrare. Facem mențiunea că această monitorizare se realizează cu aparatura proprie (aparat de măsurare RAD7) pentru determinări interne ale concentrației de radon și nu pe scară largă, se completează fișe de măsurători specifice și se arhivează conform cerințelor specifice. De asemenea am mai avut experiență la monitorizarea radonului cu privire la folosirea unor *detectori pasivi* primiți de la un laborator acreditat care au fost expuși timp de 3 luni în diferite locații din FCN.

În perspectivă odată apariția recentă a *Metodologiei pentru determinarea concentrației de radon în aerul din interiorul clădirilor și de la locurile de muncă* intenționăm să efectuăm măsurători de radon pe baza unor servicii cu firme/laboratoare notificate cu care se ne și intercomparăm și de asemenea să diversificăm mediile de monitorizare adăugând apa și solul.

Cuvinte cheie: radon, materie primă nucleară, monitorizare, detectori pasivi, intercomparare

1. Scurt istoric și noțiuni teoretice

Localitatea Jáchymov din Cehia este situată în nord-vestul Boemiei, pe valea Sankt Joachim, în Munții Metaliferi. Primul caz amintit de literatura de specialitate care menționează cazuri masive de îmbolnăviri de cancer pulmonar este mina Jáchymov unde lucrau peste 800 de mineri (anul 1530). În urma analizelor efectuate de către medici s-a ajuns la concluzia că “boala minerilor”, după cum ulterior a fost denumită, era cauzată de condițiile grele de muncă și de aerisirea precară a minelor în care muncitorii își desfășurau activitățile.

În 1907 din pehlebanda de la mină se obține primul gram de Radium.

În anul 1950 în SUA a început urmărirea stării de sănătate a minerilor (1300 persoane au fost supuse urmărilor medicale). Încercările de a explica inducerea cancerului pulmonar numai prin inhalarea radonului au dat greș, astfel că un an mai târziu, în 1951 s-a introdus ideea că producția de dezintegrare ai radonului ar putea fi agentul cauzator.

În 1971, 20 de ani mai târziu, după îndelungi cercetări, s-a ajuns la următoarele concluzii:

- apariția cancerului pulmonar este legată de durata și de intensitatea expunerii;
- media de vârstă a celor diagnosticați cu cancer pulmonar a fost de 55 ani;
- încărcarea corporală cu radium prin depunere la nivelul osului nu a putut fi demonstrată prin spectrometrie gamma a întregului corp;
- rolul fumatului ca factor determinant sau adjuvant în etiologia cancerului pulmonar nu a putut fi demonstrat.

Radonul (^{222}Rn) este un gaz nobile ce provine din ^{226}Ra , acesta din urmă fiind un produs de dezintegrare al ^{238}U . Uraniul și radiul există în mod natural în scoarța terestră. Fiind gaz, radonul se degajă din sol și are tendința de a se concentra în spații închise precum mine, peșteri, caverne, pivnițe, beciuri sau orice încăperi de la subsol sau parter. Radonul are timpul de înjumătățire de 3,8 zile. Atunci când radonul este inhalat descendenții de viață scurtă ai radonului (^{218}Po și ^{214}Po), care au timp de înjumătățire foarte mic (3,1 minute și respectiv 0,16 milisecunde), ajung în plămâni și emit particule alfa care interacționează cu țesutul uman și pot produce transformări sau deteriorări ale celulelor.

Informațiile cu privire la principalii izotopi ai radonului, izotopii părinte, abundența și perioadele lor de înjumătățire sunt detaliate în următorul tabel.

Tabel 1- Informații Izotopi Radon

Denumirea	Simbol chimic	Izotopul părinte	Capul seriei	Abundența naturală a capului seriei (%)	Timp de înjumătățire
Radon	Rn-222	Ra-226	U-238	99,37	3,82 zile
Thoron	Rn-220	Ra-224	Th-232	100	55,6 s
Actinon	Rn-219	Ra-223	U-235	0,73	4 s

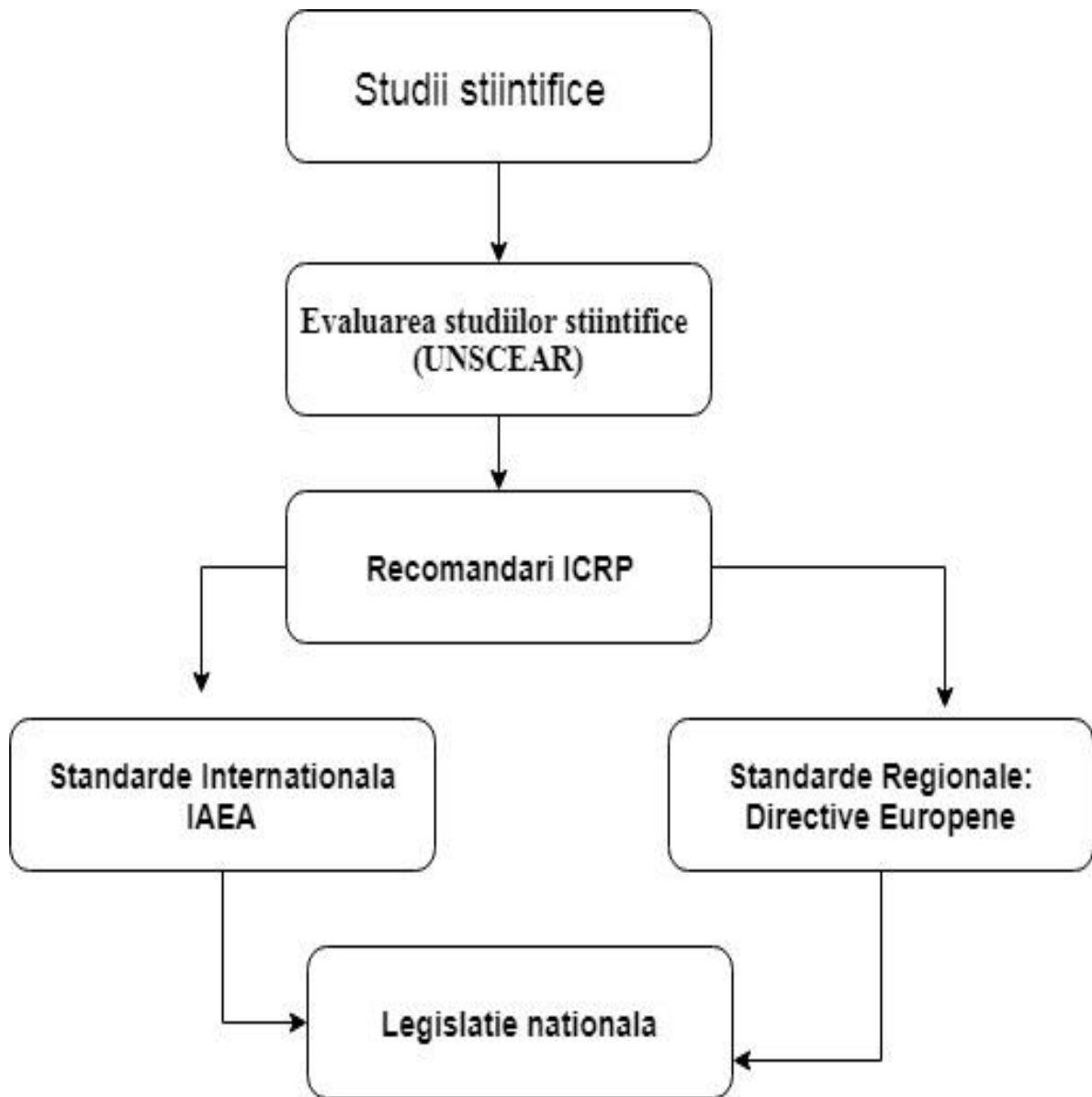
2. Cadru Legislativ – scurtă introducere

“Cadrul de bază al protecției radiologice trebuie să includă cu necesitate atât rațiuni științifice cât și sociale, pentru ca scopul principal al protecției radiologice este să asigure un standard adecvat de protecție pentru oameni fără să limiteze excesiv practicile benefice care produc expunere la radiații” – ICRP 60 (document al Comisiei Internaționale de Protecție Radiologică).

Protecția Radiologică cunoscută înainte ca Radioprotecția (RP – un nume de care ne vom despărți cu greu dat fiind numeroșii ani în care am avut acest termen) este un instrument pentru managementul măsurilor de protecție a sănătății împotriva riscurilor (persoane, populație și mediu) apărute ca utilizare a *radiațiilor ionizante* (dar și neionizante).

Menționăm că încă de la apariția *Strategiei naționale de Securitate și siguranță națională* din iulie 2014 a fost luată atitudine față de problematica radonului, iar apoi prin Legea 63/2018 de modificare a Legii 111/1996 au fost preluate cerințele referitoare la radon ca urmare și a *Directivei 2013/59 EURATOM a consiliului Europei*.

O scurt rezumat în ceea ce privește elaborarea cadrului legislativ în domeniul protecției la radiații la nivel mondial, european și național este prezentat în continuare.



Figură 1- Elaborare cadru legislativ

Legislația din România în domeniul securității radiologice (radioprotecției) este în acord cu sistemul internațional și cu legislația europeană în domeniu și are la bază Legea 111/1996 cu modificările și completările ulterioare și *Normele de bază de Securitate Radiologică* emise de către CNCAN în anul 2018.

3. Reglementări internaționale din domeniu

Pe lângă documentele WHO și UNSCEAR menționăm în primul rând DIRECTIVA 2013/59/EURATOM A CONSILIULUI din 5 decembrie 2013 care are ca puncte de interes:

1. "Abordarea gradată"
2. "Niveluri de exceptare și de eliberare"
3. "Radon"

În ceea ce privește transpunerea: statele membre trebuie să asigure intrarea în vigoare a actelor cu putere de lege și a actelor administrative necesare pentru a se conforma directivei europene până la 6 februarie 2018.

4. Radonul în FCN Pitești

Problematica *radonului* nu este nouă în cadrul FCN Pitești. Monitorizarea cu privire la *radon* a mediului de lucru este bine pusă la punct și se va detalia în continuare. Facem mențiunea că această monitorizare se realizează cu aparatura proprie pentru determinări interne ale concentrației de *radon* și nu pe scară largă, se completează fișe de măsurători specifice și se arhivează conform cerințelor specifice. Valorile măsurate au fost întotdeauna reduse, nedepășind limita ulterior stabilită de cadrul legislative de 300 Bq/m³.

Metodologia pentru determinarea concentrației de radon în aerul din interiorul clădirilor și de la locurile de muncă aprobată prin ORDINUL nr. 185 din 22 iulie 2019, publicat în Monitorul Oficial al României, Partea I, nr. 655 din 7 august 2019 prin Art. 13 precizează : "Pentru măsurările de depistare (*screening*) concentrația de radon se determină de laboratoare desemnate de către Comisia Națională pentru Controlul Activităților Nucleare (CNCAN)."

FCN Pitești se supune noilor reglementări și a început toate demersurile necesare încheierii unui contract de prestări servicii cu un laborator notificat CNCAN.

5. Monitorizare

Baza măsurătorilor efectuate constau în ceea ce s-a stabilit în Manualul de Securitate Radiologică (MSR) al FCN Pitești. MSR, prin conținutul *Planurilor de Control pe Radioprotecție* (PCR) definește modul de măsurare și monitorizare a proceselor care reprezintă *risc radiologic* cu posibil efect asupra sănătății și securității în muncă a personalului FCN, iar Limitele de Control administrative (LCA) impuse dă asigurări că aceste procese sunt ținute sub control. MSR prezintă de asemenea în capitol separate: supravegherea stării de sănătate, transportul materialelor radioactive, managementul deșeurilor radioactive, pregătirea pentru situații de urgență radiologică și *cultura de securitate nucleară* ca domenii ce conțin elemente de securitate radiologică.

Planul de Control pe Radioprotecție, la capitolul Monitorizarea radiologică a mediului de lucru, în cadrul Planului de Control Radon în Aer (PCRA) impune măsurători ale concentrației de Radon în cadrul a 10 locuri/arii de prelevare (menționate mai jos, conform Tabel 2, toate acestea fiind situate la parterul/subsolul clădirii (după cum este și indicat în literatura de specialitate).

Frecvența acestor măsurători este **lunară**, având ca timp de prelevare **1 oră**, iar echipamentul/aparatul de măsurare este **RAD7**. Determinarea concentrației radioactive a

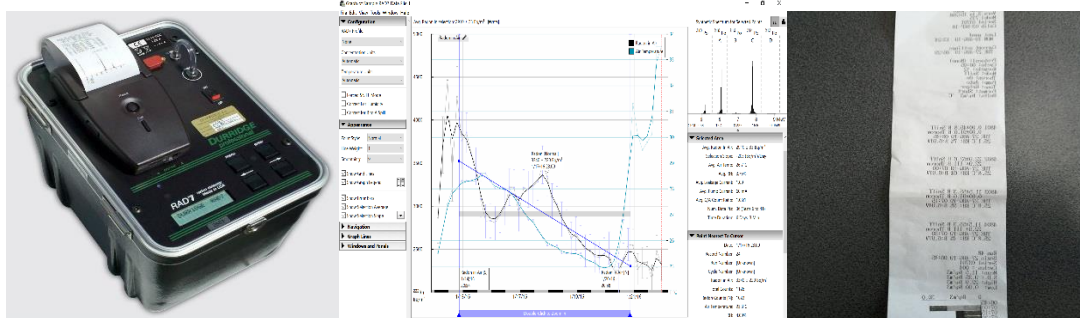
Radonului din aer cu RAD7 se realizează conform indicațiilor din procedura internă a FCN Pitești “*Determinarea concentrației de radon cu aparatul RAD7*”. Valorile rezultate în urma măsurătorilor se vor înregistra în fișa de măsurători specifică.

Tabel 2- Măsurători Radon

Nr. Crt.	Locul Prelevării	Debit	Frecvența	Timp de prelevare	Echipament de măsurare
1	Depozit pulbere Sinterizabila de UO ₂	1 LPM	Lunar	1 h	RAD7
2	Depozit pulbere proaspătă de UO ₂				
3	Camera Alimentare Roll Compactor				
4	Hala I-mijloc				
5	Hala II-mijloc				
6	Hala III-mijloc				
7	Încărcare în teci				
8	Stație de Colectare Deșeuri Lichide Radioactive (SCDLR)				
9	Stația de Colectare și Evacuare Ape Reziduale (SCEAR)				
10	Platforma de Depozitare Temporară (PDT)				

6. Aparatura folosită, interfața aparat-operator

RAD7 este un instrument sofisticat de măsurare utilizat pe scară largă în laboratoare și lucrări de cercetare. Este cel mai simplu detector electronic de radon de utilizat, cu setări preprogramate pentru sarcini comune. RAD7 poate stoca cantități mari de date referitoare la radon pentru imprimarea ulterioară și / sau pentru realizarea de grafice. Analiza pe computer a datelor citite/stocare se poate realiza folosind software-ul gratuit CAPTURE DURRIDGE.



Figură 2- RAD7: aparatura, soft, fișa de rezultate

Cea mai mare valoare înregistrată în FCN Pitești pentru toate măsurătorile efectuate a fost de aproximativ **70 Bq/m³**.

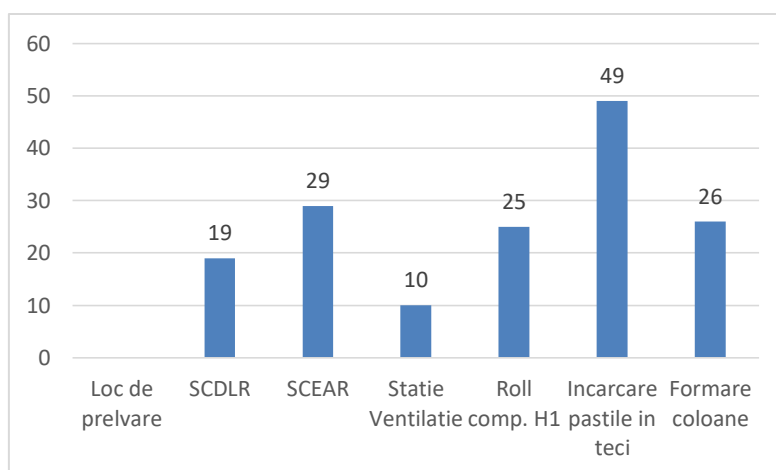
Detectorul RAD7 pe care îl deține FCN Pitești are de asemenea și kit pentru efectuarea măsurătorilor concentrației de Radon în apă.

S-a început efectuarea testelor pentru apa de la sistemul central de alimentare cu apă (apa de la robinet care este declarată ca fiind potabilă) și de asemenea pentru apa de la dozatoarele de apă pe care angajații le au la dispoziție.

Rezultatele măsurătorilor au indicat o valoare medie de **3 Bq/litru**, valoare cu mult sub limita indicată de “*Legea nr. 301/2015 privind stabilirea cerințelor de protecție a sănătății populației în ceea ce privește substanțele radioactive din apa potabilă*”: 100 Bq/litru.

Pe lângă măsurătorile care se efectuează lunar conform Tabelului 2, FCN a apelat și la serviciile laboratorului Radonova (prin intermediul Dositracker), detaliile mai jos:

În 2018, timp de 3 luni, 6 (șase) *detectori pasivi* de Radon au fost expuși în zone de mare interes, locuri de muncă permanente sau temporare; media măsurătorilor a fost de **27 Bq/m³**, cu mult sub **300 Bq/m³** (valoarea de referință din legislația în vigoare). Valorile obținute sunt prezentate în figura de mai jos:



Figură 3-Rezultate

Având în vedere valorile măsurătorilor interne/externe efectuate se va detalia mai jos un exemplu de calcul pentru doza efectivă aferentă unui lucrător expus profesional de categoria A în cadrul FCN Pitești.

Facem mențiunile că:

Valoarea C_{Rn} (concentrația radioactivă a Radonului) pentru efectuarea calculelor s-a considerat a fi cea aferentă postului de lucru "Condiționare-presare", valoarea fiind mediată: **0,2 Bq/m³**.

Literatura de specialitate recomanda folosirea valorii de **2000 h/an** lucrate (durata a expunerii), volumul de aer respirat: **1,2 m³/h** și un consum anual de **700 litri** de apă (menționate în bibliografie).

În termeni simpli, calculul dozei interne (expunere internă) pentru un expus profesional, se efectuează în următorul mod:

$$E_{int} = E_{inh} + E_{ing} \quad (1)$$

Unde a) E_{inh} = Doza efectivă încasată prin **inhalare**

b) E_{ing} = Doza efectivă încasată prin **ingestie**

a1) Inhalare Rn și a descendenților acestuia : E_{hRn}

Doza anuală exprimată ca unitate de măsură în [mSv/an], cauzată de inhalarea de radon și descendenți se calculează după cum urmează:

$$E_{hRn} = C_{Rn} \times t_{exp} \times C_{ech} \times DC \text{ [mSv/year]} \quad (2)$$

C_{Rn} concentrația de radon în aer [Bq/m³]: 27

t_{exp} – durata expunerii [ore /an]: 2000

DC - factor de conversie doza-activitate (mSv/h)/(Bq/m³): $6,3 \times 10^{-6}$

C_{ech} - coeficient de echilibru între Radon și descendenții acestuia: 0.4

Exemplu→

$$E_{hRn} = 27 \times 2000 \times 6,3 \times 10^{-6} \times 0,4 = 0,139 \text{ mSv/an} \quad (3)$$

Împărțind la 12 luni calendaristice ale unui an → **0,0113 mSv/lună**

a2) Inhalare pulberi radioactive aeropurtate: E_{hi}

$$E_{hi} = A_{sp} \times t_{exp} \times V \times DC \div 1000 \text{ [mSv/an]} \quad (4)$$

A_{sp} – activitate specifică sau C_{Rn} [Bq/m³]: 0,2

t – durata expunerii [ore/an]: 2000

V – rata de inhalare [m³/h]: 1,2

DC - factor de conversie doza-activitate [mSv/Bq]: $6,3 \times 10^{-3}$

Example→

$$E_{hi} = 0,2 \times 2000 \times 1,2 \times 6,3 \times 10^{-3} = 3,024 \text{ mSv/an} \quad (5)$$

Împărțind la 12 luni calendaristice ale unui an → 0,252 mSv/lună

Însumând valorile obținute conform ecuațiilor (3) și (5)

$$E_{inh} = 0,139 + 3,024 = 3,163 \text{ mSv/an sau } 0,264 \text{ mSv/lună} \quad (6)$$

b) Ruta acvatică: Ingestia de apă

$$E_{ing} = Cr \times Ir \times DC \text{ [mSv/an]} \quad (7)$$

Cr – Concentrație specifică [Bq/l]: 3×10^{-3}

Ir – consum [L/an]: 730

DC - factor de conversie doza-activitate [mSv/Bq]: $6,3 \times 10^{-3}$

Example→

$$E_{ing} = 3 \times 10^{-3} \times 700 \times 6,3 \times 10^{-3} = 0,0132 \text{ mSv/an} \quad (8)$$

Împărțind la 12 luni calendaristice ale unui an → 0,011 mSv/lună

Însumând valorile obținute conform ecuațiilor (6) și (8)

$$E_{int} = E_{inh} + E_{ing} = 3,163 + 0,013 = 3,176 \text{ mSv/an sau } 0,265 \text{ mSv/lună} \quad (9)$$

Doza efectivă totală se calculează ca sumă dintre doza internă și doza externă atribuită fiecărui expus profesional:

$$E_{\text{total}} = E_{\text{int}} + E_{\text{ext}} \quad (10)$$

Conform rapoartelor interne pe care le întocmim și transmitem la CNCAN, din totalul personalului FCN de 368 de persoane, numai 2 persoane s-au încadrat în intervalul de doză [10-15 mSv/an]. Pentru restul personalului, media valorii dozei externe este 1,4 mSv/an.

Concluzionând cele mai sus menționate și ținând cont că valoarea dozei efective este suma dozei externe și a celei interne:

$$E_{\text{total-mediu}} = 1,4 + 3,176 = 4,756 \text{ mSv/an} \quad (11)$$

$$E_{\text{total-maximum}} = 15 + 3,176 = 18,176 \text{ mSv/an} \quad (12)$$

Nota!

Laborator Radioprotecție și Dozimetrie Personal (LRDP) din FCN este desemnat de CNCAN ca organism dozimetric care realizează supravegherea dozimetrică individuală a lucrătorilor expuși profesional, precum și a lucrătorilor externi, contractorilor, vizitatorilor și organelor de control. Limita de doză pentru expunerea profesională este de 20 mSv pe an. FCN Pitești a luat ca măsură conservativă limita de **15 mSv pe an**, declarată ca Limită de Control Administrativă (LCA). În prezent, FCN **nu** ia în considerare expunerea la radon pentru doza internă a lucrătorilor săi, calculele de mai sus fiind strict demonstrative!

Trebuie ținut cont de faptul ca fondul natural de radiații în interiorul FCN variază în funcție de locul în care se efectuează măsurătorile: în birourile administrative (economic, secretariat etc.) fondul de radiații este mic de 0,10 $\mu\text{Sv/h}$, iar în halele de producție fondul de radiații variază, de ex. în Hala III, în zona mașinilor de rectificat valoarea fondului este de aprox. 0,2 $\mu\text{Sv/h}$.

7. Concluzii și planuri de viitor

- Sistemul de ventilație al FCN Pitești realizează o bună circulație a aerului, lucru demonstrat prin valorile scăzute obținute din măsurători;
- Urmărind pașii de calcul prezentați anterior, dar valoarea concentrația de radon în aer să aibă valoarea limită de 300 Bq /m³, vom găsi o doză anuală provenită din inhalarea Rn + descendenții de termen scurt :
 $E_{\text{hRn}} = 1,55 \text{ mSv / an}$ (de 11 ori mai mare);
- Calculele au fost efectuate folosind valorile medii ale activității specifice (Asp). Există locuri de muncă unde $Asp = 0,008 \text{ Bq/m}^3$ care conduce la valori E_{hRn} foarte scăzute;
- Nu toți lucrătorii expuși profesionali au expunere internă și externă;
- Până în prezent, FCN Pitești nu a depășit limita impusă de norme, nici măcar propria sa limită conservativă (LCA);
- Măsurătorile efectuate reprezintă o introducere în explorarea impactului expunerii la radon asupra lucrătorilor expuși profesional și a populației. Rezultatele sunt preliminare și oferă intervale indicative pentru concentrația de radon în aer.
- Metodologia din 22 iulie 2019 pentru determinarea concentrației de radon în aerul din interiorul clădirilor și de la locurile de muncă Aprobata prin ORDINUL nr. 185 din 22 iulie 2019, publicat în Monitorul Oficial, Partea I, nr. 655 din 7 august 2019 impune măsurători efectuate în cadrul clădirilor/atelierelor etc. efectuate de către un Laborator Notificat CNCAN, astfel că FCN Pitești a început toate demersurile necesare încheierii unui contract de prestări servicii cu un astfel de laborator. Inițial măsurătorile vor fi cele de screening (depistare), ca mai apoi, dacă este cazul să se decidă următorii pași: măsurători de urmărire a concentrației, măsurători de minimizare a acesteia etc.

LUNG PROTECTION AND TREATMENT PLANNING IN RADIOTHERAPY FOR MALIGNANT PLEURAL MESOTHELIOMA (MPM)

A. I. BOGMIS¹(*bogmis.ai@medphysics.fr*), A.R. POPA², D. ADAM²,
V. CIOCALTEI², N.A. GURALIUC², F. CIUBOTARU², and
I. C. CHIRICUTA²

¹University of Bucharest - Faculty of Physics - Department of Electricity, Solid State Physics & Biophysics, Romania ²Amethyst Radiotherapy Center, Otopeni, Romania

PURPOSE / OBJECTIVE

Malignant pleural mesothelioma (MPM) is an aggressive cancer of the pleural surface, caused by prior asbestos exposure, but other causes have been reported. Radiotherapy (RT) treatment planning (TP) of MPM with intact lungs is challenging not only due to the large size and the complex shape of the target volume (TV), but also because of the difficulty to distinguish the tumor from non-malignant radiographic abnormalities in addition to the need to spare organs at risk (OARs) within and in the vicinity including the ipsilateral lung to protect from ionizing radiation. Surgery, chemotherapy and RT are the available main therapies used alone or combined in a multimodality setting for MPM. Target volume delineation (TVD) plays a key role in the RT treatment of MPM.

The purpose of this study was to plan an irradiation of target volume around an organ at risk as the whole involved lung pleural space. A Volumetric Modulated Arc Therapy (VMAT) treatment planning on a Pinnacle³ treatment planning system (TPS) was used.

TUMOR BOARD INDICATION (TBI) - IMAGING FOR TVD

The chain of procedures in a modern radiation treatment process that must be followed to guarantee the safety of the patients by making sure they are protected from overexposure to ionizing radiation is the following.

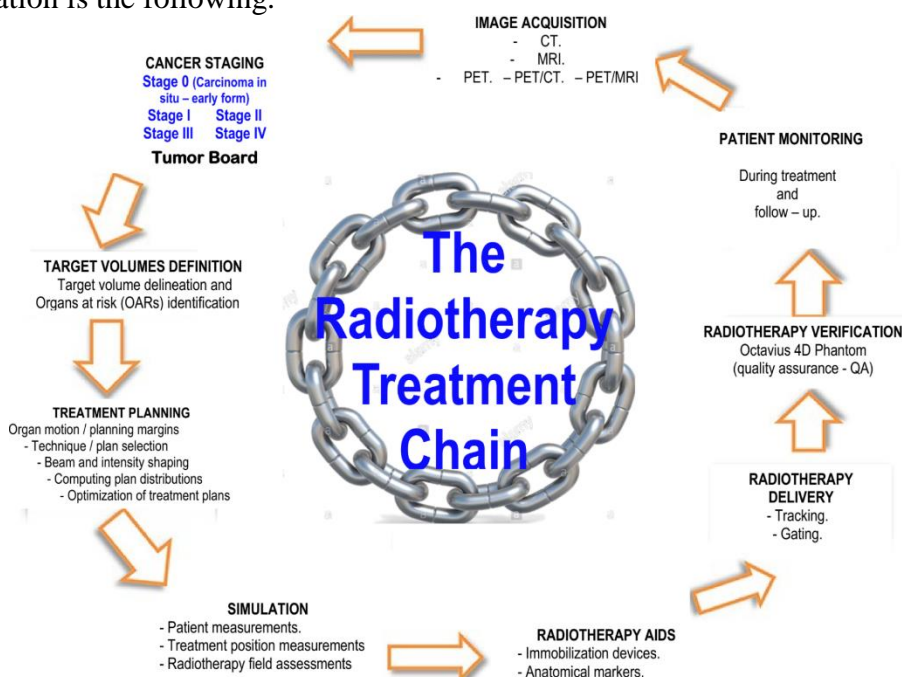


Fig. 1. Sequential process of planning and delivery of radiotherapy as applied at AMETHYST Radiotherapy Center of Bucharest.

MATERIALS AND METHODS

Elekta Synergy LINAC 6 MV photons, 80 leafs MLCi2 was employed. CT images from a 58-year old female patient with an ovarian cancer were imported via DICOM into the Pinnacle³ 9.0 (Philips, Fitchburg, WI) TPS and used as a model to simulate a patient with MPM in actual clinical conditions. Then, OARs and two TVs: clinical target volume (CTV) and planning target volume (PTV) were delineated manually on the TPS with a margin of 5 mm following instructions from the TVD Guidelines in MPM [1]. Using the inverse planning method, VMAT plans were generated using two coplanar arcs with gantry rotation angles of 178°-182° on the TPS. The collimator angles of each arc were set to 90° and Octavius[®] 4D phantom with a 2D-array 729 detector used for the quality assurance (QA). The initial prescribed dose was 52.92 Gy reduced later during the optimization process to 45 Gy in the PTV for 25 fractions resulting to 1.8 Gy per fraction. The ipsilateral involved lung should be spared optimally.

DOSE CONSTRAINTS OF ORGANS AT RISK (OARs)

For the treatment of malignant pleural mesothelioma (MPM) with intact lung, the target volume for radiotherapy (RT) includes the entire visceral and parietal pleura of one lung. These structures form a circumferential envelope around the lung, extend along fissures between lobes of the lung, and are attached to ipsilateral, pericardial, and diaphragmatic surfaces. Therefore, a tumoricidal dose of RT for gross disease is > 60 Gy, but the normal tissue tolerance of the adjacent organs is much lower. The following figure presents the whole organ tolerances for these structures.

<i>Target</i>	<i>Dose-Volume Constraints</i>	<i>Weight</i>	TARGET / ABSORBER	TUMORICIDAL RADIATION DOSE
PTV	Min dose 50 Gy, to 98% volume	100	Gross disease (MPM)	> 60 Gy
	Max dose 53 Gy	100		
	Uniform dose 50.5 Gy	100		
<i>Normal Tissue</i>	<i>Dose-Volume Constraints</i>	<i>Weight</i>	Adjacent organs / Organs at risk (OARs)	Normal tissue radiation dose tolerance
Spinal cord	No portion may receive 45 Gy	75	Lung	18 - 20 Gy
Contralateral lung	$V_5 < 40\%$	10	Heart	40 Gy
	$V_5 < 60\%$	15	Liver	30 Gy
Whole lung	$V_{20} < 28\%$	13	Stomach	50 Gy
	$V_{30} < 20\%$	10	Kidney	18 - 20 Gy
Heart	$V_{30} < 40\%$	10	Spinal cord	45 - 50 Gy
Ring	Max dose < 51 Gy	10	Brachial plexus	50 Gy

Fig. 2. Table a: TP objectives for VMAT & IMRT plans [2].

Table b: Doses constraints for OARs [3]

RESULTS

From the CT images, TVs and OARs were delineated (contoured) manually.

Some of the slices showing our delineation, the treatment plan and the dose distribution are presented below in the three planes. The result of the treatment planning verification is also presented.

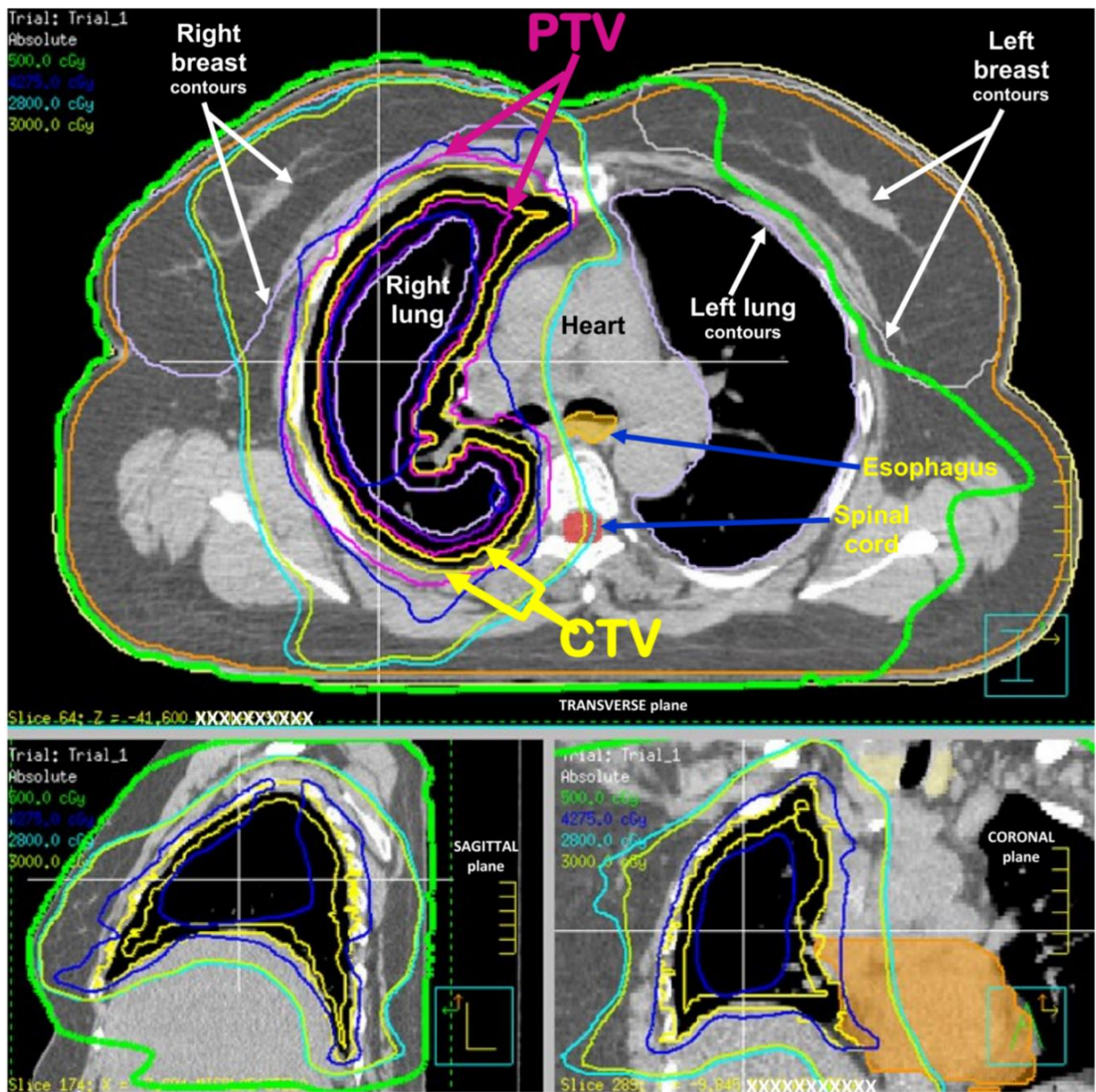


Fig. 3. This is the result of our manual contouring from the TPS: TVs and OARs delineation are displayed on one of the many CT slices showing the transverse, sagittal and coronal planes. The different colored lines indicate the delineated TVs (PTV & CTV) and OARs (both lungs, both breasts, the Esophagus, the spinal cord and the heart).

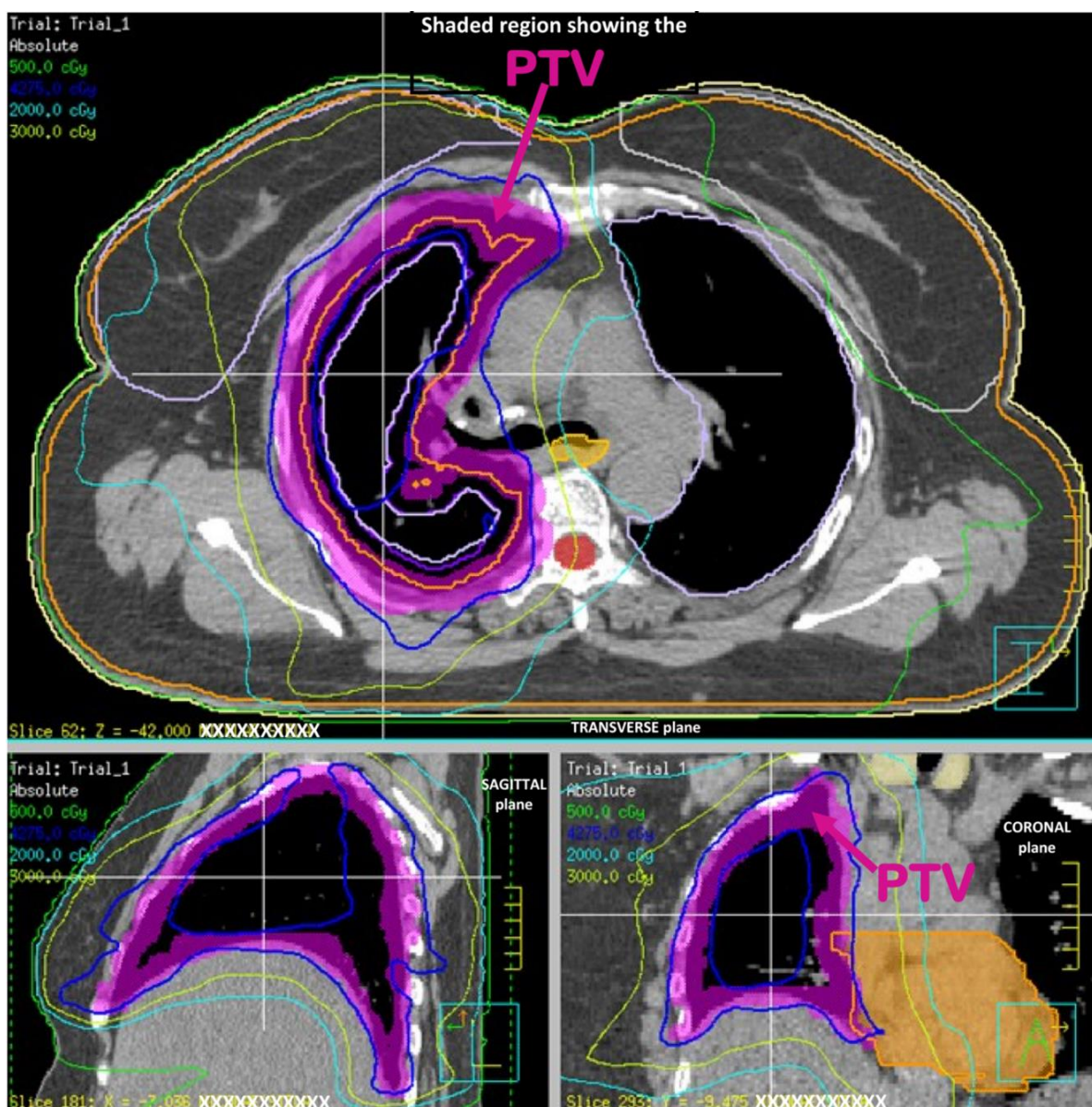


Fig. 4. The dose distribution within the PTV is presented here in the shaded region in magenta color filling its delineated region / volume as showed in Figure 3. The 3 planes: transverse, sagittal & coronal are presented.

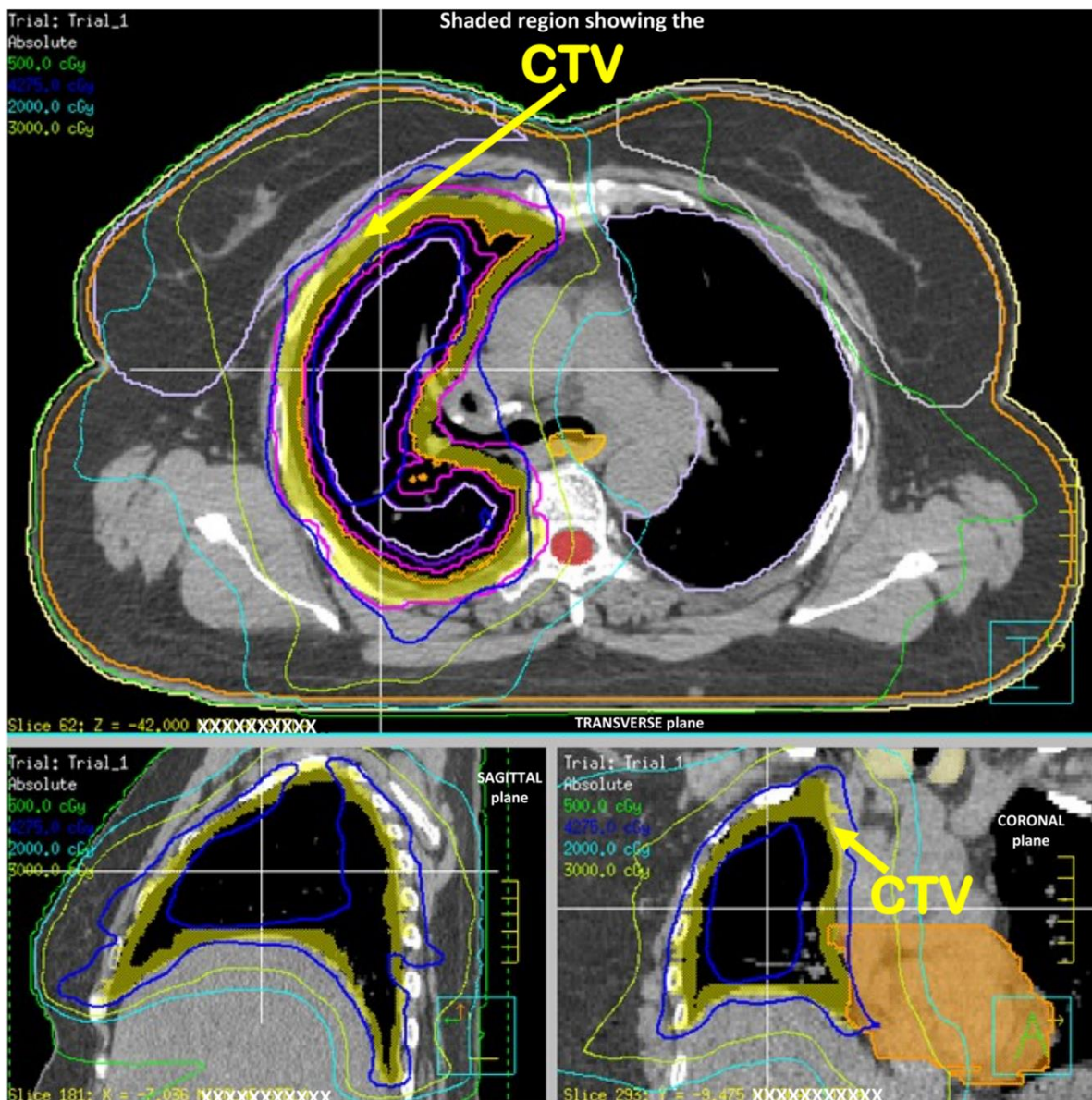


Fig. 5. The dose distribution within the CTV is presented here in the shaded region in yellow color filling its delineated region / volume as showed in Figure 3. The 3 planes: transverse, sagittal & coronal are presented.

Octavius® 4D was used for the verification of the dose distribution and the calculated and measured doses compared using Verisoft [4]. The Gamma volume analysis with criteria of 5 mm distance to agreement and 5% dose difference yielded the gamma passing rate = 99.9% (results and succeeded voxels). The reference isodose was 42.75 Gy with the coverage constraints for the PTV D95 and V95 = 95.5% of the prescribed dose (45 Gy). The remaining dosimetric parameters met the recommendations from the clinically acceptable guidelines for the RT treatment of MPM and the sparing of the involved lung as presented below.

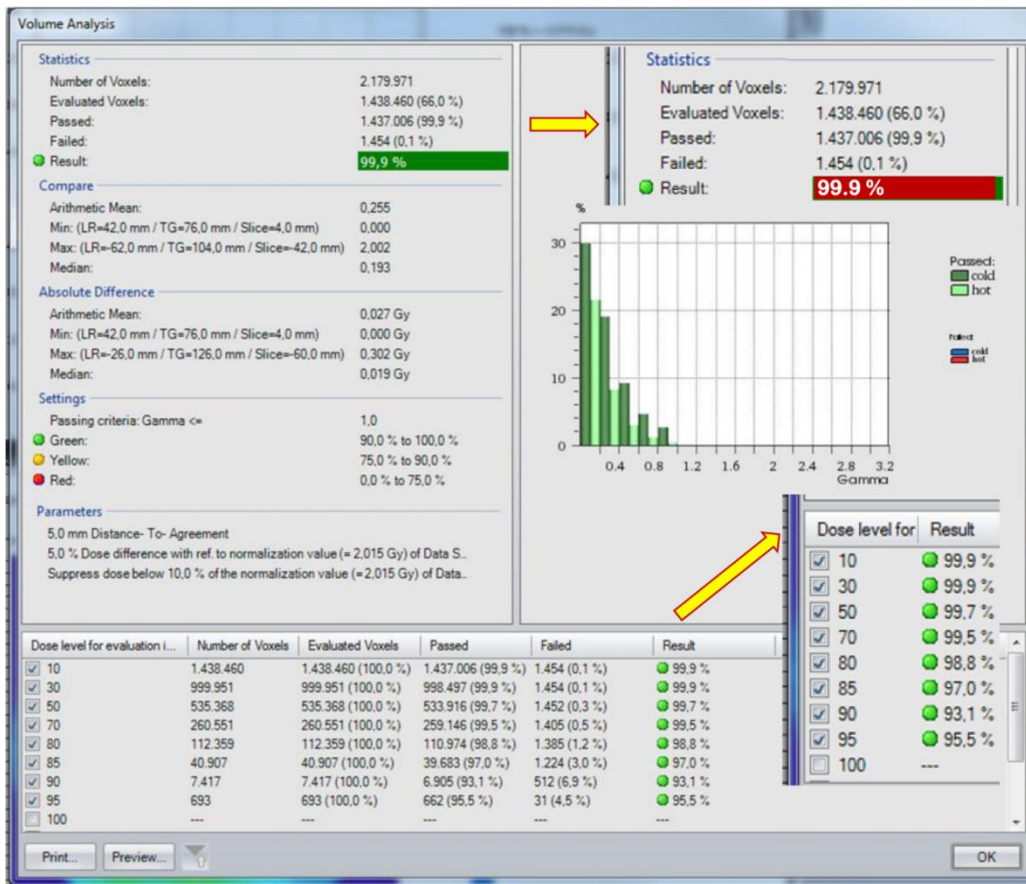


Fig. 6. Octavius® 4D Measurements analysis - the Volume Analysis.

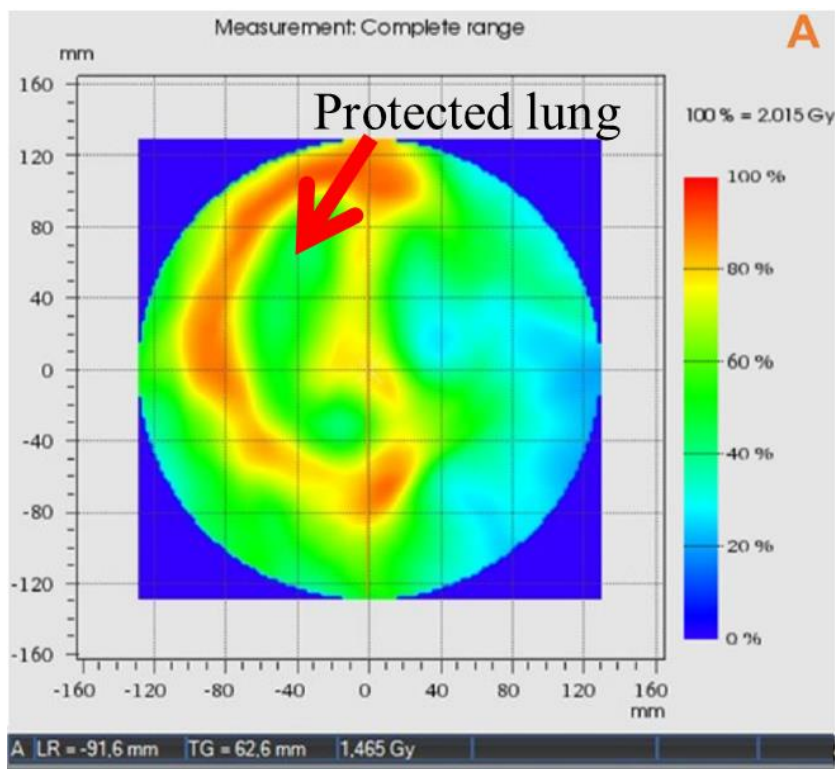


Fig. 7. Measured dose distribution –PTV 45

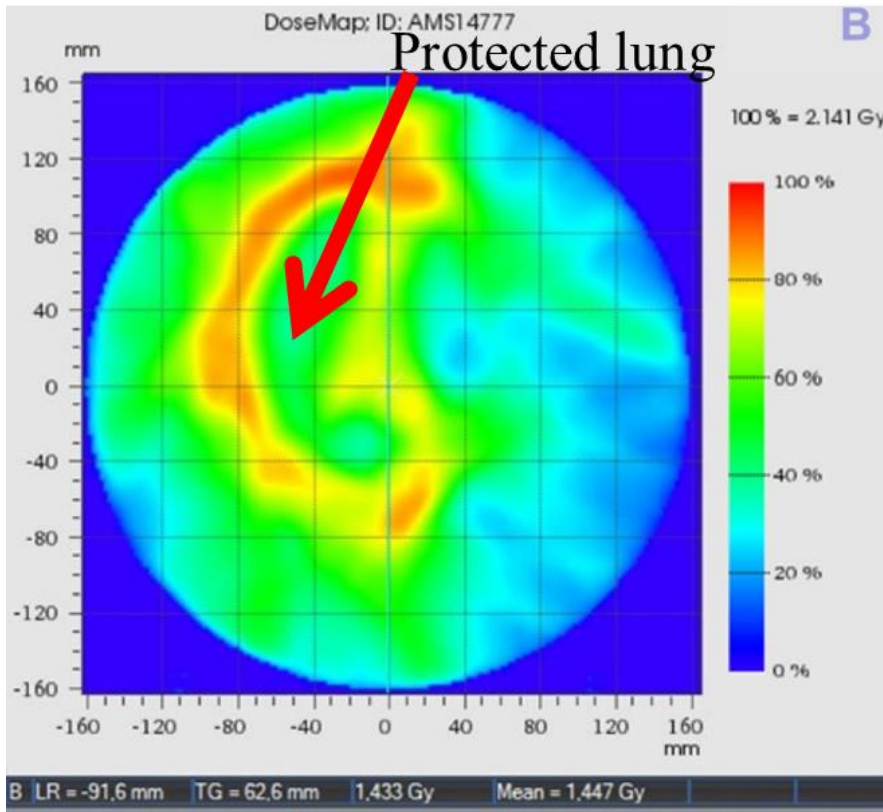


Fig. 8. Calculated dose distribution – PTV 45

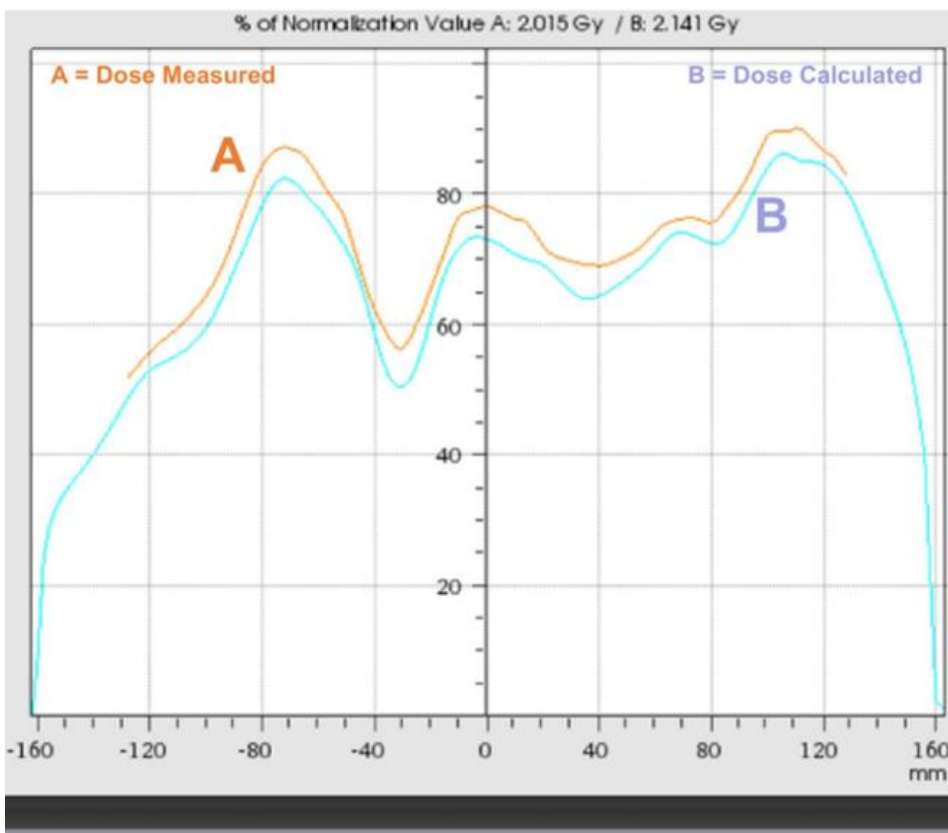


Fig. 9. Dose profile lines taken across both the measured and calculated dose distributions at TG direction for VMAT treatment planning – PTV 45.

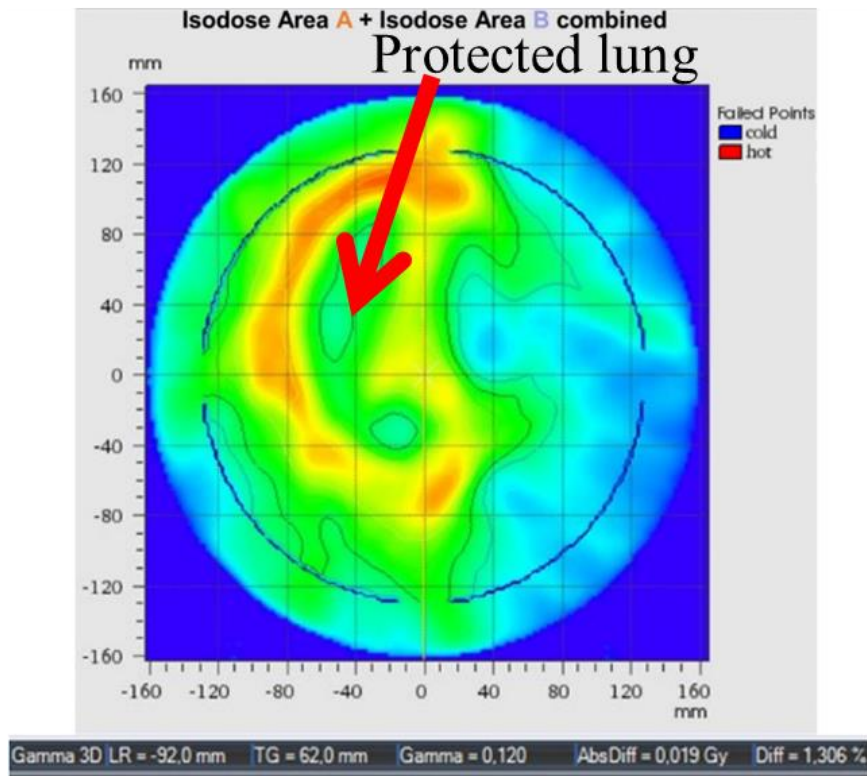


Fig. 10. Evaluation / Combined measured and calculated dose distribution – PTV 45.

DISCUSSION

The following table compares our results with others from literature to show how consistent is the treatment plan developed and the protection of the involved lung realized. Our model for malignant pleural mesothelioma treated by radiotherapy is related to a case of a patient with intact lungs (i.e. no surgery) while the other results presented for comparison combined radiotherapy (with boost in few cases) with surgery and in some cases chemotherapy.

Parameters	Our results	Comparison with other results and techniques from external authors				
		VMAT 02 arcs	3D-CRT	IMRT	VMAT 02 arcs	Tomo-therapy
PTV receiving 95% of the prescribed dose.	95.5	85 ± 5.9	94.8 ± 3.0	96.4		
Prescribed dose (Gy) to the PTV	45	45.5	45.5	45.5	56	52.6
Max dose to Spinal cord (< 45 Gy)	44.406	42.9	43.0	44.1		
Mean dose to ipsilateral kidney	1.683 ± 4.597	11.0 ± 5.7	12.4 ± 6.1	6		
Mean dose to liver	8.91 ± 11.78	5.2 ± 6.5	14.8 ± 6.4	16.7		
Mean dose to heart	24.02 ± 8.94	17.1 ± 10.5		11.4		
Mean dose to lung	18.17 ± 7.13	1.2 ± 0.9	5.2 ± 0.9	5.1		
<i>Sources:</i>	(^a)	[5] (^b)	[6] (^c)	[6] (^c)	[7] (^d)	[8] (^e)

(^a) No surgery, i.e. MPM model for a case of a patient with intact lungs.

(^b) SURGERY: Radiotherapy adjuvant treatment after pleuropneumectomy. [5]

(^c) SURGERY: Radiotherapy after extrapleural pleuropneumectomy. [6]

(^d) Pilot study: Different types of surgery and chemotherapy for different patients. [7]

(^e) Trimodality treatment = surgery included. [8]

Fig. 11. DVH details comparing dosimetric factors for VMAT, intensity modulated radiation therapy (IMRT), 3D conformal radiotherapy (3D-CRT), Tomotherapy and Proton therapy plans in the treatment of MPM.

CONCLUSION

Using a well-defined TV and an adequate irradiation technique as VMAT, an acceptable treatment plan (TP) with the protection of the involved lung parenchyma was achieved. We obtained a high agreement between the 3D dose reconstructed by the Octavius[®] 4D and the dose calculated from the TPS. Our results compared to similar ones from publications show that the TP developed is consistent.

REFERENCES

1. G. Ozyigit et al. (eds.), DOI 10.1007/978-3-319-28761-4_19
2. Runxiao et al.: VMAT for malignant pleural mesothelioma. *Journal of Applied Clinical Medical Physics*, Vol. 17, No. 2, 2016.
3. *Adult Chest Surgery*, 2nd Ed. McGraw-Hill, Year: 2015, ISBN: 0071781897, 9780071781893. Author(s): David Sugarbaker, Raphael Bueno, Yolanda Colson, Michael Jaklitsch, Mark Krasna, Steven Mentzer.
4. VeriSoft - IMRT plan verification software.
5. Krayenbuehl, J. et al. doi:10.1016/j.ijrobp.2007.07.2370
6. Krayenbuehl, J. et al. doi:10.1120/jacmp.v14i4.4130
7. Fodor A, et al. DOI 10.1007/s00066-011-2234-6
8. Lorentini, S. et al. doi:10.1007/s00066-011-0038-3

- IRPA News -

From:



The International Commission on Radiological Protection (ICRP), the Australasian Radiation Protection Society (ARPS) and Australian Radiation Protection and Nuclear Safety Agency (ARPANSA) welcome you to the 5th International Symposium on the System of Radiological Protection (ICRP2019), which will be held during 17-21 November 2019 in Adelaide, South Australia! ICRP2019 features a keynote address from Prof. Brendan Murphy, Chief Medical Officer of the Australian Government and some about 30 invited talks by world renowned scientists on various topics related to “Mines, Medicine, and Mars”. Registrations are well under way. We encourage all to register before 1 August 2019, taking advantage of the early bird rate. Organisations looking to sponsor ICRP2019, or attend as an exhibitor, are encouraged to visit the ICRP2019 website, or, contact Kelsey Cloutier (kelsey.cloutier@icrp.org), Development and Communications Manager for ICRP.



The International Congress Organising Committee (ICOC) is delighted to announce that “Abstract Submission” for IRPA15 is open! All abstracts are to be submitted online through the Congress website: <https://www.irpa2020.org/>. Topics for abstracts are available on the website. The Congress will offer 8 plenary and 20 topical sessions, as well as 25 refresher courses. The plenary sessions are: 1). Sievert Lecture; 2). Current Science: Radiation Health Effects; 3). The Future of the System of Protection; 4). Radiation Protection Culture [Radiation Safety Culture]; 5). Non-ionizing Radiation: Developing the System of Protection; 6). Fukushima; 7). Public Understanding; and 8). Ethics. Updates for the Congress will be shared through Facebook, Twitter and Youtube. Make sure you follow and like IRPA pages!

The second announcement for the IRPA15 has been released. It provides key information on many aspects of the congress, including the programme and abstract submission. Please download the documents for details and feel free to share them with your colleagues. Also, please keep your eyes on the website (<http://www.irpa2020.org>).



From Romania, Miss Ruxandra Săpoi was chosen in the IRPA15 ICPC-CG (International Congress Programme Committee – Corresponding Group).



Chinese Society of Radiation Protection (CSRP) is a national non-profit organization dedicated to radiation protection science and technology. It was formally founded in 2013. The predecessor of CSRP was the radiation protection branch of Chinese Nuclear Society (CNS), which was established in 1980.

CSRP is an associate society of the International Radiation Protection Association (IRPA). The objectives of CSRP are to advance knowledge and practices in radiation protection and to facilitate communications in the radiation protection community in China. Activities include coordinating academic exchanges, providing technical consultations, promoting advanced technologies, facilitating international cooperation, protecting legal rights and interests of its members, communicating with the public, advising to the government authorities, managing projects, and coordinating technical training. Currently, CSRP has four working committees and 13 topical subcommittees:

Working Committees: 1). Committee on Science and Technology (CSRP/CoST); 2). Finance Committee; 3). Committee on International Cooperation and Exchange; 4). Panel of Youth.

Topical Subcommittees: 1). Committee on Protection Against Natural Radiation (CSR/CPCR); 2). Committee on Nuclear and Radiation Emergency (CSR/CNRE); 3). Committee on Radiation Environment Monitoring and Assessment (CSR/CREMA); 4). Committee on Radiological Health (CSR/CRH); 5). Committee on Radiation Protection in Nuclear Fusion (CSR/CRPNF); 6). Committee on Radioactive Waste Management and Nuclear Facility Decommissioning (CSR/CRWMNFD); 7). Committee on Radiation Protection in Nuclear Facilities (CSR/CRPNF); 8). Committee on Ionizing Radiation Metrology (CSR/CIRM); 9). Committee on Radiation Protection for Particle Accelerator (CSR/CRPPA); 10). Committee on Education and Popular Science (CSR/CEPS); 11). Committee on Radioecology (CSR/CRE); 12). Committee on Radiation Protection for Transuranium Elements (CSR/CRPTE); 13). Panel of Radiation Protection for Radioactive Materials Transportation Safety (PRPRMTS).

CSR has its Secretariat office run by China Institute for Radiation Protection (CIRP) with Ms. Niu Yujuan as contact point at niuyujuan@cirp.org.cn. CSR welcomes collaborations with other Associate Societies in the IRPA family!



- I A E A N e w s -



13 September 2019:

63rd IAEA General Conference to Begin on Monday; Acting DG Calls for Renewed Commitment to Mandate



Strengthening the effectiveness of safeguards implementation and making more use of nuclear science and technology for development are some of the topics that delegates from the IAEA's Member States will discuss at the Agency's 63rd General Conference in Vienna from 16-20 September.

"At this General Conference, we need to show renewed commitment to the peaceful, safe and secure use of nuclear technology around the world," said Acting Director General Cornel Feruta, who has led the Agency since the death of Director General Yukiya Amano in July. "The General Conference is a great opportunity for Member States to review our activities, exchange experiences and pave the way forward for the Agency. I look forward to welcoming participants from all parts of the IAEA community next week."

"These are not normal times for the Agency," Mr Feruta added. "I am grateful to Member States for their strong support and to IAEA staff for their continued dedication during these testing times. We will continue to focus on delivering the best possible service to our Member States."

Many of the IAEA's 171 Member States will be represented at the meeting, including at ministerial level. Agenda items include the application of IAEA safeguards in the Middle East and in the Democratic People's Republic of Korea, as well as issues related to radiation safety and ways of strengthening the Agency's technical cooperation activities.

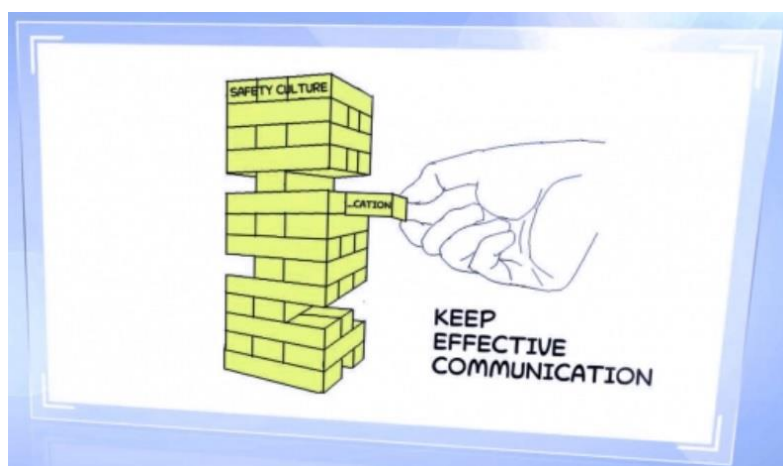
Delegates will discuss the IAEA's annual report and financial statements for 2018 and are expected to approve its programme and budget for 2020-2021.

The Conference will elect 11 new members to the IAEA's 35-member Board of Governors.

The complete list of documents provided to delegates is available [here](#). General Conference sessions in the Plenary Hall, including the statements of officials and delegates, will be livestreamed.

13 September 2019:

Winners in IAEA Competition Highlight How to Strengthen Radiation Safety Culture in Medicine



Three digital projects that showcase how healthcare professionals building a strong radiation safety culture won the top prizes in the IAEA competition [Towards a Strong Radiation Safety Culture in Medicine](#). The winners, from [Greece](#), [the United States](#) and [New Zealand](#), were selected among more than 100 submissions.

The competition entries were judged on their relevance to safety culture, on the clarity of their messages and on innovation in their presentation of the content. Anastasia Sarchosoglou from Greece placed first, followed by Leah Kayomi Schubert from the United States and Darin Steven O’Keeffe from New Zealand. All three will be invited to travel to Vienna in January 2020 to present their projects at the launch of a new IAEA training course on radiation safety culture in medicine.

“We have received many innovative and engaging submissions from all corners of the world. The high interest indicates a wide understanding of the need to use creativity to prevent errors in radiology, nuclear medicine and radiotherapy,” said Debbie Gilley, IAEA Radiation Protection Specialist.

Safety culture encompasses people, their attitudes, and how they shape relationships in daily work. In medicine, it involves qualified staff who prioritize the safety of patients.

“We decided to participate in the competition because we have seen that many problems in healthcare arise due to the lack of safety culture,” said competition winner Sarchosoglou, a radiographer from General Oncological Hospital of Kifisia in Greece, who developed a project together with Rodanthi Karavelaki.

The winning entries will be used as part of a training programme the IAEA is developing to support governments, diagnostic imaging and radiotherapy facilities and professional organizations in their efforts to strengthen their radiation safety culture in medicine. The programme addresses 10 safety traits that are essential for improving radiation safety culture in medical institutions.

Sarchosoglou highlighted safety communication in her project. “We created a video related to this particular trait because we strongly believe that without effective communication, a safety culture could not be developed at all,” she said. Her entry highlights how communication barriers can lead to misunderstandings and offers communication tips for health professionals.

The other two winners focused on leadership and the importance of a questioning attitude. Schubert showed the impact of her hospital’s habit of designating one month per year as

Safety Month. During that month, annual safety training is conducted, and safety topics and new initiatives communicated.

O’Keeffe used his project to underline the importance of challenging colleagues’ assumptions and offer contradicting views when something appears to be wrong. In some cases, he recommends that a time-out be called to improve safety.

The other traits of safety culture in medicine are: personal accountability, decision-making, respectful work environment, continuous learning, problem identification and resolution, environment for raising concerns, and functioning work processes in place.

On 17 September, which has been designated [International Patient Safety Day](#) by health stakeholders, the IAEA will host a panel discussion on safety culture involving a medical director, a cancer survivor, a radiologist and a radiation protection specialist. The discussion is an [IAEA General Conference](#) side event and will be livestreamed on [Facebook](#) and [Twitter](#).

10 September 2019:

Call for Papers: International Conference on Nuclear Knowledge Management and Human Resources Development



Interested contributors have until 15 December 2019 to submit abstracts for the [IAEA International Conference on Nuclear Knowledge Management and Human Resources Development: Challenges and Opportunities](#), to be held in Moscow from 15 to 19 June 2020.

Development and management of human resources in the nuclear field are crucial factors for its safety and sustainability. The IAEA supports Member States in improving their capabilities to develop and maintain a competent workforce and in ensuring that critical knowledge and skills are transferred in all phases of the life cycle of nuclear facilities.

The programme of this conference has been developed using an integrated approach to human resources development and nuclear knowledge management to better serve the needs of Member States. It will be the first IAEA conference which addresses jointly topics on both nuclear knowledge management and human resources development.

Topics covered will include:

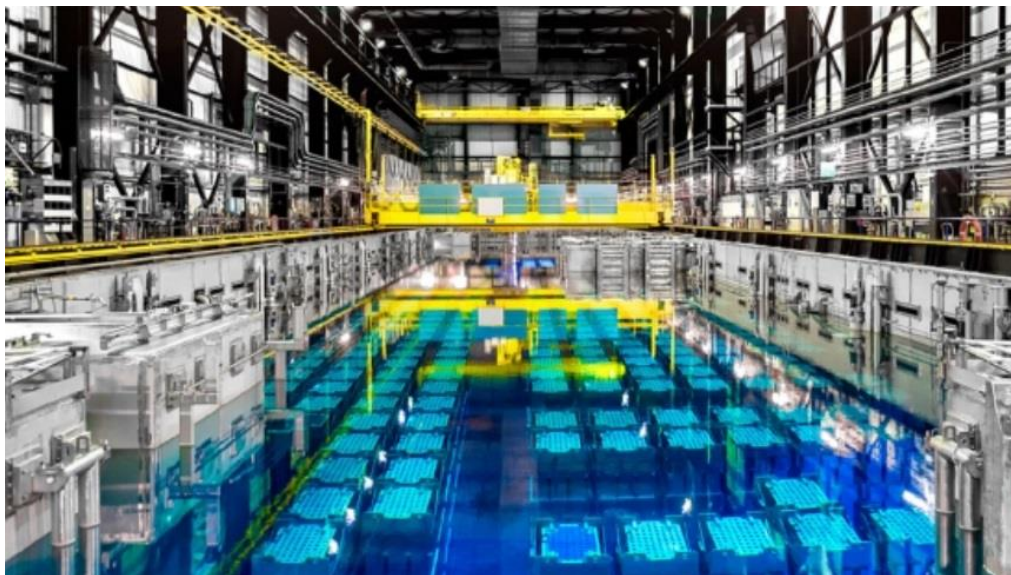
- nuclear knowledge management (NKM), across the nuclear facility life cycle and within nuclear regulatory organizations, including strategies and policies to support NKM methodologies and implementation approaches

- learning and development for human resources, including nuclear education and outreach, human resources planning, competency mapping and management as well as building a learning culture in nuclear organizations;
- digital transformation to support human resources development and nuclear knowledge management, including simulators for the education and training of a nuclear workforce and plant information models;
- nuclear information management, including technology to support new trends in information, records and data management, and knowledge organization systems.

Anyone wishing to present a paper at the conference — either orally or in the form of a poster — must submit an abstract in electronic format through the conference’s web-based file submission system ([IAEA-INDICO](#)) by 15 December 2019. Paper copies cannot be accepted and the instructions on the format of the submissions must be closely followed in order for the abstract to be considered by the Programme Committee.

04 Sep 2019:

France's Efficiency in the Nuclear Fuel Cycle: What Can 'Oui' Learn?



With 58 nuclear power reactors producing nearly 72% of France’s electricity in 2018, France is one of the countries with the highest share of nuclear power in its energy production. Along with this energy, however, France’s nuclear fleet is also responsible for producing a significant amount of spent fuel and radioactive waste.

The strength of France’s national spent fuel policy, in addition to tight legislation and a strong regulatory body, can be attributed to the standardization of its nuclear fleet and the policy of recycling its spent fuel, French experts have said. This leads to an efficient and secure supply and a reduced radioactive waste burden.

In France, all operating units are pressurized water reactors of just three standard types, all designed by Framatome: three-loop 900 MWe (34 reactors), four-loop 1300 MWe (20 reactors) and four-loop 1450 MWe (4 reactors). French nuclear power reactors, therefore, have the highest degree of standardization among countries with large nuclear fleets. This also translates into a standardized approach when dealing with the back end of the nuclear fuel cycle, which involves spent fuel and waste management, decommissioning, and environmental remediation.

To manage the nearly 1150 tonnes of spent fuel it produces every year, France, like several other countries, decided early on to close its national nuclear fuel cycle by recycling or reprocessing spent

fuel. In doing so, the French nuclear industry can recover uranium and plutonium from the used fuel for reuse, thereby also reducing the volume of high-level waste.

The nuclear fuel recycling process involves converting spent plutonium, formed in nuclear power reactors as a by-product of burning uranium fuel, and uranium into a “mixed oxide” (MOX) that can be reused in nuclear power plants to produce more electricity.

“The recycling of spent fuel is a major element of the strategy of the French nuclear sector, which has more than 30 years of industrial experience,” says Denis Lépée, Senior Vice President and Head of the Nuclear Fuel Division at EDF, the French electric utility company that operates the country’s nuclear power plants.

“This makes it possible to limit the volume of materials and to minimize waste, while conditioning it in a safe way. This strategy, which is an important pillar of France’s overall nuclear electricity production, makes a significant contribution to the country’s energy independence.”

Through recycling, up to 96% of the reusable material in spent fuel can be recovered. In its 6th National Report under the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, France states that the national policy of recycling spent fuel has meant that it needs 17% less natural uranium to operate its plants than it would without recycling.

Orano, the French company in charge of nuclear fuel cycle activities that provides the fuel for and manages the waste from the country’s nuclear power plants, has stated that its strategy is to reprocess spent fuel while optimizing the energy yield of nuclear fuel. Reprocessing is carried out at the La Hague reprocessing plant and at Marcoule MOX fuel manufacturing plant.

Since the start of operations in the mid-1960s, the La Hague plant has safely processed over 23 000 tonnes of spent fuel — enough to power France’s nuclear fleet for 14 years.

Used fuel assemblies from various nuclear power plants are transported to La Hague, where they are kept in a storage pool. Components from the spent fuel are then separated and recyclable materials are recovered. At the Melox facility, plutonium is remixed with depleted uranium to produce MOX fuel.



Map of French nuclear facilities (Source: EDF, CEA)

This reprocessing–recycling strategy requires close and regular coordination between the various industrial actors, said John Czerwin, Senior Vice President of Marketing and Sales Support at Orano. These actors include those who manage reactors, fuel and disposal infrastructures, ensuring the coherence of the integrated industrial system.

“This confirms the benefits of this strategy: first, maintaining limited nuclear waste; second, saving uranium resources by enhancing the reuse of materials; and finally, preparing for the future in order to strengthen France’s energy independence and guarantee the sustainability of nuclear energy,” Czerwin adds.

The French Safety Authority (ASN) regularly assesses the safety impact of this approach.

02 Sep 2019:

IAEA Advises Bangladesh on Potential Use of Nuclear Technique to Fight Dengue Mosquitoes



Aedes mosquitoes transmit diseases such as dengue, zika and yellow fever. (Photo: D. Calma/IAEA)

Experts from the International Atomic Energy Agency (IAEA) and the World Health Organization (WHO) have helped Bangladesh assess the current dengue outbreak in the country and draw up a plan to test a nuclear technique to suppress the mosquitoes spreading the disease.

At the request of the Government, the IAEA and WHO experts recently visited the capital Dhaka and met officials from the Ministry of Health and Family Welfare and the Ministry of Science and Technology to discuss the possibility of using of the Sterile Insect Technique (SIT). The SIT is a type of insect birth control that uses radiation to sterilize male insects. These are released in large numbers to mate with wild females, which then do not produce any offspring, reducing the target insect population over time.

The experts agreed with Bangladesh officials on a four-year workplan that includes the selection of a pilot site for the release of sterile male mosquitoes in 2021-22, and a schedule for IAEA technical assistance, in partnership with the Food and Agriculture Organization of the United Nations (FAO), to train national staff, upgrade existing facilities to mass rear and sterilize the insects, and collect baseline data ahead of releases.

“The SIT has been successfully implemented against numerous insect pests of agricultural importance and is now being adapted for use against mosquitoes,” said Rafael Argiles Herrero, entomologist at the Joint FAO/IAEA Division of Nuclear Techniques in Food and Agriculture. “The method is very specific to the target species and has no impact on other living organisms or the environment.”

A country of some 160 million people, Bangladesh is facing the worst outbreak of dengue since its first recorded epidemic in 2000. The South Asian nation has seen the number of cases rise to over 38,000 since January 2019, with the daily admission of over 1,500 new dengue patients in hospitals in recent weeks. The outbreak has also caused over 40 deaths since the beginning of the year.

Dengue is a mosquito-borne viral infection transmitted mainly by *Aedes* mosquitoes, which typically breed in water containers. The disease causes debilitating flu-like symptoms, and some strains of the virus can lead to potentially lethal complications.

“Bangladesh already established a mosquito insectary in 2008 under an FAO/IAEA project to conduct basic research on the application of SIT,” said Mahfuza Khan, Director and Chief Scientific Officer at the country’s Institute of Food and Radiation Biology. “The insectary can produce 30,000 to 40,000 mosquito larvae per week for SIT application, and the aim in the next four years is to increase this number and test the sterile male mosquitoes in semi-field and field conditions.”

The joint mission to Bangladesh is part of a newly established collaboration between the IAEA and WHO. The two organizations signed a Memorandum of Understanding in July 2019 to intensify research and development on the use of SIT to fight disease-transmitting mosquito vectors.

“The collaboration aims to provide more evidence on the benefits of the SIT against human diseases transmitted by mosquitoes,” said WHO expert Rajpal Yadav. “Preliminary results from field trials using sterile male mosquitoes are very encouraging, but we need more data to show reduced disease incidence before large-scale implementation can be recommended.”

Vector-borne diseases such as malaria, dengue, Zika, chikungunya, and yellow fever account for 17 per cent of all infectious disease deaths globally, claiming one million lives each year. In recent decades, the incidence of dengue has increased dramatically due to environmental changes, unregulated urbanization, transport and travel, and insufficient vector control methods.

As part of the IAEA and WHO collaboration, a recent [call](#) was put out by the Special Programme for Research on Tropical Diseases (TDR/WHO) for public health partners to test the SIT technology against mosquitoes and carry out epidemiological evaluations. Three multi-country proposals targeting main disease-transmitting mosquito vectors *Aedes aegypti* and *Aedes albopictus* will be selected for two-year pilot projects.

29 Aug 2019:

The role and relevance of virtual imaging trials in imaging research and practice



Presenter: Ehsan Samei.

Organized jointly with the International Organization for Medical Physics

About The webinar

The accelerating complexity of medical imaging technologies makes the optimization of their design and use a challenge, both in scientific inquiry and clinical application. Evaluating new imaging technologies and applications in clinical imaging trials is often not feasible or conclusive due to ethical limitations, costs, time-requirements, difficulty in accruing enough subjects, or a lack of ground truth. Imaging technologies are often assessed with simplistic models and subjective perceptions of image quality, which are poor predictors of clinical utility, leaving the effectiveness of many imaging techniques tenuous.

Virtual imaging trials (VITs) allow scientists to conduct realistic and accurate simulated human trials of emerging imaging concepts and technologies. Such trials involve experiments that are conducted quickly and cost effectively on a computer. The virtual trials enable researchers to answer questions by using precise controls. In this presentation, we discuss the components and needs of VITs in terms of realistic modeling of the patient, the imaging

system and the image interpreter. We further discuss the need for realism in the simulations and demonstrate select applications in CT imaging.

Learning objectives

1. To understand the potential of virtual trials in medicine
2. To understand the components of virtual imaging trials: computational human models, imaging simulators and image analysis methods
3. To understand the strength and limitation of the VIT, as well as areas for further research

About the presenter

Ehsan Samei, PhD, DABR, FAAPM, FSPIE, FAIMBE is a medical physicist and a tenured Professor of Radiology, Medical Physics, Biomedical Engineering, Physics, and Electrical and Computer Engineering at Duke University. He is an imaging scientist with an active interest in bridging the gap between scientific scholarship and clinical practice. He is the chief clinical physicist and the head of the medical physics program at Duke University. He is also the chair of the American Association of Physicists in Medicine's Medical Physics 3.0 initiative. He has mentored over 100 trainees, published over 270 referred journal papers and received over 30 extramural grants.

27 Aug 2019:

IPCC Head to Speak at International Conference on Climate Change and the Role of Nuclear Power



The leader of the United Nations body responsible for assessing climate change science will headline a group of prominent speakers at the International Conference on Climate Change and the Role of Nuclear Power, to be held in Vienna from 7 to 11 October.

Organized by the IAEA in cooperation with the Nuclear Energy Agency (NEA) of the Organisation for Economic Cooperation and Development (OECD), the conference will provide a forum for exchanging information on the role of nuclear power in combating climate change. See here for the [programme overview](#) and [list of speakers](#).

Hoesung Lee, Chair of the Intergovernmental Panel on Climate Change (IPCC), is scheduled to deliver an address on the opening day. In a report last October, the IPCC featured four model pathways for limiting global warming to 1.5°C above pre-industrial levels, the threshold at which most experts believe the worst impacts from climate change can still be avoided. All four model pathways included increases in nuclear power generation by 2050, ranging between 59% and 501%.

“Nuclear power has long made a major contribution to reducing greenhouse gas emissions and currently produces one-third of the world’s low carbon electricity while also supporting sustainable development and fulfilling growing energy demands,” said IAEA Deputy Director General Mikhail Chudakov, Head of the Department of Nuclear Energy. “We are honoured that Dr. Hoesung Lee, one of the world’s leading scientific voices on climate change, is bringing his expertise to this first-of-a-kind conference.”

The IAEA supports national governments in the safe, secure, sustainable and safeguarded use of nuclear technology and in assisting the formulation of national energy strategies and policies. To support the low-carbon energy transformation needed to achieve climate change goals, the conference will focus on opportunities and challenges for nuclear power development. To this end, organizers have brought together representatives of low-carbon energy sectors, international organizations and national experts.

IAEA Acting Director General Cornel Feruta will open the conference. Other prominent speakers include Liu Zhenmin, Under-Secretary-General for Economic and Social Affairs at the United Nations Department of Economic and Social Affairs; William D. Magwood, IV, Director-General of the NEA ; Fatih Birol, Executive Director of the International Energy Agency; LI Yong, Director General of the United Nations Industrial Development Organization; and senior officials and scientists from 75 countries including Argentina, China, Egypt, France, India, Mongolia, Morocco, the Russian Federation and the United States of America.

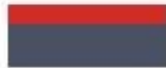
“By bringing together experts and policymakers from around the world to exchange views and experiences, the conference can advance our understanding of the potential for nuclear power to add to its ongoing contribution to climate change mitigation and sustainable development,” said Wei Huang, the lead scientific secretary of the conference and Director of Division of Planning, Information and Knowledge Management at the IAEA’s Department of Nuclear Energy.

The conference will include sessions on the following: advancing energy policies that achieve the climate change goals; long-term operation of existing nuclear power plants and their contribution to avoiding greenhouse gas emissions; the factors necessary to support high rates of deployment, including for advanced nuclear power technologies, consistent with achieving climate change goals; public and non-nuclear stakeholders’ perceptions of the role of nuclear power in climate change mitigation; and the prospects for synergies between nuclear power and other low-carbon energy sources.

“To meet ambitious climate change goals, the world will need all forms of clean energy, including their integration into so-called hybrid energy systems that produce zero carbon electricity as well as heat for non-electric applications that can decarbonize other sectors, such as industry and transport,” said Stefano Monti, co-scientific secretary of the conference and Head of Nuclear Power Technology Development at the IAEA. “This conference will provide an excellent opportunity to further study such systems.”

- S P O N S O R I -

MB Telecom Ltd., București



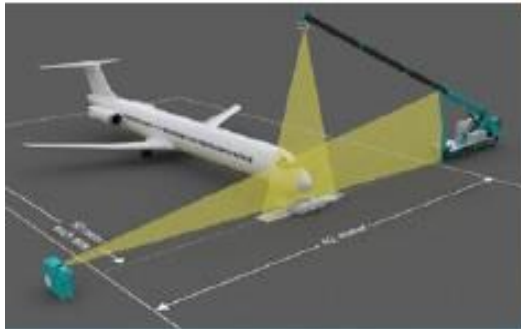
AIRPORT & SEAPORT SECURITY
HOMELAND PROTECTION
BORDER SECURITY

www.tudor-tech.ch



Mircea Tudor Scan Tech SA officially launched its production plant on the 6th of September in St-Imier, the location where its unique and revolutionary aircraft scanner will be built, thus revolutionizing global aviation security. Other top of the line products include the most technologically advanced vehicle & cargo scanners. In order to produce these systems, the CEO, Mircea Tudor, has committed to create over 120 jobs, more than three quarters being reserved for the local population in St. Imier. The company has the vision of a safer approach to air, land and sea transportation — and wishes to change the world by investing massively in R&D and delivering solutions that improve security in the global transportation sector. Mircea Tudor Scan Tech has also created and is currently operating the largest private interdisciplinary research facility in Eastern Europe — the East European Center for Integrated Applied Research.

Mircea Tudor Scan Tech SA
c/o Parc Technologique de Saint-Imier
6, rue de la Clef, CH-2610
Saint-Imier, Canton de Berne - Suisse
Tel.: +40 21 350 40 57 Fax: +40 21 350 15 80
e-mail: office@tudor-tech.ch



TUDOR SCAN AERIA



The company is the developer of the first transmission imaging aircraft scanner in the world (AERIA) and of the safest cargo and vehicle inspection (ROBOSCAN), both inventions awarded with the Grand Prix of the International Exhibitions of Geneva (in 2009 and 2013).

Roboscan AERIA is the only aircraft x-ray security screening solution that covers the entire fuselage of any aircraft from small private jets to long-haul commercial airplanes, technology that allows detection of threats such as bombs, IEDs or undeclared goods, but also of structural or mechanical defects of the inspected aircraft.



TUDOR SCAN 1MC

Tudor Scan 1MC's internationally patented remote operation principle is a unique feature with positive impact on operation costs, making it the only mobile scanner that guarantees zero professional radiation exposure for its operators and total protection against incidents caused by dangerous cargo or terrorist attempts targeting security checkpoints.

Tudor Scan 1MC fully eliminates the risk of professional or accidental exposure to ionizing radiation by controlling all scanning processes from a Mobile Control Centre (MCC) that can be supplied in various configurations. The MCC is placed safely outside the exclusion area during scanning and is carried by the MSU in transport mode. All the components of the unit are assembled on a light truck chassis, resulting in an extremely versatile and mobile robotized scanning system.



TUDOR SCAN OCV

The Tudor Scan OCV incorporates MBT's proprietary technology that has received considerable international acclaim over the past years. Developed with a constant focus on high performance and unparalleled reliability, it can scan up to 400 vehicles per hour in search for contraband or threats such as weapons, improvised explosive devices or other forbidden items.

Tudor Scan SCAN OCV uses transmission imaging, a top-down oriented x-ray generator and optimised geometry in order to provide high-resolution images of vehicles driving through the scanning frame. TUDOR SCAN OCV's automated traffic management system ensures maximum throughput and optimal image quality.

OCV records the radiographies into the database together with other relevant vehicle information through automated licence plate recognition (LPR).



Tudor Scan ML64 is a highly versatile mobile imaging system, allowing 3 operating modes:

1. One by one scanning of stationary vehicles (optimized solution in terms of penetration and image;
2. Sequential scanning of a number of vehicles placed in a line for a higher throughput;
3. Drive through scanning in portal mode (the inspected vehicles can be driven by their driver in order to be fully scanned at low speed of 10 to 15 km/hour that generates an optimized solution in terms of throughput of more than 200 long vehicles/hour).

Tudor Scan ML64 fully eliminates the risk of professional or accidental exposure to ionizing radiation by controlling all scanning processes from a Mobile Control Centre (MCC) that can be supplied in various configurations. The MCC is placed safely outside the exclusion area during scanning and is carried by the Mobile Scanning Unit (MSU) in transport mode.

ML64 doesn't need a driver to control the truck's movement (direction, sense, brakes, engine's parameters etc.) These functions are managed by a "driverless" subsystem that controls all the commands and parameters of the truck. Tudor Scan ML64 uses a high-resolution transmission imaging system comprising in-house designed electronics and a dual-energy 6/4 MeV Linear Accelerator (LINAC) that is able to handle the most difficult situations and very high density cargo.



Dosimetry and Health Physics

Radiation Monitoring Systems

Contamination and Clearance

MATE-FIN

since 1992

www.matefin.com





Redefinim dozimetria individuală.



Laboratorul RODOS

Membru exclusiv în România al Alianței Internaționale de Dozimetrie, INDOSAL, înființată în scopul de a ridica nivelul calității dozimetrice pretutindeni în lume, RODOS este conectat direct la soluții dozimetrice de avangardă, fiind mereu cu un pas înainte în soluționarea problemelor cu care se pot confrunta experții și persoanele expuse la radiații ionizante.

RODOS oferă servicii de monitorizare dozimetrică la cel mai înalt nivel, folosind cea mai performantă tehnologie existentă în lume și cei mai buni specialiști în domeniul dozimetriei individuale din România.

Serviciile laboratorului RODOS

Laboratorul este autorizat pentru toate tipurile de evaluări de doză necesare în monitorizarea dozimetrică individuală a persoanelor expuse profesional la radiații ionizante: evaluarea dozei la nivelul întregului organism, evaluarea expunerilor parțiale (doza la cristalini, piele și extremități), evaluarea dozei ambientale – singurul laborator autorizat în România pentru evaluarea mărimii $H^*(10)$.

Tehnologia BeOSL – un sistem al viitorului ce poate fi utilizat acum și aici.

Tehnologia viitorului, BeOSL, este sistemul de dozimetrie de ultimă oră adus în premieră în România pentru îmbunătățirea calității monitorizării dozimetrice individuale.



Sistemul dozimetric BeOSL folosește metoda luminescenței stimulate optic (OSL) folosind oxidul de beriliu (BeO) ca material dozimetric.

Proiectat și fabricat în Germania la cele mai înalte standarde de calitate, cu componente și tehnologie de ultimă generație, asigură un nivel de performanță superior oricărui alt sistem dozimetric.

BeOSL este viitorul în dozimetrie iar viitorul este aici prin RODOS Laboratories!

Calitatea ridicată a serviciilor RODOS

Tehnologia pe care o folosim pune accentul pe performanță și pe calitatea procesului de măsurare. Performanțele dozimetrice ale BeOSL sunt greu de egalat de orice alt dozimetru individual: o dependență de energie a răspunsului dozimetric cu mult redusă față de alte materiale dozimetrice, o liniaritate excepțională a răspunsului dozimetric, un fading al semnalului absolut neglijabil, care permite citirea semnalului după mult timp de la iradierea dozimetrului, fără pierdere de semnal.

Calitatea procesului de măsurare: Avantajul remarcabil și inovator al tehnologiei BeOSL constă în modul în care este gândit procesul de măsurare:

- Pentru alte sisteme dozimetrice, doza este proporțională cu întreaga cantitate de semnal dozimetric. În procesul de evaluare al dozei trebuie analizată întreaga cantitate de semnal, ceea ce duce la imposibilitatea reluării procesului de măsurare.
- Pentru sistemul BeOSL, doza se calculează analizând doar o probă de semnal. Cantitatea probei recoltate este ne semnificativă față de cantitatea de semnal primită de dozimetru, ceea ce permite repetarea procesului de măsurare a dozimetrului individual. Proba de semnal ne furnizează toate informațiile necesare pentru evaluare, fără a afecta cantitatea de semnal înregistrată de dozimetru.

7 motive pentru a alege calitatea oferită de RODOS:

Acuratețe ridicată:	Doza se bazează pe evaluarea a 5 probe de semnal consecutive. Valoarea raportată a dozei reprezintă media celor 5 citiri.
Recitirea dozimetrului:	În situațiile de depășire a limitelor de doză, dozimetru poate fi recitit în fața unui reprezentant al clientului sau al autorității.
Rezultate de încredere:	Orice dozimetru care primește o doză mai mare de 1 mSv este păstrat timp de 90 de zile înainte de a fi șters, pentru a fi recitit, la cerere, în fața dvs.
Fading ne semnificativ:	Fadingul este mai mic de 1% pe an. Dozimetru dvs. nu va pierde din semnalul înregistrat, nici dacă îl citim după 1 an de zile.
Arhivarea dozimetrului:	Fadingul sub 1% pe an permite arhivarea dozimetrului ca document medico-legal, în caz de depășire a limitelor de doză.
Trasabilitatea măsurării:	Etaionarea este realizată în cadrul Institutului Național de Metrologie din Germania (Physikalische – Technische Bundesanstalt PTB). Caracterizarea performanțelor este realizată tot în cadrul PTB.
Etaionarea dozimetrelor:	Fiecare dozimetru este etalonat individual, în condiții SSDL, la Helmholtz Zentrum Munich, membru al rețelei IAEA/WHO Secondary Standard Dosimetry Laboratory Network.

Specialiști recunoscuți la nivel european și cel mai performant sistem dozimetric din piață – aceasta este soluția pe care v-o propunem!



Soluții moderne de monitorizare a radiațiilor, pentru un mediu sănătos de muncă și de viață!

DosiTracker oferă clienților săi soluții integrate de dozimetrie a radiațiilor ionizante din mediile de lucru din sănătate, industrie și mediu.

Partener al unor producători de prestigiu, DOSITRACKER a dezvoltat relații durabile cu furnizori importanți, pentru a răspunde în mod real cât mai multor nevoi ale clienților săi.

Serviciile DOSITRACKER:

Furnizare de echipamente profesionale pentru detecția radonului:



AlphaE –
monitor de radon pentru expunerea personală la radon



AlphaGuard –
monitor de radon portabil

Furnizare monitoare de radon pentru locurile de muncă sau locuințe:



Airthings Wave –
monitor de radon pentru măsurarea continuă a radonului din interior, cu ajutorul căruia cunoașteți 3 parametri ai calității aerului: radon, temperatură și umiditate



Airthings Wave –
monitor de radon pentru măsurarea continuă a radonului din interior, cu ajutorul căruia cunoașteți 6 parametri ai calității aerului: radon, VOC, CO₂, temperatură, presiune și umiditate





Corentium Home –
monitor de radon pentru măsurarea
continuă a radonului din interiorul
locuințelor



Corentium Plus –
monitor de radon pentru măsurarea
continuă a radonului din interiorul
locuințelor

Furnizare de dozimetre electronice individuale



Saphydose

*Dozimetru individual cu citire directă și prag
de alarmare Saphydose Gamma i Dosimeter*

*Dozimetrul electronic individual Saphydose
Gamma i Dosimeter este testat și îndeplinește
cerințele standardului IEC 61526:2010 -
Radiation protection instrumentation -
Measurement of personal dose equivalents
Hp(10) and Hp(0,07) for X, gamma, neutron
and beta radiations - Direct reading personal
dose equivalent meters.*

Mentenanță preventivă și corectivă pentru echipamentele furnizate

*Servicii de mentenanță preventivă și corectivă pentru echipamentele dozimetrice
furnizate, consultanță și asistență pentru laboratoarele de dozimetrie.*

Automatizări și integrări



*Petrecem 90% din timpul nostru în interior. Măsurarea calității
aerului și în special a nivelului de radon din interiorul clădirilor
este absolut necesară în prevenirea bolilor și creșterea
productivității, energiei și a unei stări generale de bine.*

*RadonAir a dezvoltat o soluție proprietară, unică în România,
de monitorizare inteligentă a radonului destinată tuturor
spațiilor cu un grad ridicat de ocupare: ansambluri rezidențiale,
clădiri cu acces public, clădiri de birouri.*

*Este soluția ideală pentru dezvoltatori, angajatori, autorități și
proprietari de imobile prin care aceștia pot primi date în timp
real legate de nivelurile de radon din spațiile monitorizate.*

Partenerii noștri:



MONITOR THE INVISIBLE

S.C. DOSITRACKER S.R.L.

Str. Atomistilor, nr. 407, cam.503, Măgurele, jud. Ilfov, Tel.: 021 457 4109, Fax: 021 457 4097
web: www.dositracker.com, e-mail: office@dositracker.com



Dozimed

1999-2019

20 de ani de dozimetrie de înaltă clasă. Continuăm



Dozimed activează de peste 20 de ani în domeniul dozimetriei individuale și este la ora actuală singurul laborator acreditat RENAR ISO 17025 care efectuează măsurători în România. De asemenea, este membru cu drept de vot în European Dosimetry Group (EURADOS), organizația europeană care contribuie la dezvoltarea tehnico-științifică a dozimetriei radiațiilor ionizante.

Compania le oferă persoanelor expuse profesional la radiații ionizante o gamă completă de servicii de dozimetrie individuală, fiind singurul laborator autorizat pentru toate tipurile de determinări de doză datorate expunerii profesionale: la nivelul întregului organism: la cristalin și la extremități. DOZIMED oferă servicii de monitorizare dozimetrică individuală pentru toate domeniile de activitate din domeniul nuclear: medicină, industrie, educație, radioactivitate naturală, cercetare nucleară, precum și cursuri radio protecție care sunt organizate pe domenii de activitate și nivel de pregătire.

Servicii	Sistem
Whole body - Fotoni	Panasonic
Whole body - Neutroni	Harshaw
Extremități	Harshaw
Cristalin*	Harshaw

Curs de pregătire în protecție radiologică



Panasonic TLD



Dozimetru Neutroni



Extremități



Cristalin

Pentru informații suplimentare sau solicitarea serviciului, sunați la 021/457.46.04/5, 0727.357.913 sau trimiteți email pe adresa: office@dozimed.ro · www.dozimed.ro



EOS & sterEOS

Innovative imaging system
and 3D workstation
for advanced orthopedic care



EOS
imaging

CONNECTING IMAGING TO CARE.

Distribuitor autorizat în România:

Neologis Medical SRL | B-dul Liviu Rebreanu nr. 104 | 300755 Timisoara | +4 (0) 372 772 679 | office@neologis.ro

www.neologis.ro



EOS

What is EOS?

EOS is a dedicated modality that specifically addresses the unique needs of the orthopedic industry. The EOS system simultaneously captures full-body, frontal and lateral images. The X-rays are weight-bearing, giving radiologists and surgeons a global assessment of their patient in a functional position.

Low dose EOS exams provide accurate 2D images and valuable anatomical 3D information throughout the patient care pathway. The Micro Dose option further reduces radiation exposure without compromising the ability to generate 3D models. Using Micro Dose for follow-up, pediatric exams is another important step towards the ALARA principle (As Low As Reasonably Achievable) and is particularly important for patients with conditions that require frequent scans over the course of their treatment.

BENEFITS OF THE EOS SYSTEM

Dose reduction

- Radiation dose reduced by 50% compared to a DR system¹, 85% compared to a CR system²
- Substitution of specific CT exams with an EOS exam to reduce the patient's radiation dose by 95%³
- Micro Dose protocol for a full spine exam (frontal and lateral) at a dose that's equivalent to only a week's worth of natural radiation⁴

Other clinical outcomes

- Comprehend compensation mechanisms between the spine, hips and knees thanks to full body, weight bearing images
- Calculate precise 2D and 3D measurements, free from magnification and stitching bias
- Improve diagnostic capabilities thanks to high image quality with over 65,000 grey levels and excellent contrast

Facility-wide efficiency

- Capture frontal and lateral, full-body images in less than 20 seconds for adults and 15 seconds for children
- Complete an exam in under 4 minutes, even for complex spine or full body⁵



CANBERRA PACKARD Central Europe GmbH este principalul furnizor de soluții de detecție și măsurare a câmpurilor de radiații ionizante și se află în fruntea creșterii și inovării pieței de echipamente din domeniul nuclear, radioactivitatea mediului, radioterapie și radiodiagnostic. Combinând excelența operațională și expertiza tehnologică cu o înțelegere aprofundată a nevoilor clienților, CPCE GmbH oferă produse și servicii pentru un larg domeniu de aplicații ce necesită inovație, precizie și încredere.

Misiunea noastră este să furnizăm soluții de înaltă calitate, la costuri competitive, pentru necesitățile de detecție și măsurare din domeniul nuclear, supravegherea mediului și radioprotecție. O altă parte importantă a misiunii noastre este să furnizăm cele mai moderne echipamente destinate aplicațiilor medicale, atât pentru aplicații clinice (hot-labs, calibratoare de doză, SPECT), pre-clinice (SPECT/PET/CT pentru studii pe animale) cât și radioterapie (dozimetrie clinică, analizoare de fascicul, echipamente de radioterapie)



BeamScan: cea mai modernă și mai rapidă soluție pentru caracterizarea fasciculelor de radioterapie

CANBERRA PACKARD S.R.L. Str. Clejani nr. 18; BUCUREȘTI, Sect. 5, ROMÂNIA Tel./Fax : +40 (0) 21 210.18.88, 410.02.06 E-Mail : cpro@cpce.net; [http ||: www.cpce.net](http://www.cpce.net)

Scopul strategic al CANBERRA PACKARD Central Europe GmbH este să fie percepută de clienți drept compania preferată de ei datorită capacității noastre de a livra echipamente de înaltă calitate la timp și la prețuri competitive, de a oferi servicii și sprijin tehnic impecabile și de a adapta soluțiile noastre nevoilor specifice ale clientului.

În domeniul medical, CANBERRA PACKARD este reprezentantul exclusiv în România al PTW Freiburg, Tema Sinergie, MILabs, precum și reprezentant pentru produsele din gamma de măsurări radiologice ale Perkin Elmer (bine cunoscutele echipamente pentru măsurare cu scintilație lichidă din seria TriCarb și Quantulus).



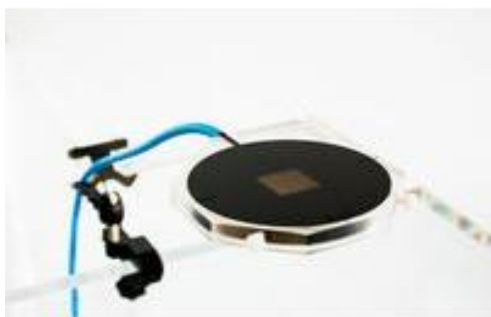
Karl-100: cel mai modern sistem de fracționare a dozelor FDG de la Tema Sinergie

Succesul nostru se bazează atât pe calitatea echipamentelor furnizate cât și, mai ales, pe calitatea sprijinului tehnic oferit clienților noștri înainte și după furnizarea echipamentelor.

Toate acestea au făcut ca societatea noastră să fie cea mai bine plasată, în domeniul nostru de activitate, în întreaga Europa Centrală și de Est și sperăm să putem în continuare răspunde tuturor așteptărilor clienților.



Sistemul VECTOr4CT: Best SPECT resolution: 1/4 mm, Best PET resolution: 3/4 mm, <1 s organ and <8 s total body frame rate, Simultaneous sub-mm PET-SPECT, Excellent SPECT resolution preserved at high energies high



Cameră de ionizare de referință pentru câmpuri



Dozimetre pentru radiații gamma și neutroni



Detectori de germaniu intrinsec pentru orice tip de aplicatie



CLINICA VETERINARA LEMPEȘ

Patologie Animale de Companie

CENTRU MEDICAL VETERINAR

Test de Displazie Oficial

Brașov – Sânpetru

Calea Hărmanului 222

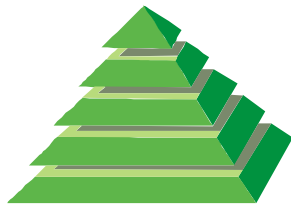
office@clinicaveterinara-lempes.ro

www.clinicaveterinara-lempes.ro

Este în faza de punere în funcțiune/autorizare de utilizare a unui **serviciu de radiologie veterinară**, care va cuprinde:

- un post Grafie;
- o instalație de Tomografie Computerizată în scop veterinar (*printre puținele din țară*).

Aplicarea practică corectă a principiului ALARA va fi una din preocupările importante !



MEDA RESEARCH

SC MEDA RESEARCH SRL s-a înființat în anul 2005 având ca domenii de specialitate activitățile de inginerie și consultanță tehnică legate de acestea, arhitectură, cercetare-dezvoltare în științele fizice și naturale, elaborarea de studii prospective și tehnologice, proiectare, investiții, expertiză, asistență de specialitate privind gestionarea, procesarea, depozitarea deșeurilor, captarea, tratarea și distribuția apei, construcții edilitare și hidrotehnice, protecția mediului, editare, publicitate.

Strategia SC MEDA RESEARCH SRL se bazează pe criterii care să asigure: eficiența în furnizarea de produse/servicii de o calitate ireproșabilă, îmbunătățirea continuă a performanței și creșterea cifrei de afaceri.

Un rol definitoriu în implementarea acestei strategii îl constituie factorul uman, resursa primordială a organizației. Misiunea managementului resurselor umane este de a asigura organizației personalul instruit, principal, motivat corespunzător și atașat, care să contribuie la realizarea obiectivelor specifice ale companiei pentru obținerea succesului produselor și serviciilor oferite clienților și consolidarea poziției pe piață.

Calitatea produselor/serviciilor oferite, flexibilitatea arătată în găsirea soluțiilor optime sunt urmare a seriozității și profesionalismului colectivului de specialiști (doctori în științe, inovatori, experți autorizați de diverse organisme naționale) care constituie nucleul societății.

Contact:

Director - Daniel Lucian Ciurduc Todoran

str. Barbu Ștefănescu Delavrancea, nr. 1, bl. T1, sc. A, ap. 1

cod poștal 110 065, mun. Pitești, jud. Argeș, România

Tel: +(4)0248 222 222, +(4)0729 923 217

Fax: +(4)0248 222 222

E-mail: medaresearch@yahoo.com

www.medaresearch.ro

NOTE

NOTE