



**UNIVERSITATEA POLITEHNICA BUCUREȘTI
ȘCOALA DOCTORALĂ DE ȘTIINȚE APLICATE**

TEZĂ DE DOCTORAT

Rezumat

**Studii de radioprotecție și dozimetrie
aplicate la acceleratorii de particule**

Autor: IRINA – ELIZA ȘTIRU (DINESCU)
Coordonator: Prof. Dr. Gheorghe CĂȚA – DANIL

BUCUREȘTI 2020



**UNIVERSITATEA POLITEHNICA BUCUREȘTI
ȘCOALA DOCTORALĂ DE ȘTIINȚE APLICATE**

TEZĂ DE DOCTORAT

Studii de radioprotecție și dozimetrie aplicate la acceleratorii de particule

Autor: IRINA – ELIZA ȘTIRU (DINESCU)

COMISIA DE DOCTORAT

Președinte	Prof. Dr. Daniela BUZATU	de la	Universitatea Politehnica București
Coordonator	Prof. Dr. Gheorghe CĂTA – DANIL	de la	Universitatea Politehnica București
Referent	CS1 Dr. Nicolae Marius MĂRGINEAN	de la	Institutul Național de Cercetare – Dezvoltare pentru Fizică și Inginerie Nucleară Horia Hulubei
Referent	Prof. Dr. Mircea – Iacob GIURGIU	de la	Universitatea Tehnică de Construcții București
Referent	Prof. Dr. Emil PETRESCU	de la	Universitatea Politehnica București

BUCUREȘTI 2020

Cuprins	
Capitolul 1	1
Introducere	1
1.1 Scopul tezei.....	1
1.2. Structura tezei.....	1
Capitolul 2	3
Concepte generale utilizate în radioprotecție și dozimetrie	3
2.1 Principii dozimetrice, mărimi și unități.....	3
2.1.1 Introducere	3
2.1.2 Mărimi fizice	3
2.1.3 Mărimi de protecție	4
2.1.4 Mărimi operaționale	4
2.2 Efectele biologice ale radiațiilor ionizante.....	5
2.2.1 Introducere	5
2.2.2 Radiosensibilitatea	5
2.2.3 Efectul radiațiilor ionizante la nivel celular	5
2.2.4 Relația doză – răspuns și tipuri de efecte.....	5
2.2.5 Efecte deterministice.....	5
2.2.6 Efecte stocastice	6
2.2.7 Expunere internă	6
2.2.8 Estimarea riscului datorat expunerii la radiații ionizante în cazul dozelor mici.....	6
Capitolul 3	7
Aspecte privind securitatea radiologică la Acceleratorul Tandem de 9 MV	7
3.1 Introducere.....	7
3.2 Mecanism de funcționare	7
3.3 Surse secundare de radiații ionizante	7
3.4 Monitorizare radiologică a mediului de lucru și a angajaților	8
3.4.1 Sistemul activ (fix) de monitorizare radiologică a zonelor de lucru.....	8
3.4.2 Sistemul mobil de monitorizare radiologică a zonelor de lucru.....	8
3.4.3 Monitorizarea individuală a personalului expus profesional.....	9
3.5 Niveluri de expunere la Acceleratorul Tandem de 9 MV	9
Capitolul 4	11
Simulări numerice în evaluarea nivelurilor de radiații și radioactivitate indusă	11
4.1 Metoda Monte Carlo	11
4.2. Codul de simulare numerică FLUKA.....	11
4.3. Interfața grafică FLAIR	11
4.3.1 Implementarea geometriilor	11
4.3.2 Carduri – cards.....	11
4.4 Testarea codului de simulare FLUKA pentru diferite configurații de ecranare a surselor de radiații.....	12
4.4.1. Introducere.....	12
4.4.2. Descrierea metodei de lucru.....	12
4.4.3. Rezultate și concluzii.....	12

Capitolul 5	13
<i>Evaluarea riscului radiologic pentru un experiment efectual la complexul experimental PHELIX de la GSI</i>	13
5.1 Introducere.....	13
5.2 Complexul experimental PHELIX.....	13
5.3 Descrierea metodei de lucru.....	13
Capitolul 6	15
<i>Studierea producerii de neutroni în urma coliziunii unui fascicul de ^{56}Fe cu o țintă de Al la GSI</i>	15
6.1 Introducere.....	15
6.2 Descrierea metodei de lucru.....	15
6.2.1 Măsurători de doză ambientală (neutroni) în interiorul sălii experimentale.....	15
6.2.2 Investigarea activării țintei de Al, după iradiere.....	15
6.3 Simulări FLUKA Monte Carlo.....	15
6.3.1 Măsurători de doză ambientală (neutroni) în interiorul sălii experimentale.....	15
6.3.2 Investigarea activării țintei de Al după iradiere.....	16
6.4 Compararea rezultatelor experimentale cu rezultatele simulate.....	16
6.4.1 Măsurători de doză ambientală (neutroni) în interiorul sălii experimentale.....	16
6.4.2 Investigarea activării țintei de Al după iradiere.....	16
6.5 Concluzii.....	17
Capitolul 7	19
<i>Evaluarea riscului radiologic asociat producerii unei surse de neutroni bazată pe reacția $p(^7\text{Li},n)^7\text{Be}$ în cinematică inversă la Acceleratorul Tandem de 9 MV din IFIN – HH</i>	19
7.1 Introducere.....	19
7.2 Sursa de neutroni LICORNE de la Orsay.....	19
7.3 Descrierea metodei de lucru.....	19
7.4 Rezultate.....	20
7.4.1 Nivelul de expunere la radiații.....	20
7.4.2 Estimarea activității reziduale induse.....	21
7.5 Concluzii.....	22
Capitolul 8	23
Concluzii	23
8.1 Concluzii generale	23
8.2 Listă de lucrări	24
BIBLIOGRAFIE	27

Capitolul 1

Introducere

1.1 Scopul tezei

Această teză oglindește principala preocupare profesională a autorului în domeniul radioprotecției aplicate la acceleratorii de particule, luând în considerare folosirea din ce în ce mai frecventă a fizicii nucleare și a radiațiilor în viața modernă. Obținerea unor rezultate simulate relevante a nivelurilor de expunere la radiații poate fi o adevărată provocare, dar grație sistemelor computerizate moderne, cum ar fi FLUKA Monte Carlo, această sarcină poate fi dusă la îndeplinire astăzi cu o rată de succes mai mult decât satisfăcătoare.

Rezultatele și studiile prezentate în această teză au fost realizate în Departamentul de Fizică Nucleară al Institutului National de Cercetare – Dezvoltare pentru Fizică și Inginerie Nucleară Horia Hulubei (București, România) în colaborare cu Departamentul de Radioprotecție al GSI Helmholtzzentrum für Schwerionenforschung (Darmstadt, Germania).

1.2. Structura tezei

Capitolul 1: scurtă descriere a importanței radioprotecției în domeniul fizicii nucleare și prezentarea scopului tezei de doctorat.

Capitolul 2: descrierea conceptelor generale utilizate în studiile de radioprotecție și dozimetrie.

Capitolul 3: scurtă descriere a Acceleratorului Tandem de 9 MV din IFIN – HH din punct de vedere radiologic.

Capitolul 4: descrierea codului de simulare FLUKA Monte Carlo și a interfeței grafice Flair. De asemenea, este inclusă în acest capitol prezentarea rezultatelor experimentale vs. rezultatele obținute cu FLUKA pentru un caz simplu de ecranare a unei surse de neutroni.

Capitolul 5: prezentarea rezultatelor obținute în urma evaluării riscului radiologic pentru experimente realizate la complexul experimental PHELIX (GSI).

Capitolul 6: prezentarea rezultatelor privind efectele radiațiilor cosmice obținute în urma efectuării unui experiment-test realizat la GSI în colaborare cu Departamentul de Radioprotecție (GSI) și Departamentul de Biofizică (GSI) printre alții.

Capitolul 7: prezentarea rezultatelor din punct de vedere al riscului radiologic rezultat în urma producerii și utilizării unei surse de neutroni la Acceleratorul Tandem de 9 MV al IFIN – HH

Capitolul 8: prezentarea concluziilor generale după analizarea rezultatelor prezentate în această teză.

Capitolul 2

Concepte generale utilizate în radioprotecție și dozimetrie

2.1 Principii dozimetrice, mărimi și unități

2.1.1 Introducere

Există trei tipuri de mărimi dozimetrice utilizate în radioprotecție:

- **Mărimi fizice** (mărimi direct măsurabile)
- **Mărimi de protecție** (mărimi care nu pot fi măsurate direct dar pot fi calculate)
- **Mărimi operaționale** (mărimi definite cu ajutorul "fantomelor" standard care pot fi apoi măsurate și utilizate pentru demonstrarea respectării limitelor de doză)

2.1.2 Mărimi fizice

2.1.2.1 Fluența

Fluența este definită ca raportul dintre numărul de particule incident pe o sferă.

2.1.2.2 KERMA – *Kinetic Energy Released per unit MAss*

KERMA este definită ca raportul dintre suma energiilor cinetice ale tuturor particulelor încărcate eliberate de particulele fără sarcină într-o masă de material și masa acelui material [1].

2.1.2.3 CEMA – *Converted Energy per unit MASS*

CEMA descrie transferul de energie de la particulele încărcate primare la particulele încărcate secundare. [1]

2.1.2.4 TERMA – *Total Energy Released in a medium per unit MASS*

TERMA descrie transferul total de energie ale particulelor neîncărcate în urma interacțiunii cu un material [1].

2.1.2.5 Expunerea

Expunerea se referă la cantitatea de sarcină electrică produsă de radiații prin ionizarea unui mediu. [2].

2.1.2.6 Doza absorbită

Doza absorbită reprezintă energia totală absorbită de către unitatea de masă.

2.1.3 Mărimi de protecție

2.1.3.1 Doza absorbită medie în țesut sau organ

Doza absorbită medie în țesut sau organ reprezintă raportul dintre energia totală medie transferată țesutului sau organului și masa aceluși țesut sau organ. [3].

2.1.3.2. Doza echivalentă

Doza echivalentă reprezintă ponderarea dozei absorbită medie în țesut sau organ cu factorul de calitate al radiației (w_R).

2.1.3.3 Doza efectivă

Doza efectivă reprezintă suma dozelor echivalente ponderate (w_T) absorbite de toate țesuturile și organele corpului din expunerea internă și externă [3].

2.1.3.4 Doza echivalentă și efectivă angajată

Doza echivalentă angajată reprezintă integrala pe timp a debitului dozei echivalente în țesut sau organ care va fi primită de un organism în urma încorporării unei substanțe radioactive [10]. Doza efectivă angajată reprezintă suma dozelor tisulare echivalente rezultate în urma încorporării de substanțe radioactive, înmulțite fiecare cu factorul corespunzător de ponderare tisulară (w_T) [10].

2.1.3.5 Doză echivalentă și efectivă colectivă

Dozele colective sunt utilizate pentru grupuri și sunt estimate ca produsul dintre doza echivalentă sau doza efectivă și numărul de persoane din grupul respectiv.

2.1.4 Mărimi operaționale

Mărimile operaționale sunt bazate pe evaluarea dozei echivalente într-o "fantomă" care simulează compoziția țesutului uman, sfera ICRU [4]. Orice obiect sau corp care este expus într-un câmp de radiații va primi o doză diferită ca urmare a unor diferențe (orientare, compoziție, dimensiune), astfel că au fost introduse noțiunile de câmp "aliniat" și câmp "expandat", derivate din câmpul "real" de radiații.

2.1.4.1 Echivalent de doză ambiental

Echivalentul de doză ambiental reprezintă echivalentul de doză într-un punct al câmpului "real" de radiație, ce ar fi produs de câmpul "aliniat" și "expandat" corespunzător în sfera ICRU la distanța d în profunzime pe raza care se opune direcției de incidență a radiației.

2.1.4.2 Echivalent de doză direcțional

Echivalentul de doză direcțional reprezintă echivalentul de doză într-un punct al câmpului "real" de radiație, care ar fi produs de câmpul "alinat" și "expandat" corespunzător în sfera ICRU la distanța d în profunzime pe o direcție precizată față de direcția de incidență. [3]

2.1.4.3 Echivalent de doză personal

Echivalentul de doză personal reprezintă echivalentul de doză în țesut moale într-un punct specificat la distanța d în interiorul organismului. [3].

2.2 Efectele biologice ale radiațiilor ionizante

2.2.1 Introducere

Rata de incidență pentru apariția efectelor biologice ca urmare a expunerii la radiații ionizante este un proces complex care depinde de mai mulți factori: tipul radiației, timpul expunerii, tipul organului expus, vârsta persoanei expuse, etc.

2.2.2 Radiosensibilitatea

Radiosensibilitatea se poate defini ca tendința celulelor, organelor, organismelor sau a altor substanțe de a reacționa diferit în urma expunerii la radiațiile ionizante. Celulele care sunt considerate a avea cea mai mare radiosensibilitate prezintă următoarele principale caracteristici: nu sunt diferențiate, au o viteză metabolică crescută, au o rată de diviziune rapidă [5].

2.2.3 Efectul radiațiilor ionizante la nivel celular

Efectul radiațiilor ionizante la nivel celular poate fi direct sau indirect. [6]

2.2.4 Relația doză – răspuns și tipuri de efecte

În funcție de cum afectează corpul uman efectele biologice sunt împărțite în efecte **deterministice** și **stocastice**.

În funcție de timpul necesar pentru apariția efectelor biologice, acestea se împart în efecte **acute** și **latente**.

În funcție de subiectul la care se manifestă efectele biologice, acestea se împart în efecte **somatice** și **genetice**.

2.2.5 Efecte deterministice

Efectele deterministice includ acele reacții ale organismului iradiat care apar de la o anumită valoare de prag, sunt caracterizate de o relație de cauzalitate directă doză-efect și sunt evaluate în termeni de severitate [7].

2.2.6 Efecte stocastice

Efectele stocastice reprezintă reacțiile organismului care apar la orice valoare a expunerii și sunt evaluate în termeni de risc al apariției. [7]

2.2.7 Expunere internă

Există multe moduri prin care o substanță radioactivă poate intra în corpul uman: mâncatul/băutul în zonele în care se lucrează cu radiații, inhalare sau absorbție prin piele [8]. Rata de eliminare naturală, timpul de înjumătățire biologic ($T_{1/2b}$), reprezintă timpul necesar pentru ca organismul să reducă la jumătate în mod natural cantitatea de substanță în timp ce materialul radioactiv va reduce și el la jumătate cantitatea de substanță în funcție de timpul de înjumătățire radioactiv ($T_{1/2}$) obținând astfel timpul de înjumătățire efectiv ($T_{1/2e}$) [9].

2.2.8 Estimarea riscului datorat expunerii la radiații ionizante în cazul dozelor mici

Modelul acceptat în prezent pentru estimarea riscului asociat expunerii la radiații este cel numit "liniar fără prag" doză – răspuns, în care posibilele riscuri la doze mici sunt estimate prin extrapolarea datelor cunoscute din cazurile expunerilor la doze medii/mari. Efectul biologic ca urmare a expunerii la doze mici de radiații reprezintă însă o combinație între acest model, efectul Bystander și efectul adaptativ. [11]

2.2.8.1 Efectul Bystander

Efectul Bystander este definit ca apariția efectelor biologice în celulele din vecinătatea celulelor iradiate, care nu au fost iradiate direct. [11]

2.2.8.2 Efectul adaptativ

Răspunsul adaptativ se referă la inducerea rezistenței celulare la efectele genotoxice cauzate de doze mari de radiații aplicate după doze mici de radiații. [11]

Capitolul 3

Aspecte privind securitatea radiologică la Acceleratorul Tandem de 9 MV

3.1 Introducere

Acceleratorul Tandem de 9 MV este o instalație complexă a cărei componentă principală este sistemul de accelerație Van de Graaff care permite o tensiune maximă de 9 MV pe terminal și poate accelera o gamă largă de ioni cu intensități de fascicul între 100 pA și 2 uA [12]. Riscul radiologic poate apărea atât în timpul de funcționare, datorită radiațiilor prompte (fascicul primar, fascicul secundar care poate fi compus din radiații X sau gama și neutroni sau particule încărcate, radiații împrăștiate, radiații bremsstrahlung), dar și datorită radioactivității reziduale care apare în urma activării componentelor acceleratorului.

3.2 Mecanism de funcționare

Acceleratorul Tandem de 9 MV permite o tensiune maximă de 9 MV potențial pozitiv. După ce sunt selectați printr-un magnet de injecție (magnet bipolar de 20°), ionii negativi care provin de la sursele de ioni sunt accelerați pe terminal de potențialul pozitiv. Atunci când ajung în zona regiunii terminale, ionii își pierd electronii în urma interacțiunii cu folii subțiri de carbon. Fasciculul devine astfel pozitiv și este imediat accelerat de același potențial terminal pozitiv. Acest proces de accelerare în două etape este motivul pentru care acceleratorul este numit „tandem”. Fasciculul, care este acum pozitiv, este focalizat de o lentilă cuadripolară și apoi analizat de un magnet bipolar. [12]

3.3 Surse secundare de radiații ionizante

Sursa secundară a radiațiilor ionizante o reprezintă rezultatul interacțiunilor particulelor inițial accelerate cu componentele coloanei de accelerare sau cu țintele utilizate în experimente. Din punct de vedere radiologic structura de accelerare a Acceleratorului Tandem de 9 MV poate fi împărțită în 4 părți importante:

- Zona "low energy transport line" are o contribuție scăzută la câmpul secundar de radiații (în mare parte bremsstrahlung și raze X caracteristice)
- Zona tancului de accelerare are o contribuție medie la câmpul secundar de radiații (raze X bremsstrahlung de mare energie), datorită faptului că pereții tancului vor atenua o parte din radiațiile ionizante generate.
- Zona "high energy transport line" are o contribuție puternică la câmpul secundar de radiații (în cea mai mare parte din radiații gama și neutroni) deoarece pe această parte a structurii de accelerare avem de-a face cu energii foarte mari ale particulelor inițial accelerate.
- Zonele experimentale au și ele o contribuție puternică la câmpul secundar de radiații

3.4 Monitorizare radiologică a mediului de lucru și a angajaților

În funcție de natura activității desfășurate de personalul expus profesional în clădirea Acceleratorului Tandem de 9 MV există o delimitare strictă a zonei de lucru:

- **Zona controlată**, definită ca o zonă supusă unor reguli speciale în scopul protecției împotriva radiațiilor ionizante sau a prevenirii/atenuării contaminării radioactive și pentru care accesul este controlat și restricționat în timp [13]
- **Zona supravegheată**, definită ca o zonă supusă supravegherii adecvate în scopul protecției împotriva radiațiilor ionizante [13]

3.4.1 Sistemul activ (fix) de monitorizare radiologică a zonelor de lucru

Sistemul activ (fix) de monitorizare radiologică este compus din 12 detectori sensibili la radiații gama (BDKG-04) și 4 detectori sensibili la neutroni (BDKN-04). Detectorii sunt plasați în pozițiile unde sunt estimate cele mai mari expuneri ca urmare a interacțiunii fasciculului primar cu componentele structurii de accelerare, după cum se poate observa în Figura 3.1.

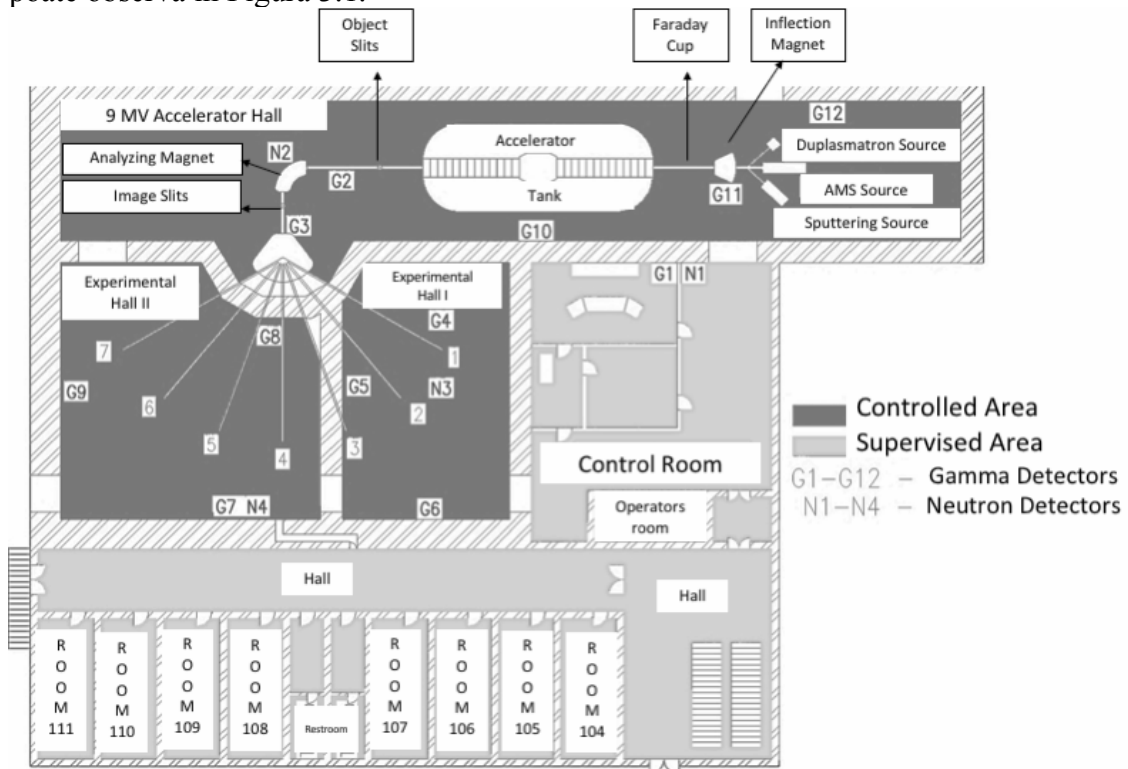


Figura 3.1. Sistemul fix de monitorizare radiologică la Acceleratorul Tandem de 9 MV

3.4.2 Sistemul mobil de monitorizare radiologică a zonelor de lucru

În afară de sistemul fix de monitorizare radiologică, există și o unitate de detecție portabilă, formată dintr-o unitate centrală (tip UB 123 UMO [14]), la care utilizatorul poate conecta trei tipuri diferite de detectori: două sonde de contaminare beta-gama (LB 1231 tip [15] - Sonda umplută cu Xenon), două sonde gama (LB 1236 [16] - contor proporțional) și o sondă cu neutroni (tip LB 6411 [17] - contor proporțional cu ^3H)

3.4.3 Monitorizarea individuală a personalului expus profesional

Monitorizarea externă a personalului expus profesional se realizează cu ajutorul dozimetrelor termoluminescente individuale (TLD). Totodată, pe lângă purtarea dozimetrelor active sau pasive, fiecare angajat este monitorizat periodic pentru a evita orice contaminare internă, monitorizare efectuată cu dispozitive speciale numite contoare de corp uman.

3.5 Niveluri de expunere la Acceleratorul Tandem de 9 MV

În primul experiment analizat au fost măsurate stările excitate din ^{84}Br folosind reacția $^{82}\text{Se}(^{10}\text{B}, ^8\text{Be})^{84}\text{B}$. Energia fasciculului incident a fost de 26 MeV. Intensitatea fasciculului a fost în jur de 650 - 700 nA pe "high energy" și în jur de 10 - 12 nA pe țintă. În Figurile 3.3 și 3.4 sunt prezentate rezultatele înregistrate de sistemul fix de monitorizare radiologică pentru gama și neutroni. Putem observa că dozele sunt sub nivelul limitelor de doză pentru personalul expus profesional, adică în jur de 0,11 uSv/h. Singurii detectori gama care prezintă rate mai mari sunt cei plasați lângă fantele imagine și obiect, așa cum era de așteptat. Chiar și așa, dozele, care sunt în jur de 6 uSv/h, sunt încă sub limitele de doză pentru personalul expus. Trebuie menționat și faptul că fantele imagine și obiect sunt plasate în interiorul sălii acceleratorului iar aceasta este o zonă în care accesul este restricționat în timpul experimentelor.

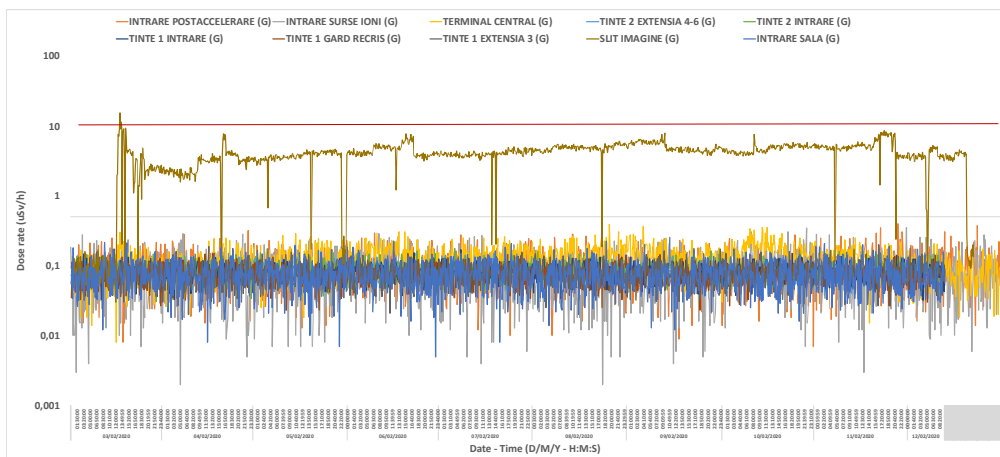


Figura 3.3 Niveluri de expunere pentru radiații gama pentru fascicul de ^{10}B

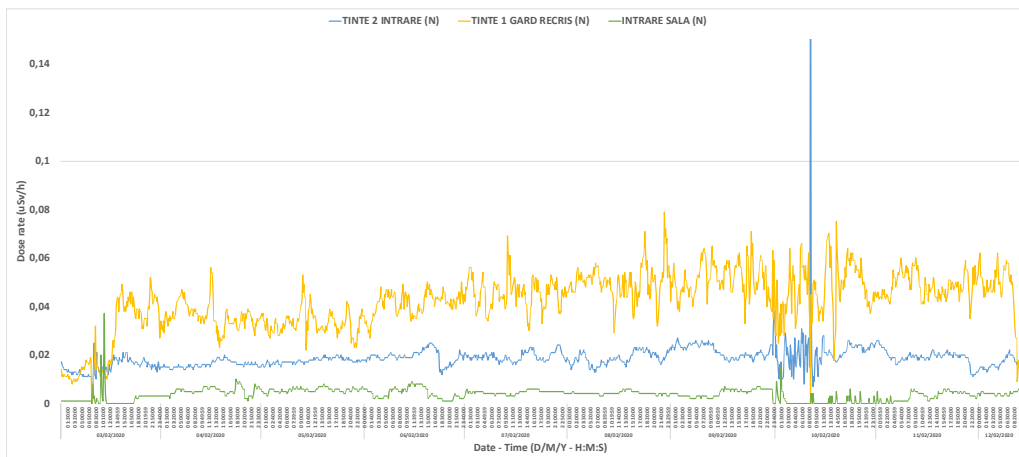


Figura 3.4 Niveluri de expunere pentru neutroni pentru fascicul de ^{10}B

În al doilea experiment analizat avem un fascicul de ^{12}C care lovește o țintă de 15 um grosime ^{58}Ni la o energie de 45 MeV. Intensitatea fasciculului este de aproximativ 3 uA pe "high energy" și 1,5 pA pe țintă. În Figurile 3.5 și 3.6 sunt prezentate rezultatele înregistrate de sistemul fix de monitorizare radiologică pentru gama și neutroni. Putem observa că dozele sunt sub nivelul limitelor de doză pentru personalul expus profesional, adică tot în jur de 0,11 uSv/h. Singurii detectori gama care prezintă rate mai mari sunt, din nou, cei plasați lângă fantele imagine și obiect, dar chiar și așa dozele care sunt în jur de 5 uSv/h sunt încă sub limitele de doză pentru personalul expus. Se pot observa în grafic momente în care dozele depășesc nivelul acceptat pentru personalul expus profesional dar aceste valori corespund momentului în care fasciculul nu este focalizat și operatorii încearcă să obțină un fascicul stabil și direcționat. În acest caz, valorile ridicate ale dozelor, în jur de 40 uSv/h pentru fantele obiect și aproximativ 50 uSv/h pentru fantele imagine, acoperă o durată de aproximativ o oră. Menționăm din nou că fantele imagine și obiect sunt plasate în interiorul sălii acceleratorului iar aceasta este o zonă în care accesul este restricționat în timpul experimentelor.

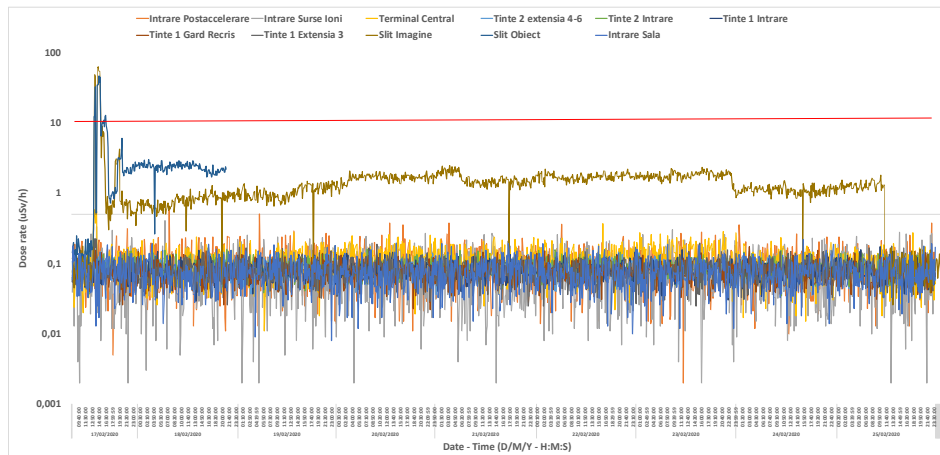


Figure 3.5 Niveluri de expunere pentru radiații gama pentru fascicul ^{12}C

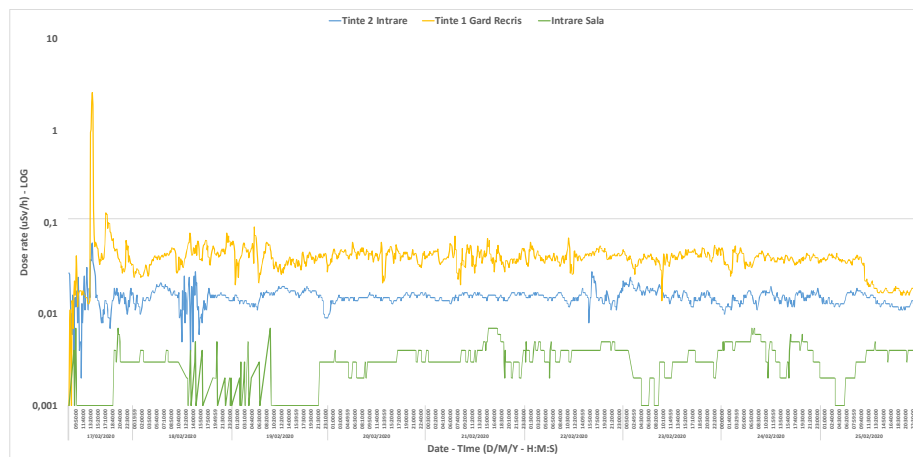


Figura 3.6 Niveluri de expunere pentru neutroni pentru fascicul de ^{12}C

Capitolul 4

Simulări numerice în evaluarea nivelurilor de radiații și radioactivitate indusă

4.1 Metoda Monte Carlo

Tehnicile Monte Carlo (MC) sunt deosebit de utile pentru simularea cazurilor care comportă un nivel ridicat de incertitudine, iar zona de aplicații este extrem de vastă: fizică, inginerie, biologie computerizată etc.

4.2. Codul de simulare numerică FLUKA

FLUKA reprezintă un cod de simulare de tip Monte Carlo, dezvoltat pentru prima dată la CERN, utilizat pentru calculul transportului de particule și interacția cu materia, având un spectru larg de aplicații precum ecranare, activare, dozimetrie, radioterapie, etc. [18] [19]. Acesta poate simula cu mare precizie interacția și propagarea în materie a aproximativ 60 de particule diferite, cum ar fi fotoni și electroni de la 1 keV până la mii de TeV, neutroni până la energii termice și ioni grei [18] [19].

4.3. Interfața grafică FLAIR

Pentru toate simulările prezentate în această teză am folosit FLuka Advanced InteRface (FLAIR) care reprezintă o interfață grafică extrem de utilă pentru a rula FLUKA [20]. Interfața Flair poate fi utilizată pentru a deschide și edita direct orice input în format acceptat de FLUKA.

4.3.1 Implementarea geometriilor

Pentru implementarea geometriei se folosesc obiecte geometrice simple, numite **BODY** pentru a genera regiuni spațiale mai complexe, numite **REGION**, prin intermediul operațiilor booleene. Regiunile sunt definite de operațiile booleene ca o combinație a corpurilor create anterior și fiecare spațiu trebuie să aparțină unei singure regiuni. O regiune specială care trebuie introdusă întotdeauna în orice tip de simulare este regiunea **BLCKHOLE**, zona în care toate particulele sunt absorbite și unde toate celelalte regiuni trebuie incluse. Pentru fiecare regiune, materialul corespunzător a fost atribuit cu **ASSIGNMA**. Materialele au fost preluate din baza de date Flair sau create cu cardul **COMPOUND**.

4.3.2 Carduri – cards

Există peste 80 de carduri (**cards**) disponibile pentru crearea inputurilor și acestea pot fi utilizate pentru descrierea parametrilor fasciculului și a poziției lui de pornire, pentru implementarea geometriei și declararea materialelor utilizate, pentru aplicarea diferitelor procese fizice sau pentru evaluarea dozelor, a activității reziduale, etc [18] [19].

4.4 Testarea codului de simulare FLUKA pentru diferite configurații de ecranare a surselor de radiații

4.4.1. Introducere

Scopul acestei lucrări este de a obține valori experimentale precise pentru doze de neutroni rezultate în urma iradierii cu o sursă de $^{241}\text{Am}(\alpha,n)\text{Be}$ și de a compara acele rezultate cu valorile simulate obținute cu ajutorul codului de simulare FLUKA Monte Carlo. Lucrarea a fost realizată la GSI în cadrul Departamentului de Radioprotecție.

4.4.2. Descrierea metodei de lucru

Pentru evaluarea dozelor rezultate în urma iradierii cu sursa de $^{241}\text{Am}(\alpha,n)\text{Be}$ (2.2×10^6 neutroni/s), am folosit dozimetre de tip TLD bazate pe fluorură de litiu, acestea fiind adesea utilizate pentru detectarea neutronilor. Am efectuat cinci tipuri de măsurători folosind diferite materiale de ecranare și configurații. Mai multe detalii despre simulările numerice create pentru acest studiu pot fi găsite în teză.

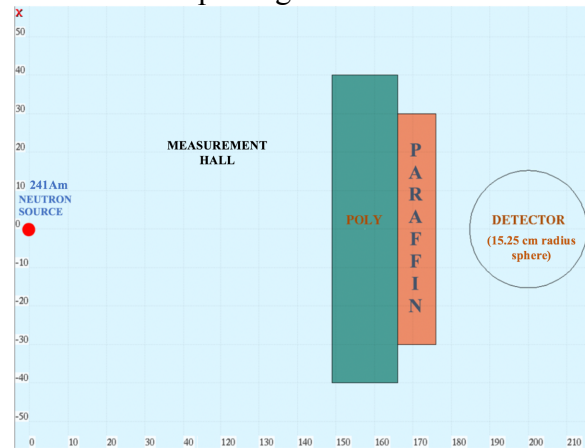


Figura 4.4. Plan general pentru a cincea măsurătoare (vedere de sus din Flair Geometry Viewer – pe axe sunt exprimate dimensiunile în cm)

4.4.3. Rezultate și concluzii

Tabel 4.1: Compararea valorilor experimentale cu rezultatele obținute cu FLUKA

Măsurătoare	$H^*_{n\text{-măsurat}}$ [$\mu\text{Sv/h}$]	$H^*_{n\text{-simulat}}$ [$\mu\text{Sv/h}$]
M1 – fără ecran de protecție	11.51(6)	11.39(2)
M2 – 10 cm parafină	5.08(3)	5.81(1)
M3 – 5 cm plumb + 10 cm parafină	5.66(3)	5.09(1)
M4 – 5 cm plumb	9.70(5)	9.13(2)
M5 – 17 cm polietilenă + 10 cm parafină	3.47(2)	3.46(1)

După analizarea rezultatelor obținute cu ajutorul codului de simulare FLUKA, putem afirma că acestea sunt descrise foarte bine de rezultatele experimentale.

Capitolul 5

Evaluarea riscului radiologic pentru un experiment efectual la complexul experimental PHELIX de la GSI

5.1 Introducere

Obiectivul principal al acestui studiu este de a evalua sistemul de ecranare existent pentru un experiment realizat la instalația PHELIX, folosind codul de simulare numerică FLUKA Monte Carlo. Deși experimente similare au fost deja efectuate anterior la PHELIX, este necesară o nouă evaluare în ceea ce privește cerințele de protecție împotriva radiațiilor din cauza schimbării direcției fasciculului laser. Noua direcție a fasciculului este parțial spre sala ESR a GSI, care este o zonă publică.

Ținând cont de parametrii fasciculului (tip de particule, energie, divergență și intensitate), dar și de compoziția izotopică a materialelor, devine posibil să calculăm nivelul de expunere la radiații și să proiectăm sau să testăm ecranări adecvate pentru a menține acest nivel ”as low as reasonable achievable”.

5.2 Complexul experimental PHELIX

PHELIX (Petawatt High-Energy Laser for Heavy Ion EXperiments) este o instalație laser extrem de versatilă, capabilă să ofere fascicule laser intense. Poate obține energii de până la 1 kilojoule, precum și puteri de până la 500 de terawați.

5.3 Descrierea metodei de lucru

În situația evaluată, am folosit laserul PHELIX pentru lovi o folie de deuteriu cu scopul de a accelera ionii de deuteriu. Ionii accelerați au fost direcționați către un material convertor format din beriliu. Neutronii produși au fost apoi încetiniți în interiorul unui moderator de polietilenă. Mai multe detalii despre simulările numerice create pentru acest studiu pot fi găsite în teză.

5.4 Rezultate și concluzii

După analizarea rezultatelor obținute cu pachetul de simulare FLUKA Monte Carlo, se constată că, în mare parte, nivelul de expunere la radiații este sub $0,5 \mu\text{Sv/h}$ în afara zonei PHELIX, adică în regiunea de interes pentru această evaluare. Nivelul de expunere ar fi peste limitele stabilite prin legislație numai în cazul în care toți neutronii are avea energii de 20 MeV, ceea ce nu se întâmplă de fapt în realitate, deoarece mai mult de 99% dintre neutroni sunt la energii mai mici. Așadar, peretele de ecranare existent este suficient a proteja zona de interes în situația evaluată.

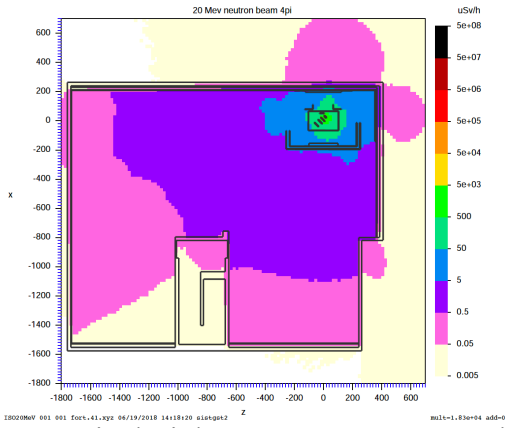


Figura 5.4 Niveluri de expunere pentru cazul de sursă de neutroni 4π cu intensitate de 2.75×10^{10} n/s

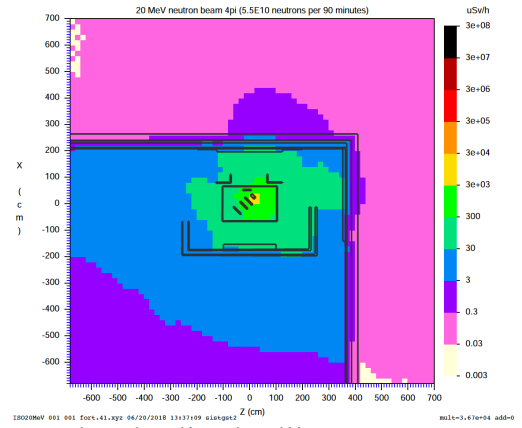


Figura 5.5. Plan detaliu al sălii ESR pentru cazul de sursă de neutroni 4π cu intensitate 5.5×10^{10} n/s

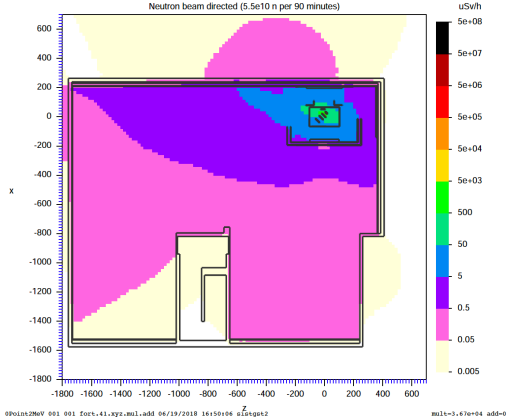


Figura 5.6 Niveluri de expunere pentru cazul de sursă direcționată de neutroni cu intensitate 5.5×10^{10} n/s

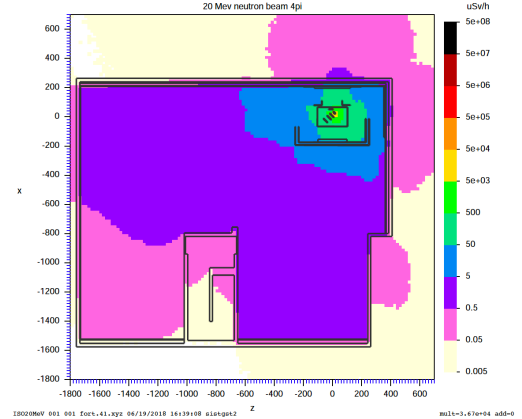


Figura 5.7 Niveluri de expunere pentru cazul de sursă de neutroni 4π cu intensitate de 5.5×10^{10} n/s

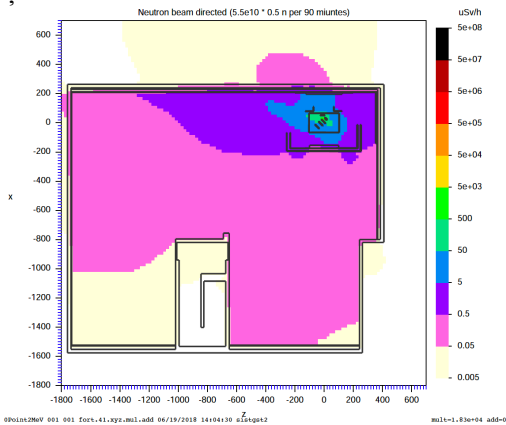


Figura 5.8 Niveluri de expunere pentru cazul de sursă direcționată de neutroni cu intensitate 2.75×10^{10} n/s

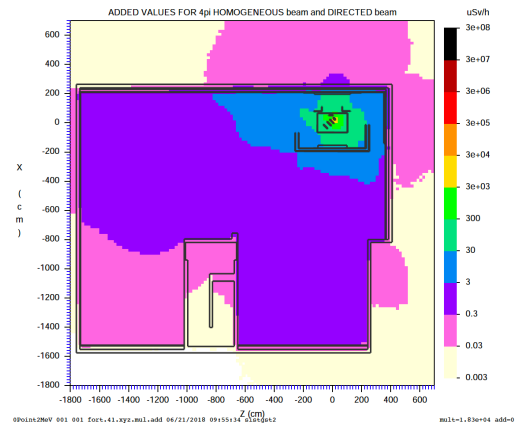


Figura 5.9 Nivel de expunere total

Capitolul 6

Studierea producerii de neutroni în urma coliziunii unui fascicul de ^{56}Fe cu o țintă de Al la GSI

6.1 Introducere

Această lucrare își propune să examineze și să îmbunătățească o configurație experimentală, formată din mai multe tipuri de detectori, utilizată pentru investigarea radiațiilor secundare produse de radiația inițială de tip galactic, care traversează ținte groase. Experimentul test a avut loc la GSI în sala experimentală Cave A.

Acest experiment este împărțit în două etape (ambele fiind comparate cu rezultatele obținute prin simulări FLUKA):

1. Măsurători de doză ambientală (neutroni) în interiorul sălii experimentale, în timpul iradierii.
2. Investigarea activării țintei de Al, după iradiere.

6.2 Descrierea metodei de lucru

6.2.1 Măsurători de doză ambientală (neutroni) în interiorul sălii experimentale

S-au efectuat două iradiere de 15 minute ale țintei de Al cu fasciculul de ^{56}Fe : una cu o intensitate de $1,75 \times 10^7$ part/s și alta cu o intensitate de $1,87 \times 10^7$ part/s. Atât detectorii pasivi cât și cei activi au fost plasați în poziții cheie în interiorul sălii experimentale pentru a obține o descriere completă a câmpului mixt de radiații.

6.2.2 Investigarea activării țintei de Al, după iradiere

6.2.2.1 Niveluri de expunere rezultate din ținta de Al

Am măsurat dozele în 6 poziții (poziția în care fasciculul a lovit ținta, poziția de ieșire a fasciculului, partea stângă a țintei, partea dreaptă a țintei, vârful țintei, partea inferioară a țintei) timp de 8 zile și am decis să ne oprim atunci când am atins valorile fondului natural de radiații.

6.2.2.2 Spectroscopie gama

Spectroscopia gama a fost utilizată pentru identificarea izotopilor cu activitate reziduală dominantă rezultați din iradierea țintei de Al cu fasciculul de ^{56}Fe și pentru a determina contribuția fiecărui izotop identificat la activitatea reziduală totală.

6.3 Simulări FLUKA Monte Carlo

6.3.1 Măsurători de doză ambientală (neutroni) în interiorul sălii experimentale

Au fost efectuate 10 simulări separate cu 10^{10} particule primare pentru fiecare simulare pentru obținerea unei statistici cât mai bune. Mai multe detalii despre simulări numerice create pentru acest experiment pot fi găsite în teză.

6.3.2 Investigarea activării țintei de Al după iradiere

Pentru investigarea țintei de Al după iradiere, am folosit o descriere simplificată a experimentului. Ținta de Al, simulată ca un cilindru circular drept (RCC) cu o rază de 10 cm și o înălțime de 25 cm, este lovită de un fascicul de ^{56}Fe cu energie de 1 GeV/u.

6.4 Compararea rezultatelor experimentale cu rezultatele simulate

6.4.1 Măsurători de doză ambientală (neutroni) în interiorul sălii experimentale

Figura 6.4. prezintă rezultatele (doză ambientală în uSv/h) obținute prin simulări numerice vs. rezultate obținute în urma măsurătorilor experimentale

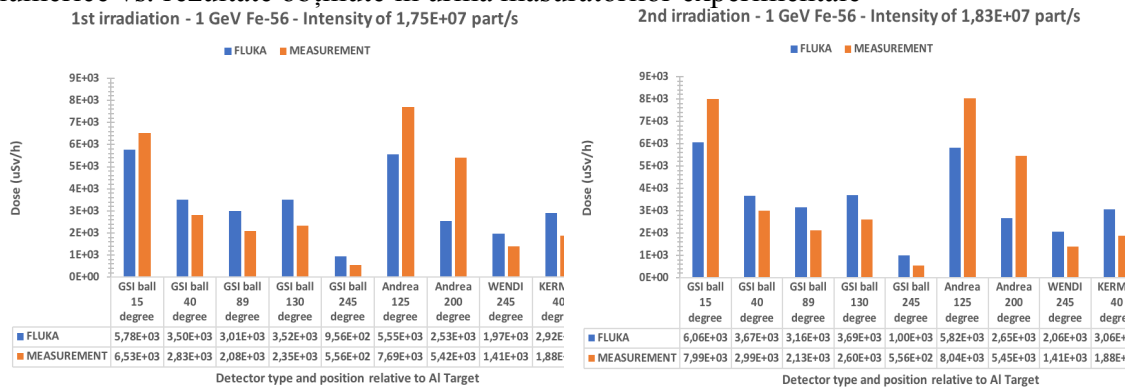


Figura 6.4 Doză ambientală simulată vs. Doza ambientală măsurată pentru prima iradiere (stângă) și pentru a doua iradiere (dreapta)

6.4.2 Investigarea activării țintei de Al după iradiere

6.4.2.1 Doze

Rezultatele simulărilor FLUKA indică aceeași tendință ca și măsurătorile experimentale. Poate fi observată cu ușurință o scădere a ratei dozei.

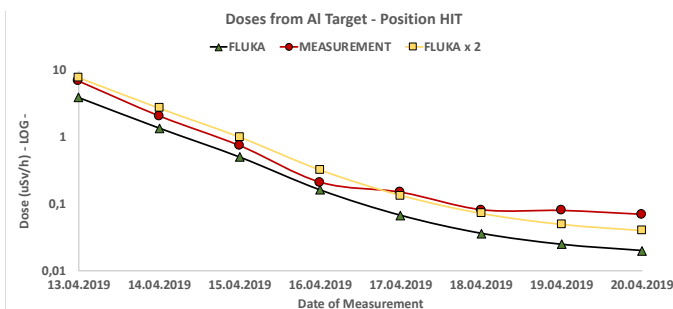


Figura 6.5 Doza simulată vs. Doza măsurată (Poziția 1)

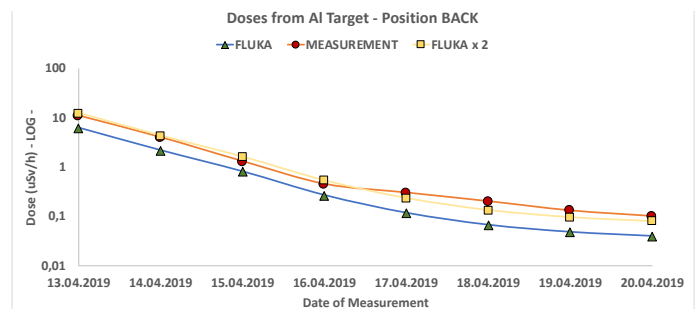


Figura 6.8 Doza simulată vs. Doza măsurată (Poziția 2)

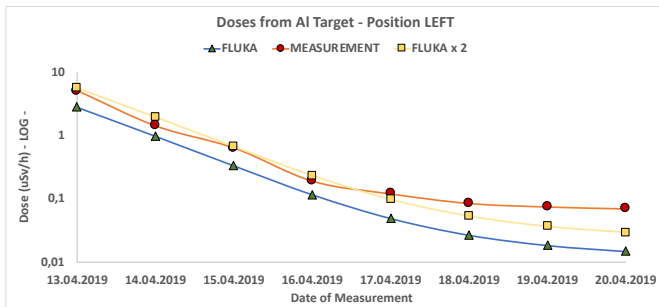


Figura 6.6 Doza simulată vs. Doza măsurată (Poziția 3)

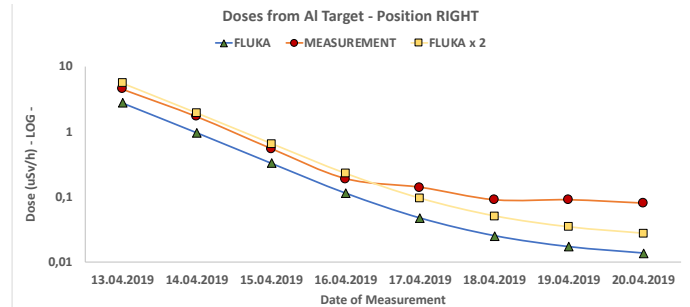


Figura 6.9 Doza simulată vs. Doza măsurată (Poziția 4)

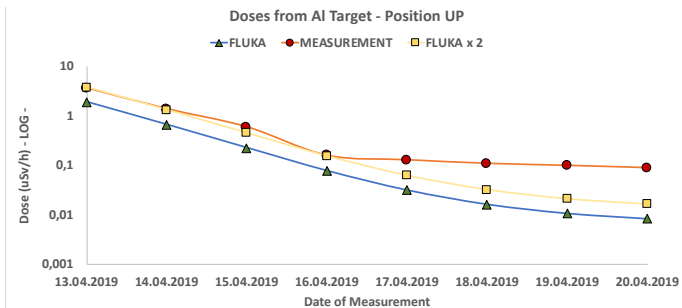


Figura 6.7 Doza simulată vs. Doza măsurată (Poziția 5)

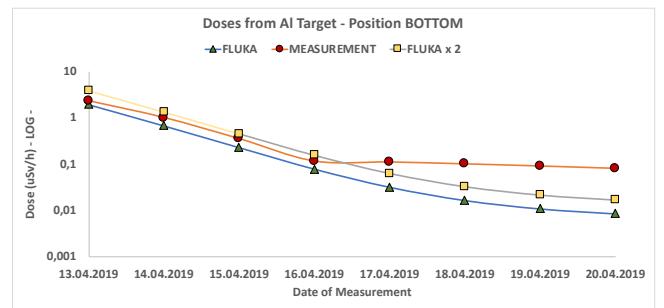


Figura 6.10 Doza simulată vs. Doza măsurată (Poziția 6)

6.4.2.2 Spectroscopie gama

Cu ajutorul spectroscopiei gama am identificat 8 izotopi rezultați în urma iradierii țintei de Al cu fasciculul de ^{56}Fe . Analizând și comparând rezultatele observăm că cele obținute prin simulări numerice sunt descrise foarte bine de cele experimentale, așa cum se poate observa în Figura 6.13.

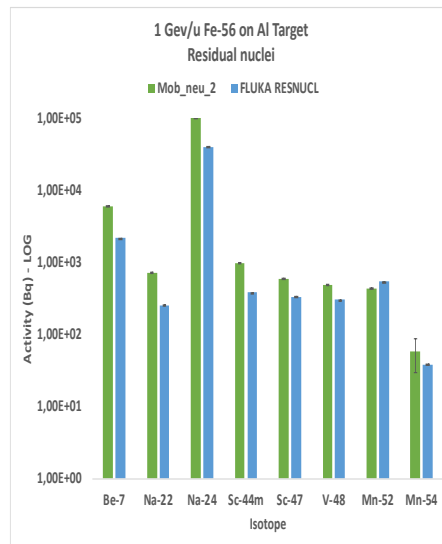


Figura 6.13. Izotopii identificați ca urmare a iradierii țintei de Al cu ^{56}Fe

6.5 Concluzii

În concluzie, pentru ambele părți evaluate în acest experiment rezultatele obținute cu ajutorul codului de simulare FLUKA Monte Carlo sunt descrise bine de rezultatele experimentale.

Capitolul 7

Evaluarea riscului radiologic asociat producerii unei surse de neutroni bazată pe reacția $p(^7\text{Li},n)^7\text{Be}$ în cinematică inversă la Acceleratorul Tandem de 9 MV din IFIN – HH

7.1 Introducere

În acest capitol sunt prezentate rezultatele obținute cu ajutorul codului de simulare FLUKA în evaluarea riscului radiologic (nivel de expunere la radiații și activitatea reziduală indusă) în urma producerii unei surse de neutroni obținută prin reacția inversă $p(^7\text{Li},n)^7\text{Be}$, similară cu cea obținută deja la Institutul de Fizică Nucleară (IPN) din Orsay, Franța [22]. Luând în considerare parametrii fasciculului (emitanța, tipul, energia și intensitatea particulelor accelerate), compoziția izotopică a țintelor iradiate și a materialelor structurale, am calculat câmpurile de radiații secundare generate în diferite zone ale clădirii Tandem de 9 MV în timpul experimentului dar și activitatea reziduală indusă după un anumit timp de funcționare a Acceleratorului.

7.2 Sursa de neutroni LICORNE de la Orsay

În 2013, la IPN la Orsay a fost dezvoltată o sursă direcțională unică de neutroni, numită LICORNE (Lithium Inverse Cinematiques ORsay NEutron source), care se bazează pe producerea de neutroni rapizi prin utilizarea reacției $p(^7\text{Li},n)^7\text{Be}$ în cinematică inversă. Sursele de neutroni cvasi-monoenergetici convenționali pot fi produse prin reacții cinematice directe pe nucleeele ușoare, cum ar fi $^7\text{Li}(p,n)^7\text{Be}$, dar problema care apare este că fluxul de neutroni rezultat nu este bine direcționat și mai puțin de 1% din acesta poate fi utilizat mai departe. Principalul avantaj al cinematicii inverse este colimarea naturală pe direcția înainte a ejectililor de reacție, care duce la creșterea fluxurilor de neutroni. Fluxurile rezultate depind de mai mulți factori, dar cei mai importanți sunt emitanța, energia și intensitatea fasciculului de ^7Li și de asemenea grosimea țintei de polipropilenă $(\text{C}_3\text{H}_6)_n$. Presupunând o intensitate de 100 pA a fasciculului de ^7Li , fluxurile obținute pot fi de maximum 10^7 neutroni/s/sr [22].

7.3 Descrierea metodei de lucru

Conform normelor privind cerințele de bază de securitate radiologică [13], rata dozei efective nu trebuie să depășească 1 mSv/an pentru toate zonele și instalațiile care sunt accesibile fără restricții pentru lucrători și vizitatori. Ținând cont de faptul că într-un an de activitate sunt 2000 de ore de lucru, rata dozei nu trebuie să depășească 0,5 $\mu\text{Sv/h}$ pentru o zonă publică și 3 $\mu\text{Sv/h}$ pentru o zonă supravegheată.

Caracteristicile țintelor, energia și intensitatea fasciculului luate în considerare pentru acest studiu sunt similare cu cele utilizate la Orsay [22] - mai multe detalii pot fi găsite în teză.

Pentru această evaluare de securitate radiologică am folosit din nou codul de simulare numerică FLUKA [18] [19]. Clădirea în care este poziționat Acceleratorul Tandem de 9 MV a fost implementată în simularea numerică așa cum se poate observa în Figura 7.1. Mai multe detalii despre simulările numerice create pentru acest studiu pot fi găsite în teză.

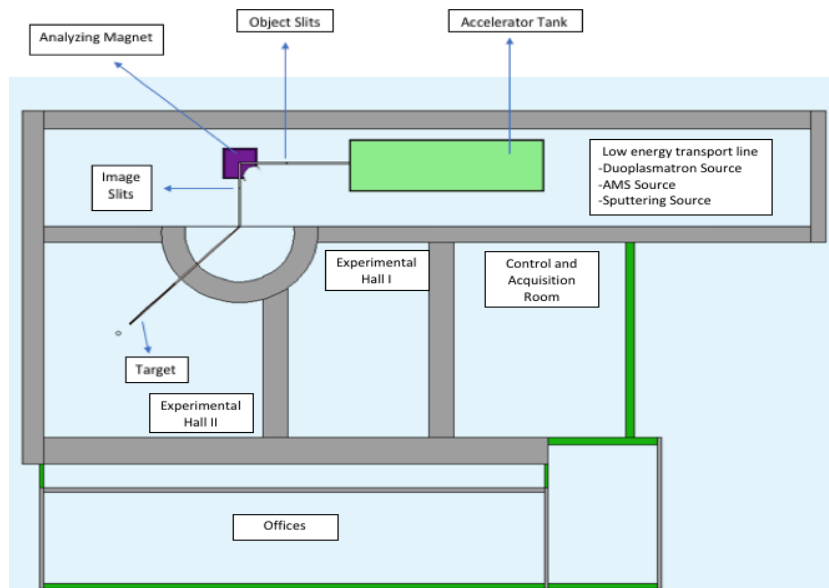


Figura 7.1 Planul clădirii Unității Nucleare Tandem, văzut în Flair Geoviewer Mode. Include componentele relevante ale acceleratorului din punct de vedere radiologic

7.4 Rezultate

7.4.1 Nivelul de expunere la radiații

Analiza rezultatelor obținute cu ajutorul simulărilor numerice a dovedit eficiența zidurilor de ecranare existente în zona publică, în care sunt incluse birourile și holurile de acces. Nivelul expunerii la radiații în această zonă nu trebuie să depășească $0,5 \mu\text{Sv/h}$.

Cazul 1. Fascicul de ${}^7\text{Li}$ @ 13.7 MeV – intensitate 100 pA

Ținta 1 – Polipropilenă (PP) depusă pe substrat de aur

Ținta 2 - Țintă de tip multistrat de TiH_2 depusă între 2 straturi de aur

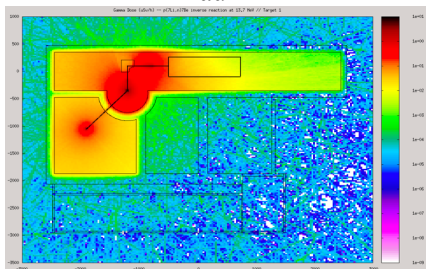


Figura 7.2 Doze gama pentru ținta PP ($\mu\text{Sv/h}$)

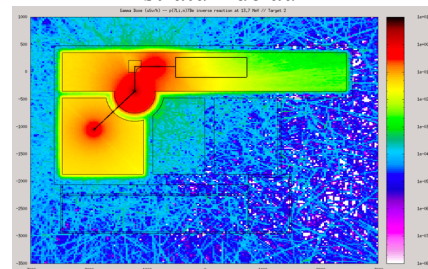


Figura 7.3 Doze gama pentru ținta TiH_2 ($\mu\text{Sv/h}$)

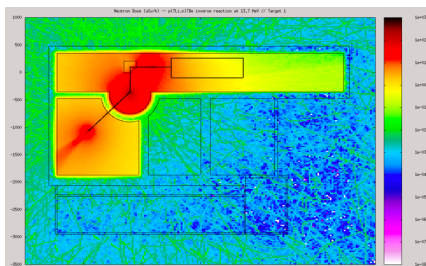


Figura 7.4 Doze de neutroni pentru ținta PP ($\mu\text{Sv/h}$)

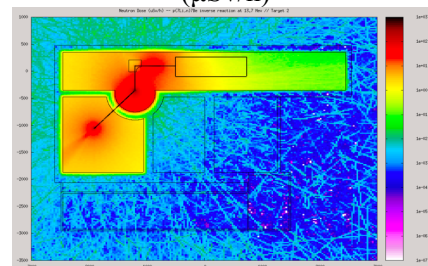


Figura 7.5 Doze de neutroni pentru ținta TiH_2 ($\mu\text{Sv/h}$)

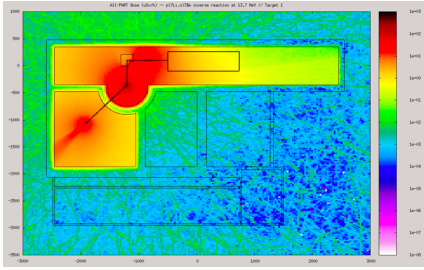


Figura 7.6 Doza efectivă pentru ținta PP (μSv/h).

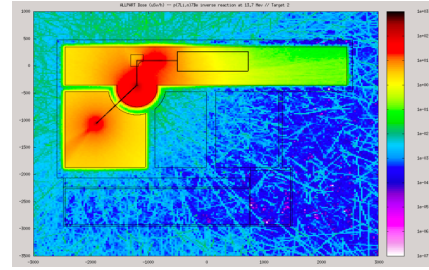


Figure 7.7 Doza efectivă pentru ținta TiH₂ (μSv/h)

Cazul 2. Fascicul de ⁷Li @ 16 MeV – intensitate 100 pA

Ținta 1 – Polipropilenă (PP) depusă pe substrat de aur

Ținta 2 - Țintă de tip multistrat de TiH₂ depusă între 2 straturi de aur

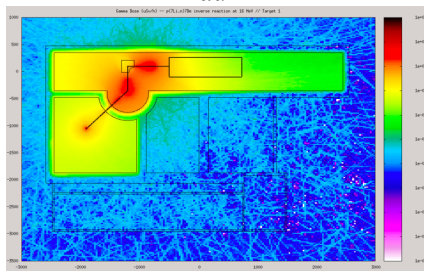


Figura 7.8 Doze gama pentru ținta PP (μSv/h)

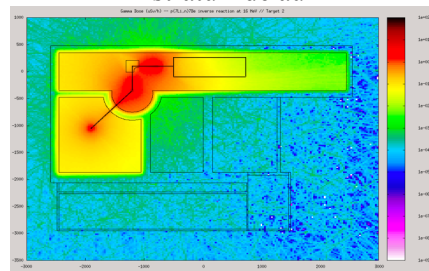


Figura 7.9 Doze gama pentru ținta TiH₂ (μSv/h)

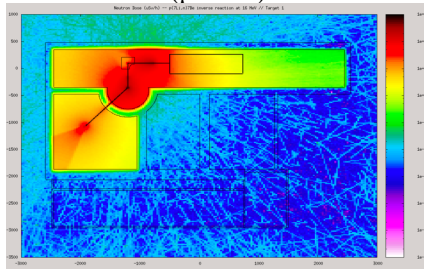


Figura 7.10 Doze de neutroni pentru ținta PP (μSv/h)

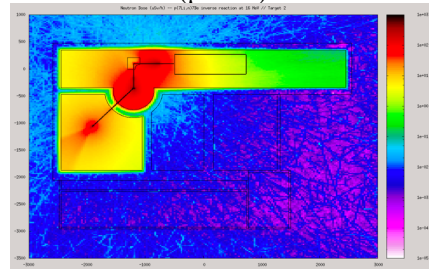


Figura 7.11 Doze de neutroni pentru ținta TiH₂ (μSv/h)

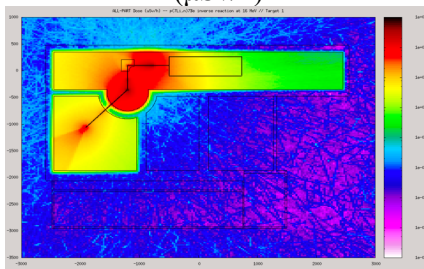


Figura 7.12 Doza efectivă pentru ținta PP (μSv/h)

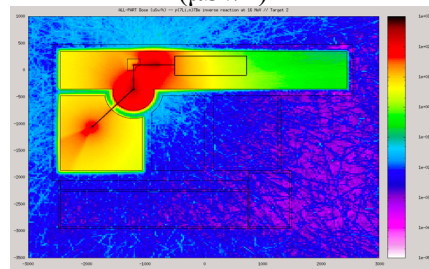


Figura 7.13 Doza efectivă pentru ținta TiH₂ (μSv/h)

7.4.2 Estimarea activității reziduale induse

Activarea componentelor din structura de accelerare nu depinde de tipul de țintă utilizată pentru producerea de neutroni, ci doar de energia particulei inițial accelerate. Având în vedere că intensitatea fascicului de ⁷Li este de 100 pA pentru toate cazurile analizate, rezultatele sunt prezentate doar din punct de vedere al energiei fascicului. Am creat două simulări numerice pentru ambele cazuri analizate: una cu fascicul de ⁷Li, cu o intensitate de 100 pA și energie de 13,7 MeV și a doua cu aceeași intensitate de 100 pA

dar energie de 16 MeV. Pentru ambele energii, am luat în considerare ca timp al experimentului două săptămâni. Din Tabelul 7.1 putem observa producerea de radionuclizi cu timp de înjumătățire mai mare de 100 de zile (^{65}Zn , ^{57}Co , ^{54}Mn și ^3H) ca urmare a interacțiunii fasciculului de ^7Li la energia de 13,7 MeV cu componentele acceleratorului. Din Tabelul 7.2 putem observa apariția acelorși radionuclizi (^{65}Zn , ^{57}Co , ^{54}Mn , ^3H plus ^{60}Co), dar cu activități mai mari. Acest lucru se datorează faptului că energia fasciculului este mai mare în cel de-al doilea caz analizat.

Tabelul 7.1 Activitate reziduală indusă pentru ^7Li @ 13.7 MeV

Izotop	Half-life (T1/2)	Activitate la STOP (Bq/cmc)	Activitate după o oră (Bq/cmc)	Activitate după o zi (Bq/cmc)	Activitate după o săpt o săptămână (Bq/cmc)	Activitate după o lună (Bq/cmc)	Activitate după un an (Bq/cmc)	Eroare relativă (%)	Nivel de excludere (Bq/cmc)
Zn-65	244.26 d	8.88E+01	8.88E+01	8.85E+01	8.70E+01	8.15E+01	3.15E+01	11.35	3.00E+03
Co-57	271.79 d	1.01E+04	1.01E+04	1.01E+04	9.96E+03	9.38E+03	4.00E+03	0.70	5.00E+04
Mn-54	312.2 d	3.25E+03	3.25E+03	3.24E+03	3.20E+03	3.04E+03	1.45E+03	1.77	1.00E+04
H-3	12.33 y	1.22E+01	1.22E+01	1.22E+01	1.22E+01	1.22E+01	1.16E+01	7.13	2.00E+05
TOTAL		1.86E+04	1.24E+04	2.41E+03	2.12E+03	1.66E+03	2.49E+02		4.00E+04

Tabelul 7.2 Activitate reziduală indusă pentru ^7Li @ 16 MeV

Izotop	Half-life (T1/2)	Activitate la STOP (Bq/cmc)	Activitate după o oră (Bq/cmc)	Activitate după o zi (Bq/cmc)	Activitate după o săpt o săptămână (Bq/cmc)	Activitate după o lună (Bq/cmc)	Activitate după un an (Bq/cmc)	Eroare relativă (%)	Nivel de excludere (Bq/cmc)
Zn-65	244.26 d	4.37E+03	4.37E+03	4.36E+03	4.28E+03	4.01E+03	1.55E+03	1.60	3.00E+03
Co-60	5.27 y	1.14E+02	1.14E+02	1.14E+02	1.14E+02	1.13E+02	1.00E+02	4.00	1.00E+03
// Co-60m	// 10.4 m								// 1.00E+06
Co-58	70.86 d	1.96E+05	1.96E+05	1.94E+05	1.83E+05	1.46E+05	5.51E+03	0.35	1.00E+04
// Co-58m	// 9.04 h								// 3.00E+05
Mn-56	2.57 h	1.17E+04	8.95E+03	1.85E+01	2.85E-16	0.00E+00	0.00E+00	6.00	1.00E+04
Co-56	7.27 d	2.09E+04	2.09E+04	2.07E+04	1.97E+04	1.59E+04	7.92E+02	1.43	4.00E+03
Mn-54	312.2 d	1.17E+04	1.17E+04	1.16E+04	1.15E+04	1.09E+04	5.18E+03	0.57	1.00E+04
H-3	12.33 y	4.03E+01	4.03E+01	4.03E+01	4.03E+01	4.01E+01	3.81E+01	3.81	2.00E+05
TOTAL	6.69E+04	4.50E+04	8.78E+03	7.45E+03	5.82E+03	7.21E+02		5.48E04	

7.5 Concluzii

Analiza rezultatelor simulării indică faptul că pereții de ecranare sunt eficienți și că nivelul de expunere la radiații este sub limitele prevăzute în legislație, prin urmare cerințele de radioprotecție sunt satisfăcute pentru construirea unei astfel de instalații.

Rezultatele activității reziduale în structura de accelerare pentru perioade de timp de răcire după oprirea fasciculului, 1 oră, 1 zi, 1 săptămână, 1 lună și după 1 an în condițiile descrise deja, sunt comparate cu limitele date de normele de siguranță. Acestea afirmă că materialul analizat poate fi tratat ca deșeu industrial dacă activitatea totală a eșantionului este mai mică decât suma nivelurilor de excludere a radionuclizilor pentru acel eșantion. Pentru unii radionuclizi literatura de specialitate nu prezintă niciun nivel de excludere, dar contribuția acestora este luată în considerare la calcularea activității totale a eșantionului analizat.

O evaluare mai detaliată din punct de vedere radiologic se va face în momentul în care va fi stabilită o caracterizare mai exactă a sursei de neutroni, în funcție de noile condiții și parametri tehnici aplicabili la Acceleratorul Tandem de 9 MV.

Capitolul 8

Concluzii

8.1 Concluzii generale

Scopul principal al acestei teze a fost compararea și validarea rezultatelor obținute cu ajutorul codurilor de simulări numerice, mai precis FLUKA Monte Carlo, cu rezultatele experimentale pentru evaluări de risc radiologic la acceleratorii de particule. Partea teoretică a tezei cuprinde informații generale despre mărimile dozimetrice, efectele biologice ale radiațiilor ionizante dar și principiul de funcționare și sistemele de radioprotecție ale Acceleratorului Tandem de 9 MV. Contribuțiile originale ale acestei teze sunt prezentate în Capitolele 4, 5, 6 și 7 după cum urmează:

- În Capitolul 4 este prezentată o comparație între rezultatele simulate și cele măsurate pentru un caz simplu de iradiere cu o sursă de $^{241}\text{Am}(\alpha, n)\text{Be}$, ecranată cu diferite tipuri de materiale. Pentru a măsura dozele am folosit carduri dozimetrice cu termoluminescență bazate pe fluorură de litiu, o metodă obișnuită folosită pentru detectarea neutronilor. Dozimetrele TLD, constând din două cristale sensibile atât la neutroni cât și la gama și două cristale sensibile doar la gama, au fost plasate în interiorul unei sfere de polietilenă și iradiate cu sursa de neutroni ^{241}Am pentru perioade diferite de timp și folosind diferite configurații de ecranare. Pentru fiecare dintre cele cinci măsurători am creat o simulare FLUKA Monte Carlo în conformitate cu configurațiile din viața reală și am evaluat echivalentul dozei de neutroni. După compararea rezultatelor simulate cu cele măsurate, am observat că rezultatele simulării sunt descrise foarte bine de cele experimentale, astfel încât pentru acest caz simplu de iradiere FLUKA ne-a oferit rezultate de încredere.
- În Capitolul 5 sunt prezentate rezultatele unei evaluări de risc radiologic efectuată pentru un experiment realizat la complexul experimental PHELIX de la GSI. Deși experimente similare au mai fost efectuate, a fost solicitată o nouă evaluare din punct de vedere radiologic ca urmare a schimbării direcției fasciculului către o zonă publică. Pentru a verifica eficiența pereților de ecranare, am creat mai multe simulări FLUKA Monte Carlo în care am folosit laserul PHELIX pentru a lovi o folie de deuteriu cu scopul de a accelera ionii de deuteriu. Acești ioni au fost direcționați pe un material convertor format din beriliu iar neutronii astfel creați au fost apoi încetiniți în interiorul unui moderator de polietilenă. După prelucrarea și analiza rezultatelor obținute din simulările numerice, am ajuns la concluzia că în regiunea noastră de interes, anume în zona publică, nivelul expunerii la radiații este sub 0,5 uSv/h, limita impusă prin norme pentru o zonă publică.
- În Capitolul 6 sunt prezentate rezultatele unui experiment test efectuat în sala experimentală Cave A de la GSI. Aceasta a făcut parte din proiectul „Investigation of Biological Effects of Radiation”, care are ca obiectiv principal examinarea și îmbunătățirea unei configurații experimentale formate din mai multe tipuri de detectori, utilizate pentru investigarea radiațiilor secundare produse de radiația inițială de tip cosmic, care traversează ținte groase. În acest scop, am folosit un fascicul ^{56}Fe de 1 GeV/u și o țintă groasă de Al. Prima sarcină pentru acest studiu a fost evaluarea dozei echivalente de neutroni în interiorul sălii experimentale în timpul fasciculului. A doua sarcină a fost investigarea țintei de Al după iradiere din punct de vedere al dozele gama și al activării. Având în vedere că un factor

cheie al acestui proiect este și furnizarea datelor de referință pentru codurile Monte Carlo, am creat, de asemenea, mai multe simulări numerice pentru cele două obiective descrise mai sus. După analizarea și compararea rezultatelor din simulările FLUKA Monte Carlo cu măsurătorile experimentale, putem spune că rezultatele obținute din simulările numerice sunt descrise bine de valorile obținute experimental.

- În Capitolul 7 sunt prezentate rezultate obținute doar prin simulări numerice pentru o evaluare a riscului radiologic care apare la Acceleratorul Tandem de 9 MV în urma efectuării reacției de cinematică inversă $p(^7\text{Li},n)^7\text{Be}$. Evaluarea riscului radiologic a constat în calcularea nivelului de expunere la radiații și al activării componentelor Acceleratorului Tandem de 9 MV. Caracteristicile țintelor, energia și intensitatea fasciculului pe care le-am luat în considerare în cadrul acestui studiu sunt similare cu cele utilizate la instalația LICORNE din Orșay, dar țin cont de parametrii tehnici ai Acceleratorului Tandem de 9 MV. Pentru această evaluare de risc radiologic am folosit din nou pachetul de simulare FLUKA Monte Carlo incluzând componentele relevante ale structurii de accelerare. Pentru evaluarea nivelului de expunere la radiații am efectuat o descriere spațială schematică a clădirii Tandem, cu scopul de a verifica valorile nivelurilor de expunere la radiații în zonele considerate publice. Analiza simulărilor numerice din punct de vedere al nivelului expunerii la radiații a indicat că pereții de ecranare ai clădirii Tandem sunt eficienți și că nivelurile de doză pentru zonele publice sunt sub limitele prevăzute în legislație, deci cerințele de radioprotecție pentru acest caz analizat sunt satisfăcute. Astfel, construirea unei surse de neutroni rapizi direcționate ar putea fi posibilă, atunci când se utilizează parametrii descriși în capitol. Având în vedere că studiul a fost bazat strict pe parametrii și condițiile descrise la LICORNE, o evaluare de radioprotecție mai detaliată se va face în momentul în care utilizatorii acestei surse de neutroni vor stabili cu precizie caracteristicile ei.

8.2 Listă de lucrări

1. *Radiation Protection Assessment for Commissioning a Fast Neutron Source Based on the $P(^7\text{Li},N)^7\text{Be}$ Inverse Reaction at the 9 MV Tandem Accelerator of IFIN-HH*

Irina Dinescu, Gheorghe Căta-Danil

Romanian Journal of Physics 65, 302 (2020), 2020

2. *Testing of FLUKA Monte Carlo Transport Code for different shielding configurations*

Irina - Eliza Stîru, Torsten Radon, Alexey Sokolov

U.P.B. Sci. Bull., Series A, Vol. 81, Iss. 2, 2019, 2019

3. *Characterisation of Electrons from Relativistic Laser-Produced Plasmas by means of Thermoluminescence Detector-based 10-channel Spectrometer*

N. Zahn, O. Rosmej, F. Horst, A. Sokolov, Ş. Zăhter, T. Radon, **I. Dinescu**, N. Borisenko, and J. Jacob

GSI annual report - 'News and Reports from High Energy Density generated by Heavy Ion and Laser Beams' (HEDP-Report), 2019

4. Preliminary results of proton inelastic scattering on ^{57}Fe

Daniel Stoicescu, Marian Boromiza, Stefana Calinescu, Cristina Clisu, Philippe Dessagne, Tudor Glodariu, Alina Ionescu, Maëlle Kerveno, Alexandru Lungu, Nicolae Marginean, Andreea Mitu, Radu Emanuel Mihai, Constantin Mihai, Alexandru Negret, Markus Nyman, Cristina Nita, Adina Olacel, Cristina Petrone, Cristophe Sotty, Andreea Serban, Leonard Serbina, **Irina Stiru**, Rares Suvaila, Sebastian Toma, and Andrei Turturica

AIP Conference Proceedings 2076, 060009 (2019), 2019

5. Absolute cross sections of the $^{86}\text{Sr}(\alpha,n)^{89}\text{Zr}$ reaction at energies of astrophysical interest

Andreea Oprea, Tudor Glodariu, Dan Filipescu, Ioana Gheorghe, Andreea Mitu, Marian Boromiza, Dorel Bucurescu, Cristian Costache, Irina Cata-Danil, Nicoleta Florea, Dan Gabriel Ghita, Alina Ionescu, Nicolae Marginean, Raluca Marginean, Constantin Mihai, Radu Mihai, Alexandru Negret, Cristina Nita, Adina Olacel, Sorin Pascu, Cristophe Sotty, Rares Suvaila, Lucian Stan, Lucian Stroe, Andreea Serban, **Irina Stiru**, Sebastian Toma, Andrei Turturica, Sorin Ujeniuc

EPJ Web of Conferences 146, 01016, 2017

6. Multifaceted Quadruplet of Low-Lying Spin-Zero States in ^{66}Ni : Emergence of Shape Isomerism in Light Nuclei

S. Leoni, B. Fornal, N. Mărginean, M. Sferrazza, Y. Tsunoda, T. Otsuka, G. Bocchi, F. C. L. Crespi, A. Bracco, S. Aydin, M. Boromiza, D. Bucurescu, N. Cieplicka-Oryn`czak, C. Costache, S. Călinescu, N. Florea, D. G. Ghiță, T. Glodariu, A. Ionescu, Ł. W. Iskra, M. Krzysiek, R. Mărginean, C. Mihai, R. E. Mihai, A. Mitu, A. Negreț, C. R. Niță, A. Olăcel, A. Oprea, S. Pascu, P. Petkov, C. Petrone, G. Porzio, A. Șerban, C. Sotty, L. Stan, **I. Știru**, L. Stroe, R. Șuvăilă, S. Toma, A. Turturică, S. Ujeniuc, C. A. Ur

Physical Review Letters 118, 162502 (2017), 2017

BIBLIOGRAFIE

- [1] Radiation oncology physics : a handbook for teachers and students, E. B. Podgorsak, sponsored by IAEA et al, Vienna : International Atomic Energy Agency, 2005, STI/PUB/1196, ISBN 92-0-107304-
- [2] Organisation for Economic Co-Operation and Development - Nuclear Energy Agency - OECD/NEA, Le Seine Saint-Germain, 12 boulevard des Iles, F-92130 Issy-les-Moulineaux (France) (2011). Evolution of ICRP Recommendations 1977, 1990 and 2007 Changes in Underlying Science and Protection Policy and case study of their impact on European and UK domestic regulation. Nuclear Energy Agency of the OECD (NEA): Organisation for Economic Co-Operation and Development - Nuclear Energy Agency.
- [3] Annals of the ICRP, PUBLICATION 103, The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Editor, J. VALENTIN, PUBLISHED FOR The International Commission on Radiological Protection by Elsevier
- [4] 11th International Congress of the International Radiation Protection Association (IRPA), Madrid, May 2004 Refresher Course RC-3b, External Dosimetry: Operational Quantities and their Measurement, Christian Wernli, Paul Scherrer Institute, 5232 Villigen, Switzerland
- [5] Rubin, P. and Casarett. G. W.: Clinical Radiation Pathology (Philadelphia: W. B. Saunders. 1968)
- [6] Baskar R, Dai J, Wenlong N, Yeo R and Yeoh K-W (2014) Biological response of cancer cells to radiation treatment. Front. Mol. Biosci. 1:24. doi: 10.3389/fmolb.2014.00024
- [7] <https://www.cyberphysics.co.uk/topics/radioact/effects.htm>
- [8] Domínguez-Gadea L, Cerezo L. Decontamination of radioisotopes. Rep Pract Oncol Radiother. 2011;16(4):147-152. Published 2011 Jul 7. doi:10.1016/j.rpor.2011.05.002
- [9] Stabin, Michael G., Radiation Protection and Dosimetry: An Introduction to Health Physics, Springer, 10/2010. ISBN-13: 978-1441923912.
- [10] Edward J. Calabrese and Michael K. O'Connor (2014) Estimating Risk of Low Radiation Doses – A Critical Review of the BEIR VII Report and its Use of the Linear No-Threshold (LNT) Hypothesis. Radiation Research: November 2014, Vol. 182, No. 5, pp. 463-474.
- [11] Kadhim M, Salomaa S, Wright E, et al. Non-targeted effects of ionising radiation-implications for low dose risk. Mutat Res. 2013;752(2):84-98. doi:10.1016/j.mrrev.2012.12.001
- [12] <http://www.nipne.ro/research/departments/dfn.php>
- [13] <http://www.cncan.ro/assets/NSR/nsr01.pdf>
- [14] <https://www.gammadata.se/products/radiation-detection/obsolete/lb-123-umo/>
- [15] <https://www.gammadata.se/products/radiation-detection/portable-instruments/berthold-probes/lb-1231/>
- [16] <https://www.gammadata.se/products/radiation-detection/portable-instruments/berthold-probes/lb-1236/>
- [17] <https://www.berthold.com/en/radiation-protection/products/dose-and-dose-rate/neutron-dose-rate-probe-lb-6411/>
- [18] “The FLUKA Code: Developments and Challenges for High Energy and Medical Applications” T.T. Böhlen, F. Cerutti, M.P.W. Chin, A. Fassò, A. Ferrari. P.G. Ortega, A. Mairani, P.R. Sala, G. Smirnov and V. Vlachoudis, Nuclear Data Sheets, 120, 211-214 (2014)
- [19] “FLUKA: a multi-particle transport code” A. Ferrari, P.R.Sala, A. Fassò, J. Ranft, CERN-2005-10 (2005), INFN/TC_05/11, SLAC-R-773
- [20] „FLAIR: A Powerful But User Friendly Graphical Interface for FLUKA”, V. Vlachoudis, Proc. Int. Conf. On Mathematics, Computational Methods & Reactor Physics, (M&C), Saratoga Springs, New York, 2009
- [21] https://www.gsi.de/en/work/research/appamml/plasma_physicsphelix/phelix.htm
- [22] M. Lebois, J.N.Wilson, P.Halipré, B.Leniau, I.Matea, A.Oberstedt, S.Oberstedt, D. Verney, *Development of a kinematically focused neutron source with the $p(^7\text{Li},n)^7\text{Be}$ inverse reaction*, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A **735**, 145 – 151, (2014).