



UNIVERSITATEA DIN
BUCUREȘTI
VIRTUTE ET SAPIENTIA



FACULTATEA DE FIZICĂ

STUDIUL IMPACTULUI RADIOLOGIC AL EMISIEI VAPORILOR
DE APĂ TRITIATĂ LA COȘUL INSTALAȚIILOR NUCLEARE DE
TIP CANDU

LUCRARE DE LICENȚĂ

Absolvent

Paul-Adrian GOGÎȚĂ

Conducători științifici

Prof. univ. dr. Alexandru JIPA

Ing. fiz. Doina PANTAZI

București, 2021

Mulțumiri

În primul rând le mulțumesc părinților mei care m-au susținut în mod necondiționat pe toată durata studiilor universitare, indiferent de capriciile pe care le-am avut pe parcursul dezvoltării mele ca om, student, tânăr adult și mai apoi proaspăt inițiat în paradigma științelor naturale cantitative, această teză de licență fiind posibilă în mare parte datorită lor.

În al doilea rând vreau să le mulțumesc coordonatorilor mei științifici: atât domnului profesor Alexandru Jipa care și-a însușit pe deplin rolurile de mentor și pedagog în această perioadă pandemică caracterizată de incertitudine și nesiguranță, cât și doamnei Doina Pantazi din partea CITON care m-a îndrumat în vederea elaborării părții tehnico-științifice a acestui manuscris. Împreună cu sprijinul, priceperea și bunăvoința dumnealor au fost puse bazele acestei lucrări care marchează pentru mine un început de drum.

Adresez de asemenea mulțumiri prietenului meu Georgian-Marin Bădiță cu care m-am sfătuit îndelung atunci când lucram la partea de programare, simulare și implementare pe care se bazează acest text științific.

Nu în ultimul rând le mulțumesc tuturor celor cu care am intrat în contact sau cu care am colaborat în acești patru ani de studenție, deopotrivă colegi și profesori, fiecare reușind în felul său să își lase amprenta asupra dezvoltării mele personale prin prisma unor abilități sau îndeletniciri deprinse, a unor amintiri de neuitat trăite sau a unor lecții de viață învățate. Îmi mulțumesc inclusiv mie deoarece am reușit să trec peste orice obstacol sau inconvenient menținând o atitudine de învingător.

Cuprins

| | | |
|----------|---|-----------|
| 1 | Introducere | 1 |
| 2 | Despre Fizica reactorilor nucleari | 3 |
| 2.1 | Centralele nucleare, instalații energetice | 3 |
| 2.2 | Scurt istoric al reactorilor nucleari | 5 |
| 2.3 | Principiile de funcționare a reactorilor nucleari | 6 |
| 2.3.1 | Aspecte generale ale fisiunii nucleare induse de neutroni | 6 |
| 2.3.2 | Criticitatea reactorului nuclear | 7 |
| 2.3.3 | Dinamica spațială a neutronilor din zona activă | 9 |
| 2.4 | Elemente principale ale reactorului nuclear | 10 |
| 2.5 | Filiere tehnologice de reactori nucleari | 13 |
| 3 | Particularitățile reactorilor CANDU | 15 |
| 3.1 | Reacția de activare cu neutroni a D_2O | 16 |
| 3.2 | Caracteristici generale fizico-chimice ale tritiului | 16 |
| 4 | Dinamica atmosferică a vaporilor HTO emiși la coș | 19 |
| 4.1 | Modelul Gaussian, considerații teoretice | 19 |
| 4.2 | Implementarea numerică a modelului Gaussian | 21 |
| 4.2.1 | Calculul factorului de diluție atmosferică | 21 |
| 4.2.1.1 | Emisii instantanee sau de scurtă durată | 22 |
| 4.2.1.2 | Emisii de durată prelungită | 22 |
| 4.2.1.3 | Emisii de lungă durată | 23 |
| 4.2.1.4 | Parametrii de dispersie și corecția acestora | 23 |
| 4.2.1.5 | Înălțimea efectivă de emisie | 24 |
| 4.2.1.6 | Influențele prezenței stratului de inversie termică | 25 |
| 4.2.1.7 | Clasele de stabilitate atmosferică Pasquill | 26 |
| 4.2.2 | Calculul concentrației în aer integrată în timp | 26 |
| 4.2.2.1 | Factorul de corecție pentru dezintegrarea radioactivă | 26 |
| 4.2.2.2 | Factorii de corecție pentru depunerile uscate și umede | 27 |
| 4.2.3 | Calculul concentrațiilor radionuclizilor depuși pe sol | 28 |
| 4.2.4 | Calculul resuspensiei în aer a materialului radioactiv | 28 |
| 4.3 | Discuție asupra rezultatelor obținute | 29 |
| 4.3.1 | Interpretarea fizică a reprezentărilor grafice | 41 |
| 5 | Concluzii | 45 |
| | Referințe | 45 |

Introducere

Scopul acestei lucrări științifice este analiza calitativă și cantitativă efectuată în baza unei simulări numerice a pericolozității emisiilor de tritii specifice centralelor nucleare moderate cu apă grea, mai specific a reactorilor nucleari de tip CANDU care funcționează la noi în țară.

În partea de început a lucrării sunt expuse aspecte teoretice și practice generale ale instalațiilor nucleare de tip reactori energetici ce vizează următoarele subiecte: beneficiile folosirii centralelor nucleare în scopul producerii energiei electrice, principiul de funcționare împreună cu principalele elemente constructive ale unui reactor nuclear și caracterizarea acestora în funcție de paradigma tehnologică de proiectare.

Lucrarea prezintă mai departe în detaliu particularitățile tehnologice și ingineresti ale reactorilor nucleari CANDU, oferind un context adecvat înțelegerii aspectelor de interes pentru emisia de tritii cauzată de funcționarea centralei.

Partea finală a acestei teze de licență este compusă din analiza dinamicii atmosferice a tritiului emis la coșul instalației nucleare care începe cu prezentarea scurtă a unui model teoretic des folosit în studiul și reglementarea legislativă a poluanților atmosferici, continuă cu explicații referitoare la implementarea algoritmică a modelului matematic sub forma unui cod de calcul cu scopul obținerii de reprezentări grafice agregate numeric și se sfârșește cu prelucrarea datelor obținute, comparându-le cu valorile de referință maxime admise de legislația în vigoare astfel încât să se poată trage un set de concluzii clare legate de zona care poate fi afectată din jurul unui reactor (dimensiuni, timp de expunere & grad de risc radiologic).

Despre Fizica reactorilor nucleari

Reactorii nucleari reprezintă rezultatul ingeniozității științifice și tehnologice a speciei umane care a reușit prin intermediul acestora să extragă energie utilă din fragmentarea materiei la scară atomică (din engleză: "splitting the atom"). Punerea în practică a acestui proces fizic care stă la baza funcționării centralelor nucleare energetice devine și mai spectaculoasă dacă luăm în considerare faptul că prima reacție în lanț de fisiune autoîntreținută controlată obținută într-o instalație tehnologică construită de mâna omului a fost realizată de către Enrico Fermi și colaboratorii săi (reactorul Chicago Pile-1, 2 decembrie 1942)[1] înainte ca lumea întreagă să fie martoră asupra capacității distructive a bombelor termonucleare folosite în cel de-al doilea război mondial asupra orașelor japoneze Hiroshima și Nagasaki (august 1945).

În cele ce urmează vom aborda succint aspecte legate de reactorii nucleari pentru a oferi un context adecvat subiectului principal ce urmează a fi analizat în lucrare: de la explicația motivației folosirii la scară largă a reactorilor nucleari, la scurta descriere a fenomenului fizic ce stă la baza funcționării lor și până la recunoașterea gradului de influență al rezultatelor din fizică asupra deciziilor luate în proiectarea, ingineria și operaționalizarea unei astfel de instalații.

Centralele nucleare, instalații energetice

Motivația principală care stă în spatele cercetării, dezvoltării și inovării instalațiilor nucleare de producție a energiei electrice este acela că reprezintă un mijloc inedit și rezilient de satisfacere neîntreruptă a cererii de consum de pe piața liberă aflată în continuă creștere, atât în ceea ce îi privește pe consumatorii casnici cât și pe cei industriali, din cauza schimbării paradigmei actuale și adoptării la scară largă a electrificării. Fenomenul fizic al fisiunii nucleare induse de neutroni împreună cu implementarea sa tehnologică reușesc să satisfacă simultan o gamă largă de criterii economice, ecologice și ingineresti, astfel clasându-se cu mult în fața alternativelor care se bazează pe combustie (arderea de hidrocarburi sau gaze de șist), sau pe obținerea energiei din surse regenerabile (hidrocentrale, turbine eoliene și panouri fotovoltaice) atunci când luăm în calcul impactul instalației pe toată durata sa de viață: planificare, proiectare, construcție, exploatare efectivă, rețehnologizare, mentenanță, dezafectare.

Afirmația de mai sus poate părea ușor deplasată sau nerealistă la prima vedere, dar ea nu reprezintă altceva decât o concluzie logică survenită în urma comparării și punerii în balanță a următoarelor aspecte [2]:

- Din punct de vedere al randamentului, fisiunea nucleară reprezintă cel mai eficient mecanism controlabil și exploatabil de extragere a energiei din materie dacă ne ra-

portăm la faimoasa ecuație a lui Einstein ce stabilește echivalența dintre energie și masă: $E = mc^2$. Chiar și atunci când luăm în considerare volumul ocupat în spațiu, tragem concluzia că întregul ansamblu al unei instalații nucleare moderne aparținând oricărei filiere tehnologice are cel mai ridicat randament $TWh \text{ generat}/m^3 \text{ ocupat}$ prin comparație cu restul mijloacelor de generare a energiei utile.

- Din punct de vedere al siguranței, exploatarea reactorilor nucleari reprezintă forma de producție energetică care are la activ cele mai puține vătămări și decese omenești raportate la TWh produs dintre toate alternativele existente pe piață la momentul actual. De asemenea este important de precizat faptul că industria nucleară este cea mai reglementată industrie energetică din punct de vedere tehnico-științific, legislativ și birocratic.
- Din punct de vedere economic, instalațiile nucleare prezintă un grad mare de viabilitate din pricina faptului că operațiunile de funcționare sunt în mare parte automatizate, timpii "morți" (nefurnizarea electricității către rețeaua națională) corespunzătorii mentenanței sau opririlor planificate sunt mici și de frecvență redusă, iar activitatea desfășurată în sine este una cu valoare adăugată mare ce încadrează în câmpul muncii personal școlarizat și calificat într-o plajă extinsă de domenii ocupaționale necesare funcționării reactorului: de la discipline complexe necesare operaționalizării întreg ciclului combustibilului nuclear, la știința și tehnologia materialelor, inginerie civilă, inginerie nucleară și proiectare, inginerie chimică, dozimetrie și securitate radiologică, metrologie și multe altele. Un lucru important de menționat este faptul că energia nucleară reușește să fie o industrie profitabilă din punct de vedere financiar (conform performanțelor de pe bursele de valori) în ciuda reglementărilor legislative foarte dure, a opiniei publice (atât civile cât și politice) aflată majoritar în opoziție față de activitățile nucleare și nu în ultimul rând a lipsei profunde de finanțare prin fonduri nerambursabile sau linii de credit avantajoase de care beneficiază industria energiei regenerabile care este inferioară atunci când efectuăm o analiză de tip cost-beneficiu adaptată la comportamentul de consum al pieței pe o perioadă lungă de timp.
- Din punct de vedere ecologic, o centrală nucleară nu produce gaze cu efect de seră (cum ar fi monoxidul sau dioxidul de carbon) și nici compuși chimici gazoși nocivi (de exemplu oxizii de azot, NO_x) așa cum se întâmplă în cazul centralelor termice ce funcționează pe baza arderii combustibililor fosili. Cel mai mare consum de resurse are loc la construcția inițială a centralei nucleare, acesta fiind compensat în timp prin randamentul ridicat de producție al electricității și de uzul mic ulterior al altor materiale folosite în scopul producției combustibilului și apei grele, a neutralizării și stocării combustibilului ars, respectiv a mentenanței și retehnologizării. Impactul radiologic asupra mediului înconjurător pe durata funcționării instalațiilor nucleare fost studiat de către diferite grupuri sau organizații științifice, ingineresti și guvernamentale [3], recent începând să apară și studii care analizează impactul general al operațiunii de dezafectare corespunzătoare instalațiilor nucleare aflate la finalul duratei de exploatare [4]. În lucrarea de față este abordată în mod similar tematica securității radiologice, în speță dinamica evoluției în timp a prezenței și efectelor unui radionuclid de interes ce caracterizată reactorii nucleari moderați cu apă grea care se găsesc și în țara noastră.

Scurt istoric al reactorilor nucleari

Așa cum am menționat la începutul capitolului, prima reacție în lanț de fisiune controlată a fost obținută de către Enrico Fermi în 1942, însă fenomenologia fizică care stabilește funcționarea reactorilor nucleari are la bază descoperirea neutronului de către James Chadwick în 1932. La scurt timp după aceea au urmat experimentele de bombardare cu neutroni a elementelor cunoscute în perioada respectivă de către Enrico Fermi (1934), acesta nereușind însă să interpreteze corect rezultatele experimentale pe care le obținea pentru a dezvolta o teorie plauzibilă. Descoperirea fisiunii nucleare a avut loc într-un final în anul 1939 grație efortului combinat al următorilor cercetători: Otto Robert Frisch, Lise Meitner, Otto Hahn și Frizz Strassmann, care au descoperit experimental faptul că în urma bombardamentului cu neutroni a uraniului se obține un izotop de bariu, formulând apoi explicația teoretică cum că actul de absorbție a neutronului de către nucleul de uraniu îl determină pe acesta se spargă în părți aproximativ egale (proces în urma căruia se eliberează o cantitate enormă de energie și alți neutroni). Procesul descris anterior a fost numit fisiune nucleară făcându-se o analogie cu diviziunea celulelor vii din biologie.

În urma succesului lui Enrico Fermi în ceea ce privește stăpânirea reacției în lanț de fisiune controlată, grupul de cercetare de la Los Alamos încadrat în proiectul Manhattan a dezvoltat și testat prima bombă nucleară care funcționează pe principiul reacției de fisiune în lanț necontrolată a unei încărcături de material fisionant aflat la masă critică. După terminarea celui de-al doilea război mondial, dezvoltarea tehnologiei nucleare a luat avânt în SUA, Franța, Regatul Unit și mai apoi în Rusia (la acea vreme URSS), cele mai importante aplicații ale acesteia fiind centralele nucleare de putere, motoarele nucleare destinate propulsiei navelor maritime și armamentul nuclear. În ceea ce privește instalațiile nucleare energetice, proiectarea lor s-a realizat folosind combinații de combustibili (diferența constând atât în gradul de îmbogățire al acestora cât și în aliajele metalice de încapsulare), moderatorii (grafit, H_2O , apă grea) și agenți de răcire dispuși în diferite configurații (răcire cu aer prin convecție, incorporând CO_2 , întrebuintând moderatorul aflat în fierbere la presiune scăzută sau utilizând două circuite de răcire, unul primar aflat la presiune înaltă și altul secundar).

Ținerea evidenței tuturor acestor filosofii diferite de proiectare se face încadrându-le în așa zise generații: I, II, III, III+ & IV [5]. Principalele atribute care separă între ele modelele din diferite generații sunt: eficiența cost-randament, siguranța, securitatea nucleară și riscul de proliferare al armamentului nuclear, ușurința de racordare la rețeaua energetică națională, capacitatea de încadrare pe piața economică și gradul de complexitate al ramificațiilor ciclului de combustibil. În general se urmărește folosirea unui combustibil nuclear cât mai puțin îmbogățit și standardizarea internațională a protocoalelor de colectare, manipulare, neutralizare sau reciclare (arderea în reactor de tip *fast breeder*) și stocare pe termen lung a deșeurilor nucleare până când radioactivitatea acestora scade considerabil sau avansul tehnologic ne permite reutilizarea lor.

- Generația I-a (anii 1950-1960) cuprinde toate prototipurile care au stat la baza dezvoltării energeticii nucleare, aceasta servind drept demonstrație a plauzibilității folosirii tehnologiei nucleare la scară largă (funcționau nominal la puteri mici).
- Din generația a II-a (sfârșitul anilor 1960) fac parte primele modele operaționale de reactori nucleari folosite în scop comercial la scară largă, concepute să fie economice, sigure și reziliente. Printre modelele de instalații apărute în epoca de producție a

reactorilor nucleari de generația a II-a amintim: **PWR** (Pressurised Water Reactor), **CANDU** (CANada Deuterium-Uranium), **BWR** (Boiling Water Reactor), **AGR** (Advanced Gas-cooled Reactor), **VVER** (Vodo-Vodyanoi Energetichesky Reactor).

- Reactorii din generația a III-a prezintă îmbunătățiri majore în ceea ce privește: ingineria ciclului de combustibil, eficiența termică, modularizarea subansamblurilor operaționale, securitatea sporită datorată adoptării sistemelor de avarie pasive și a unui grad crescut de standardizare. Majoritatea inovațiilor menționate se datorează progreselor făcute în timp în fizica teoretică și experimentală care au dus la furnizarea cu un grad sporit de precizie și acuratețe a datelor nucleare folosite în calculele de proiectare, fapt ce a permis scăderea marjelor de eroare și creșterea eficienței.
- Avansurile tehnologice corespunzătoare generației III+ (anii 1990) se concentrează pe îmbunătățirea suplimentară a sistemelor de siguranță pasive care necesită intervenție exterioară minimă (ele se bazează pe gravitație sau convecție pentru a remedia eventuale anomalii ce pot apărea în funcționarea instalației) și pe îmbunătățirea gradului de ardere a combustibilului care reduce risipa și generarea de deșeuri nucleare.
- Generația a IV-a este reprezentată de reactorii nucleari ai viitorului care momentan se află în stadiul de cercetare-dezvoltare și care abordează anumite filozofii de proiectare interesante cum ar fi reactorii mici modulari sau reactorii cu răcire pe bază de săruri topite.

Principiile de funcționare a reactorilor nucleari

Pentru a înțelege paradigmele tehnologice aferente instalațiilor nucleare trebuie mai întâi de toate să explicăm fenomenele fizice din spatele fisiunii nucleare. În urma înțelegerii acestui mecanism vom avea un context adecvat în cadrul căruia putem analiza modalitățile de proiectare pe care se bazează diferitele filiere de reactori nucleari aflați în exploatare comercială.

Aspecte generale ale fisiunii nucleare induse de neutroni

Fisiunea nucleară este o reacție exotermă ce constă în spargerea unui nucleu greu (nucleu precursor) în două sau mai multe părți (nuclee descendente) și eliberarea unei cantități mari de energie sub formă de căldură și radiație nucleară, aceasta putând fi spontană sau indusă prin absorbția unui neutron de către nucleul țintă (cea din urmă fiind reacția de interes tehnologic datorită căreia funcționează reactorii nucleari). Motivul pentru care fisiunea are loc este acela că nucleele rezultate în urma ei au un raport *energie de legătură/nucleon* mai mare decât cel al nucleului țintă, și deci o stabilitate mai mare (fapt evidențiat de pozițiile nucleelor pe curba energiei de legătură per nucleon [6, Cap. 1, Pag. 8, Fig. 1.1]). Fisiunea nucleară indusă de neutroni reprezintă un mecanism de reacție nucleară cu nucleu compus datorită timpului de reacție $\tau \simeq 10^{-14}$ s și prezintă două etape: promptă și întârziată [6, Cap. 1, Pag. 10, Fig. 1.2].

Inițial, neutronul incident se ciocnește cu nucleul țintă, aceștia combinându-se și formând un nucleu compus care este însă instabil și aflat pe o stare excitată. În urma fisiunii binare, nucleul compus suferă o sciziune din cauza tendinței sale naturale spre stabilitate și este separat în două nuclee numite fragmente de fisiune (cea mai uzuală este fragmentarea asimetrică căreia îi corespunde un fragment mai ușor și altul mai greu numite în literatură *light & heavy*). Fragmentele se resping imediat între ele în mod Coulombian căpătând energie cinetică pe care o cedează ulterior mediului străbătut prin acte de ionizare, ele emițând în același timp radiație nucleară sub formă de cuante prompte (neutroni și radiație γ). În urma emisiei cuantelor prompte, fragmentele de fisiune devin produși inițial de fisiune care sunt de obicei activi β^- , astfel sfârșindu-se partea promptă a fisiunii care se petrece în timpul de reacție τ .

Partea întârziată a fisiunii este reprezentată de transformarea produșilor inițiali de fisiune în produși finali de fisiune care sunt stabili din punct de vedere nuclear și se află în stare fundamentală (aceștia se găsesc pe curba de stabilitate nucleară [6, Cap. 1, Pag. 14, Fig. 1.4]) în urma unui lanț de dezintegrări și dezexcitări nucleare.

Energia eliberată la un act de fisiune este de aproximativ 200 MeV și se determină cu ajutorul relației bilanțului defectelor de masă (defectele de masă sunt mărimi tabelate în literatura de specialitate):

$$Q_0 = \Delta(A_0, Z_0) - [\Delta(A_H, Z_H) + \Delta(A_L, Z_L)] \quad (2.1)$$

Aproximativ 80% din Q_0 se regăsește în energia cinetică a fragmentelor de fisiune obținută în urma respingerii Coulombiene reciproce a acestora, 12% aparține cuantelor prompte emise (neutroni rapizi și radiații γ), iar restul de 8% este atribuit radiației emise și dezexcitărilor aferente produșilor de fisiune. Ionizarea mediului parcurs de către fragmentele de fisiune încărcate electric presupune o cedare a energiei pe distanțe scurte, adică o încălzire locală apropiată de locul unde a avut loc actul de fisiune, în timp ce cuantele prompte (radiație neutră din punct de vedere electric) sunt penetrante și cedează energia mediului parcurs pe distanțe mai lungi (radiația γ excită electronii de pe orbite atomice, ionizând atomii respectivi, în timp ce neutronii interacționează cu alte nuclee prin împrăștiere, provocând dezexcitări radiative/neradiative, activări neutronice în urma cărora se obțin elemente β^- active sau chiar un nou act de fisiune).

Criticitatea reactorului nuclear

Factorul de criticitate K reprezintă principalul indicator care cuantifică capabilitatea unei reacții de fisiune în lanț de a se autoîntreține. El se definește ca fiind raportul dintre neutronii generați într-un act de fisiune curent și neutronii generați într-un act de fisiune anterior:

$$K = \frac{\text{neutronii din generația } i+1}{\text{neutronii din generația } i} \quad (2.2)$$

Se poate observa destul de ușor faptul că pentru un factor de criticitate subunitar reacția se va stinge de la sine (stare de subcriticitate), în timp ce pentru un factor de criticitate supraunitar reacția va scăpa de sub control (stare de supracriticitate), ideală fiind păstrarea acestui factor în jurul valorii de 1. De altfel este facil de demonstrat [6, Cap. 1, Pag. 12] că numărul de neutroni existenți la un moment dat în zona activă depinde în mod exponențial de factorul de criticitate:

$$n(t) = n_0 e^{(K-1) t/l} \quad (2.3)$$

unde l reprezintă timpul mediu de viață al neutronilor.

Factorul K este unul complex, el depinzând în mod continuu de absolut tot ce se petrece în reactorul nuclear pe durata funcționării sale:

1. Acumularea & dezintegrarea dinamică în timp a elementelor radioactive provenite din reacțiile de fisiune sau din transformările materialelor constructive ale zonei active prin activări cu neutroni.
2. Arderea în timp a combustibilului (scăderea gradului de îmbogățire).
3. Transmutația nucleelor fertile în nucleele fisile.
4. Acumularea, arderea & introducerea din exterior a substanțelor puternic absorbante de neutroni (otrăvuri).
5. Efecte termohidraulice corespunzătoare dinamicii transportului căldurii din zona activa spre exterior.
6. Parametrii constructivi ai zonei active: geometrie, volum, materiale reflectoare.

Toate aspectele enumerate mai sus sunt luate în considerare de aproximația formulei celor patru factori [6, Cap. 4]:

$$\begin{aligned} K_\infty &= \eta_T f \varepsilon p \\ K &= K_\infty P_{NL} \end{aligned} \quad (2.4)$$

unde:

K_∞ = criticitatea reactorului considerat de dimensiune infinită;

ε = fracția de neutroni rapizi ce cauzează fisiune cu materialul fertil;

p = probabilitatea neutronilor de a nu fi absorbiți la energiile de rezonanță în procesul de moderare;

f = fracția de neutroni moderați ce sunt absorbiți în combustibil;

η_T = fracția de neutroni absorbiți în combustibil ce dau naștere altor reacții de fisiune;

P_{NL} = factorul care cuantifică pierderile de neutroni prin frontiera reactorului finit;

Tragem astfel concluzia că proiectarea unui reactor nuclear are ca scop menținerea unei valori a criticității de 1, lucru realizat în practică prin: concepția geometrică optimă a zonei active (factorul P_{NL}) & alegerea adecvată a materialelor din interiorul zonei active cu care interacționează neutronii (combustibil, moderator, agent de răcire, otrăvuri neutronice; factorul K_∞).

Dinamica spațială a neutronilor din zona activă

Studiul complet al criticității dintr-un reactor nuclear implică analiza teoretică a distribuțiilor energetice (normări ale mărimilor de interes la fluxul de neutroni $\varphi(E)$), temporale (bilanțul numărului de neutroni din zona activă în timp $\frac{dN}{dt}$) și spațiale ale neutronilor. Abordarea teoretică a distribuției neutronice spațiale din zona activă furnizează detalii importante legate de geometria și forma zonei active optime care să asigure pierderi minime prin frontierele la suprafață. Ecuația principală care stă la baza acestei teorii este asemănătoare din punct de vedere conceptual cu orice altă ecuație de continuitate întâlnită în fizică, aceasta punând în balanță fluxul de neutroni prin suprafața externă cu fenomenele de absorbție, prezența termenilor sursă staționari și dinamica actelor de fisiune din volumul studiat.

Dependența spațială a fluxului de neutroni este analizată riguros în [6, Cap. 6 & 7] pornind de la următoarea ecuație:

$$\vec{\nabla} \cdot \vec{J}(\vec{r}) + \Sigma_a(\vec{r}) \phi(\vec{r}) = s(\vec{r}) + \nu \Sigma_f(\vec{r}) \phi(\vec{r}) \quad (2.5)$$

unde:

- $\vec{J}(\vec{r})$ = densitatea de curent de neutroni;
- $\Sigma_a(\vec{r})$ = secțiunea eficace macroscopică de absorbție;
- $\phi(\vec{r})$ = fluxul de neutroni;
- $s(\vec{r})$ = termenul sursă;
- ν = numărul mediu de neutroni emiși în urma unui act de fisiune;
- $\Sigma_f(\vec{r})$ = secțiunea eficace macroscopică de fisiune;

În completarea acesteia folosim și aproximația difuziei conform căreia:

$$\vec{J}(\vec{r}) = -D(\vec{r}) \vec{\nabla} \phi(\vec{r}), \text{ cu } D(\vec{r}) \text{ coeficient de difuzie} \quad (2.6)$$

Obținem astfel o ecuație self-consistentă care se rezolvă numeric sau analitic în funcție de geometria pe care dorim să o abordăm și de condițiile la frontieră:

$$-\vec{\nabla} \cdot [D(\vec{r}) \vec{\nabla} \phi(\vec{r})] + \Sigma_a(\vec{r}) \phi(\vec{r}) = s(\vec{r}) + \nu \Sigma_f(\vec{r}) \phi(\vec{r}) \quad (2.7)$$

Cele mai importante concluzii pe care le tragem în urma rezolvării acestei ecuații în sisteme cu multiplicare neutronică ($\Sigma_f \neq 0$) și în geometrie cilindrică finită corespunzătoare aplicațiilor practice din lumea reală sunt următoarele [6, Cap. 7]:

- Fluxul neutronic apare ca o funcție pe intervale energetice: $\phi_{\text{termic}}(\vec{r})$ & $\phi_{\text{rapid}}(\vec{r})$, acest lucru fiind în concordanță cu descrierea fenomenologică conform căreia neutronul creat în urma unui act de fisiune este întâi termalizat (încetinit) prin împrăștieri elastice succesive pe moleculele moderatorului, iar mai apoi urmează o dinamică de tip difuzie.

- În mod analog dinamicilor de difuzie întâlnite în alte domenii precum fizica semiconductorilor sau fizica plasmei, rezolvarea ecuației în conformitate cu condițiile la frontieră ne furnizează lungimile caracteristice de difuzie corespunzătoare celor două intervale ale soluției pentru fluxul neutronic: L_{termic} & L_{rapid} . Aceste lungimi sugerează practic dimensiunile caracteristice ale zonei active și reactorului, contribuția lor combinată fiind cuantificată prin intermediul ariei de migrație: $M = \sqrt{L_t^2 + L_r^2}$. Studiul aprofundat al termalizării constă în înțelegerea și rezolvarea ecuației vârstei Fermi care servește drept o aproximație elegantă pentru calculul lungimii străbătute de neutroni necesară moderării sub forma parametrului \mathcal{T} (vârsta Fermi):

$$\begin{aligned} \mathcal{T} = L_{\text{rapid}}^2 &= \int_{E_1 \sim 25 \text{ meV}}^{E_2 \sim 2 \text{ MeV}} \frac{D(E)}{\xi \cdot \Sigma_S(E) \cdot E} dE \sim \frac{D_{\text{rapid}}}{\xi \Sigma_S} \ln\left(\frac{E_1}{E_2}\right) = \\ &= \frac{D_{\text{rapid}}}{\Sigma_S} \cdot \text{nr. \u00e2mpr\u0103stieri} \end{aligned} \quad (2.8)$$

- Av\u00e2nd la dispozi\u021bie distribu\u021bia spa\u021bial\u0103 a fluxului sub forma unei solu\u021bii analitice sau numerice, o putem folosi \u00een etapa de proiectare a reactorului prin ecua\u021bia de leg\u0103tur\u0103 dintre puterea nominal\u0103 debitat\u0103 \u0219i fluxul de neutroni:

$$P = Q_0 \iiint_{\substack{\text{Volumul} \\ \text{zonei active}}} \Sigma_f \phi dV \quad (2.9)$$

Dimensiunile \u0219i geometria reactorului se stabilesc plec\u00e2nd de la puterea pe care ne dorim ca acesta s\u0103 o furnizeze, astfel \u00e2nc\u00e2t s\u0103 ob\u021binem fluxul neutronic necesar \u00een conformitate cu echilibrul delicat corespunz\u0103tor controlului criticit\u0103\u021bii \u0219i fluctua\u021biilor ei, reglajele ulterioare fiind realizate prin optimizarea convenabil\u0103 a altor factori: procentul de \u00e2mbog\u0103\u021bire al combustibilului, tipul de moderator, materialele reflectoare \u0219i absorbante, proiectarea termohidraulic\u0103.

De asemenea este important de precizat faptul c\u0103 fluxul neutronilor dintr-un reactor nuclear poate furniza informa\u021bii utile \u00een ceea ce prive\u0219te modul \u00een care acesta a fost exploatat pe durata vie\u021bii sale conform leg\u0103turii stabilite semiempiric dintre prezen\u021ba \u00een anumite cantita\u021bi a radionuclizilor de via\u021ba lung\u0103 \u00een combustibilul ars \u0219i fluctua\u021biile fluxului de neutroni din zona activ\u0103 corespunz\u0103toare pornirilor, opririlor sau modific\u0103rii parametrilor opera\u021bionali ai reactorului [7].

Elemente principale ale reactorului nuclear

Scopul unui reactor nuclear este acela de a \u00e2ntre\u021bine o reac\u021bie controlat\u0103 \u0219i continu\u0103 de fisiune \u00een lan\u021b, lucru care presupune men\u021binerea permanent\u0103 a criticit\u0103\u021bii normale. Realizarea acestui scop se face prin controlul dinamic al subsistemelor opera\u021bionale dintre care enumer\u0103m: inser\u021bia sau retragerea barelor de control din zona activ\u0103, purificarea chimic\u0103 periodic\u0103 a moderatorului, injec\u021bia de otr\u0103vuri neutronice \u00een zona activ\u0103 (de exemplu gadolinu sau bor), \u00e2nlocuirea combustibilului la anumite intervale de timp \u0219i controlul parametrilor circuitului de r\u0103cire, astfel \u00e2nc\u00e2t s\u0103 fie compensate \u00een timpul exploat\u0103rii

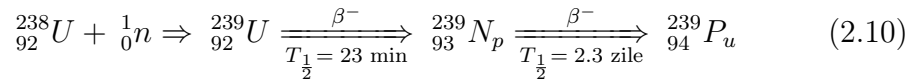
efecte precum: scăderea gradului de îmbogățire a combustibilului prin ardere, acumularea în timp a otrăvurilor de neutroni din pricina proceselor de dezintegrare, fluctuații termohidraulice care pot duce la vaporizări rapide localizate ("flash boils"), sau modificarea proprietăților fizice ale materialelor constructive din interiorul și periferia zonei active (secțiuni eficace de interacție, coeficienți de dilatare).

La baza compensării efectelor enumerate mai sus stă alegerea convenabilă a unei combinații de combustibil, moderator și agent de răcire care să faciliteze stabilizarea criticității și controlarea eventualelor fluctuații pozitive sau negative de criticitate care pot duce la oprirea reacției în lanț sau la scăparea ei de sub control. Vom discuta pe scurt în cele ce urmează caracteristicile cele mai importante ale acestor elemente constructive în jurul cărora se concentrează proiectarea instalațiilor nucleare:

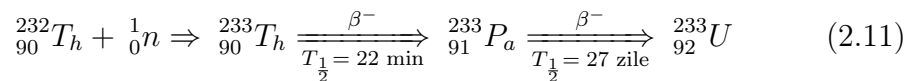
1. În ceea ce privește combustibilul, cel mai adesea utilizat în practică este uraniul care în mod natural are o abundență a izotopului ^{235}U de aproximativ 0.72%, restul fiind reprezentat de izotopii ^{238}U (abundență aproximativ 99.27%) și ^{234}U (abundență sub 0.01%, cantitate neglijabilă). În urma unui procedeu tehnologic de prelucrare numit îmbogățire putem ridica procentul de ^{235}U prezent în combustibil la valori de: 5% (combustibil slab îmbogățit), 20% (combustibil mediu îmbogățit), sau chiar 99% (combustibil puternic îmbogățit folosit în armamentul nuclear). Pentru a înțelege importanța gradului de îmbogățire al unui combustibil nuclear trebuie să analizăm diferența dintre categoria nucleelor fertile din care face parte ^{238}U și a celor fisile unde se încadrează ^{235}U . Acest mod de a caracteriza nucleele se face în baza comportamentului lor diferit la interacția cu neutronii termici (neutroni cu energia în jurul valorii $K_B T \simeq 25 \text{ meV}$ și care pot interacționa cu rețeaua fononică) după cum urmează:

- Nucleele fisile prezintă o secțiune eficace de interacție (fisiune) cu neutronii termici σ_f^{nth} substanțială (de ordinul barnilor și zecilor de barni), fapt ce aduce o contribuție importantă în probabilitatea provocării actului de fisiune.
- Nucleele fertile au o secțiune eficace de interacție (fisiune) cu neutroni termici σ_f^{nth} considerabil mai scăzută (câteva ordine de mărime), acestea purtând denumirea de fertile din cauza faptului că au potențialul de a genera nuclee fisile prin reacția de activare cu neutroni urmată de un eventual lanț de dezintegrări și dezexcitări radioactive. Două dintre cele mai des întâlnite exemple ale acestor procese de transmutație nucleară sunt:

Transformarea ^{238}U în ^{239}Pu conform lanțului de reacții:



Precum și transmutația ^{232}Th în ^{233}U :



2. Explicarea distincției dintre nucleele de tip fisil și fertil este premergătoare analizei următorului element important dintr-un reactor nuclear energetic, anume moderatorul. Pentru a încuraja perpetuarea reacției de fisiune în lanț avem nevoie de

o probabilitate suficient de mare ca un neutron generat într-o astfel de reacție să interacționeze cu combustibilul și să dea naștere unei noi reacții de fisiune. Studiul teoretic al fisiunii nucleare induse de neturoni scoate la iveală faptul că neutronii generați în urma unui act de fisiune au o energie în jurul valorii de 2 MeV , ceea ce înseamnă că în drumul acestora de la locul de unde au fost generați și până la locul unde vor interacționa cu un alt nucleu de combustibil trebuie să fie supuși procesului de încetinire care constă în pierderi succesive ale energiei cinetice prin împrăștiere elastică pe nucleele moderatorului. Cele mai importante criterii pe care trebuie să le îndeplinească un moderator sunt următoarele:

- Trebuie să aibă stabilitate nucleară considerabilă (probabilitate mică de a facilita interacții care să modifice stările cuantice ale neutronilor sau nucleele moderatorului) astfel încât împrăștierea neutronilor să fie în marea lor majoritate elastică (nucleele moderatorului să nu absoarbă neutronii).
- Trebuie să determine neutronul să își piardă energia cât mai eficient, într-un număr minim de acte de împrăștiere, astfel încât dimensiunile caracteristice zonei active să fie cât mai reduse.

Conform calculului din [6, Cap. 2, Pag. 49] (modelul ciocnirilor nerelativiste din mecanica clasică) obținem faptul că pierderea energiei unui neutron în urma ciocnirii elastice cu un nucleu de masă atomică A aflat în repaus este de forma:

$$\alpha = \frac{E_{\text{final}}}{E_{\text{inițial}}} = \left(\frac{A-1}{A+1} \right)^2 \quad (2.12)$$

Acest lucru ne sugerează faptul că pierderile maxime de energie au loc pentru împrăștierea pe nuclee ușoare, neutronul putând să își piardă în întregime energia în urma unei ciocniri cu un atom de hidrogen ($\alpha = 0$). La capătul opus, pierderea de energie a neutronului în urma împrăștierei pe un nucleu greu (cum ar fi de exemplu chiar un nucleu de combustibil ^{238}U) este insignifiantă ($\alpha \simeq 0.98$). Moderatorii folosiți cel mai des în practică sunt: H_2O , D_2O , grafit & CO_2 . Interesant de remarcat este faptul că există pe piață modele comerciale de reactori care folosesc elemente cu masă atomică mult mai mare decât a hidrogenului pe post de moderator, lucru posibil datorită compensării factorului α mare prin construcția unei zone active voluminoase care să faciliteze încetinirea neutronilor pe distanțe adecvate (cum este cazul grafitului & apei grele). În complementaritatea factorului α se află capacitatea moderatorului de a nu absorbi neutroni (secțiune eficace de absorbție $\sigma_{\text{absorbție}}^{n_{th}}$ mică) care se observă în practică atunci când comparăm un reactor de dimensiuni mici de tip **BWR** care are nevoie de combustibil îmbogățit pentru compensarea tendinței H_2O de a absorbi neutroni, cu un reactor de tip **CANDU** ce folosește combustibil natural grație stabilității impresionante a moleculei de D_2O , dar care este proiectat cu un volum considerabil mai mare al zonei active pentru a permite o încetinire adecvată a neutronilor.

3. Ultimul element important ce trebuie avut în vedere atunci când se proiectează o instalație nucleară este agentul de răcire și subansamblurile aferente acestuia. Transportul căldurii din zona activă către generatoarele de curent electric poate fi făcută cu diferite substanțe: H_2O , apă grea, CO_2 , săruri topite și multe altele.

Alegerea dintre a folosi un singur circuit de răcire care întrebuințează moderatorul sau două circuite de răcire distincte se face având în vedere atât aspectele fizice (interacția neutronilor cu agentul de răcire poate duce la reacții de activare care îl contaminatează radioactiv, acesta ajungând mai apoi în mediul înconjurător) cât și cele economice (un rector cu două circuite de răcire va ocupa mai mult spațiu va fi mai complex de construit, exploatat & întreținut, și deci în consecință mai scump).

Filiiere tehnologice de reactori nucleari

În încheierea acestui capitol vom discuta despre diferitele filiiere de reactori nucleari aflați în exploatare, făcând trimitere la noțiunile prezentate anterior.

Rectorii care folosesc apă ușoară (*LWR - Light Water Reactors*) pe post de moderator și agent de răcire se întâlnesc cel mai adesea sub forma rectorilor cu apă aflată în fierbere (*BWR - Boiling Water Reactors*) sau cu apă aflată sub presiune (*PWR - Pressurized Water Reactors*). Raportul volumic *moderator:combustibil* corespunzător acestei filiiere este de 2:1 (optim pentru maximizarea coeficientului K_{∞}), lucru datorat eficienței mari de încetinire a H_2O -ului (coeficient α mic aferent masei mici și secțiunii eficace de împrăștiere mari a hidrogenului). În contrast cu capacitatea excepțională a apei ușoare de a încetini neutroni se află secțiunea eficace de absorbție a acesteia care are printre cele mai mari valori relativ la ceilalți moderatori folosiți în mod uzual, fapt ce duce la o scădere considerabilă a criticității K_{∞} . Aceste aspecte legate de folosirea apei ușoare pe post de moderator și agent de răcire fac ca reactorii de tip *BWR* și *PWR* să aibă dimensiuni relativ mici (de aceea sunt folosiți în propulsia submarinelor & portavioanelor maritime), dar să necesite combustibil îmbogățit pentru a compensa pierderea de criticitate datorată absorbției neutronilor de către moderator.

Rectorii cu neutroni moderați de apă grea reprezintă o altă filieră tehnologică, aceștia exploatând secțiunea eficace de absorbție a moleculei D_2O în ciuda unui factor α diferit de cel al H_2O . Factorul α corespunzător apei grele este mai mare decât în cazul H_2O , ceea ce se traduce printr-o capacitate de încetinire mai slabă care este compensată însă de secțiunea eficace de absorbție a neutronilor termici mai scăzută (corespunzătoare stabilității moleculei D_2O) care permite neutronilor să fie termalizați pe o distanță mai mare fără avea o probabilitate semnificativă de a fi absorbiți. O discuție mai amplă asupra acestui tip de reactori nucleari are loc în următorul capitol.

Deși reactorii moderați cu grafit suferă de pe urma unei eficiențe de încetinire scăzută, aceștia compensează prin folosirea unei zone active de volum considerabil (mult mai mare decât în cazul folosirii apei), a răcirii ingenioase pe bază de gaz și a încorporării unui combustibil parțial îmbogățit ($\bar{\epsilon} \simeq 2\%$). O variație interesantă a acestui tip de proiectare este filiera de reactori rusești RBMK care demonstrează o implementare a circuitelor de răcire similară cu cea a rectorilor cu apă grea.

O mențiune importantă trebuie făcută rectorilor care se bazează pe fisiunea neutronilor rapizi (nemoderați). Principiul de funcționare și teoria din spatele lor variază substanțial față de cea a rectorilor termici, acest tip de reactori având întrebuințări importante mai degrabă în folosirea combustibililor cu grad mare de îmbogățire și în exploatarea transmutațiilor nucleare decât în scopul energeticii.

Filiera tehnologică PHWR, particularitățile reactorilor CANDU

Reactorii nucleari de tip **CANDU** (*CANada Deuterium-Uranium*) aparțin filierei tehnologice **PHWR** (*Pressurized Heavy Water Reactor*) care presupune moderarea neutronilor cu apă grea ținută sub presiune într-un circuit închis.

Conform celor prezentate în capitolul anterior, moderarea neutronilor cu apă grea este caracterizată de o termalizare pe distanțe caracteristice mai mari decât în cazul apei ușoare, ceea ce implică un volum crescut al zonei active corespunzător raportului mic *combustibil:moderator*. Zona activă a reactorilor CANDU are formă cilindrică și este dispusă orizontal (poartă denumirea de calandrie), aceasta găzduind în interiorul ei tuburi ținute sub presiune în care se află tecile de combustibil aranjate în mănunchiuri (pastile presate de UO_2 îmbrăcate într-un aliaj de zirconiu) și apă grea circulantă prin intermediul unui sistem de pompare care servește pe post de moderator și agent de răcire primar. Apa grea care înmagazinează căldura generată în urma fisiunii este circulantă printr-un generator de abur pentru a transfera acea căldură spre circuitul de răcire secundar funcțional pe bază de H_2O [8, Cap. 6]. Calandria este izolată de tuburile interioare ținute sub presiune (condițiile de operare sunt apropiate de presiunea atmosferică și temperatura camerei), presiunea din interiorul tuburilor fiind necesară pentru a împiedica vaporizarea apei grele aflată la temperatura de exploatare nominală de aproape 300 de grade Celsius.

Secțiunea eficientă de absorbție a neutronilor termici (σ_a^{nth}) corespunzătoare apei grele permite funcționarea reactorilor CANDU folosind combustibil natural (grad de îmbogățire aproximativ 0.7%), fapt care elimină îngrijorările legate de instalațiile de îmbogățire a uraniului și proliferarea armamentului nuclear. Întreținerea și controlul reacției de fisiune în lanț folosind combustibil natural necesită un adaos minim de otrăvuri neutronice exterioare și o reîncărcare a combustibilului la intervale de timp mai scurte decât în cazul reactorilor moderați cu apă ușoară. Proiectarea calandriei a fost gândită astfel încât barele de combustibil să poată fi schimbate în mod individual și continuu, iar anumite operațiuni de mentenanță să poată fi efectuate fără a necesita oprirea reactorului (oprirea și pornirea reactorilor nucleari reprezintă operațiuni complexe din cauza bilanțului otrăvurilor neutronice care se formează în zona activă prin transmutație și a fluctuațiilor reactivității din cauza buclei de feedback termohidraulic).

O altă caracteristică importantă a reactorilor CANDU o reprezintă ingineria circuitelor de răcire primar și secundar care comunică termic între ele prin intermediul generatorilor de abur [8, Cap. 6, Pag. 21, Fig. 7]. Modul în care această instalație de răcire a fost proiectată facilitează mentenanța accesibilă a subansamblurilor ei și testarea, decontaminarea, completarea și înlocuirea apei grele în mod dinamic, o atenție deosebită fiind acordată fenomenului de disociere dintre deuteriu și oxigen din cauza faptului că acumularea gazoasă peste un anumit prag prezintă un pericol iminent de explozie (eșantioane

de apă grea sunt supuse în mod regulat unei analize chimice riguroase). Folosirea a două circuite de răcire distincte care dispun de un contact fizic limitat și circulația prin zona activă a unei molecule stabile cum este D_2O reduce la maximum probabilitatea de contaminare cu nuclee radioactive a aburului care este emis în mediul înconjurător după antrenarea palelor generatorului de curent.

Reacția de activare cu neutroni a D_2O

Deși am insistat asupra stabilității excepționale a moleculei D_2O , aceasta prezintă totuși o probabilitate nenulă de a fi activată cu neutroni ($\sigma_{aD}^{n_{th}} \sim 0.52$ milibarni) conform următoarei reacții nucleare:



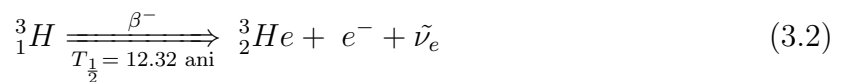
În ceea ce privește reactorii CANDU, probabilitatea mică de activare cu neutroni a deuteriului este amplificată de volumul substanțial al zonei active în care se poate întâmpla această reacție și de lungimea de difuzie mare caracteristică a neutronilor moderați cu apă grea. Contaminarea moderatorului cu tritium determină modificarea dinamicii de funcționare a reactorului deoarece factorul α depinde de numărul de masă conform ecuației (2.12) și reprezintă unul din motivele pentru care moderatorul este supus în mod regulat analizei chimice, acesta fiind extras din rector și purificat prin diferite procedee (detritierea apei grele se realizează în urma depășirii anumitor toleranțe de puritate chimică; de regulă se separă aproximativ 1 kg de tritium dintr-o tonă de apă grea).

Un alt aspect important al contaminării apei grele cu tritium este acela că, în urma proceselor de permeație datorate naturii imperfecte a instalațiilor tehnologice cu un grad ridicat de complexitate (așa cum este generatorul de abur), pot apărea cantități semnificative de tritium în circuitul secundar de răcire care sunt evacuate ulterior în atmosferă sub formă de compuși gazoși: hidrogen tritiat (HT) și vapori de apă tritiată (HTO).

Partea practică a lucrării de față reprezintă simularea fenomenului de dispersie în atmosferă a tritiului și analiza impactului radiologic al acestuia asupra sănătății omenești.

Caracteristici generale fizico-chimice ale tritiului

Tritiumul este un izotop radioactiv al hidrogenului cu nucleul compus dintr-un proton și 2 neutroni, el fiind supus unei dezintegrări de tip β^- :



Energia eliberată în acest proces este de aproximativ 18.6 KeV , dintre care electronului îi revine în medie o energie de 5.7 KeV , iar restul de 12.9 KeV este preluat de către antineutrino-ul electronic. Ținem cont de faptul că, deși stabil din punct de vedere nuclear, nucleul de 3_2He rezultat în urma dezintegrării este susceptibil unei reacții nucleare cu neutroni termici ($\sigma_{aHe}^{n_{th}} \sim 5330$ barni) în urma căreia pierde un proton conform schemei de reacție:



Procesul de mai sus împreună cu timpul de înjumătățire considerabil al tritiului ne sugerează faptul că tritiul se acumulează progresiv în apa grea din zona activă (această reacție reprezentând doar una din căile prin care tritiul este generat într-un reactor nuclear, alternative fezabile fiind reprezentate și de iradierea cu neturoni a litiului și a borului) până când este eliminat prin procedee de purificare a apei sau prin evacuare în exterior.

Energia mică a radiației β^- caracteristice provenită în urma dezintegrării tritiului face ca detecția lui în mediu să reprezinte un demers dificil, pentru acest lucru fiind nevoie de detectori cu scintilator lichid specific tipului de radiație sau de prelevarea locală a unor probe urmată de analiza lor cu spectrometrul de masă (măsurarea cantității de ${}^3\text{He}$ prezent în proba colectată) [9].

Din literatura de specialitate știm faptul că particulele încărcate electric au un parcurs mic în mediul pe care îl străbat din cauza pierderii energiei prin ionizarea acestuia (radiația β^- corespunzătoare dezintegrării tritiului are un parcurs în aer de ordinul milimetrilor și nu penetrează stratul de piele moartă de la suprafața corpului uman). Ceea ce ne interesează însă să analizăm este dacă prezența în mediul înconjurător a unei cantități de tritiu specifice emisiei instalațiilor nucleare moderate cu apă grea tip CANDU reprezintă un risc pentru sănătatea omului așa cum este cazul altor radionuclizi activi β^- care din pricina anumitor procese biochimice rămân în corpul uman pe perioade lungi de timp în urma inhalării și ingerării, aceștia provocând acumularea de radicali liberi nocivi în corp sau deteriorarea structurii genetice prin ionizarea directă & indirectă a moleculelor de ADN [8, Cap. 12].

Cele mai cunoscute exemple din literatura de specialitate ale unor astfel de radionuclizi periculoși sunt:

- ${}^{90}\text{Sr}$ (Stronțiu-90) \rightarrow manifestă un comportament biochimic similar cu calciul și se fixează în măduva osoasă post-ingerare, având un timp de înjumătățire biologic între 2 și 50 de ani (timp în care corpul uman este iradiat din interior).
- ${}^{137}\text{Cs}$ (Cesiu-137) \rightarrow reacționează chimic cu apa și mimează comportamentul biochimic al potasiului, acesta găsimu-se cu precădere în țesuturile moi ale corpului. Timpul de înjumătățire biologic al ${}^{137}\text{Cs}$ este de aproximativ 70 de zile.

Fiind un izotop al hidrogenului, tritiul îi împărtășește multe dintre proprietățile chimice și îl înlocuiește în reacțiile biomoleculare în care hidrogenul ia parte de obicei. Dintre formele chimice existente ale tritiului noi ne vom concentra pe cea mai abundentă și reactivă dintre ele, anume vaporii de apă tritiată HTO (gazul de hidrogen tritiat HT se transformă eventual în HTO în urma reacției de oxidare cu oxigenul atmosferic).

Din pricina similitudini tritiului cu hidrogenul sunt facilitate reacții chimice rapide cu atomii de hidrogen aflați în componența apei și cu carbonul biologic, aspect care favorizează omogenizarea prezenței HTO în organismele vii. De asemenea, masa suplimentară a tritiului care disloca hidrogenul determină îmbogățirea condensatelor de tritiu (vaporii de apă netritiată se evaporă mai ușor).

Conform publicației [9] avem furnizată o valoare de referință pentru activitatea anuală a tritiului produs prin activarea cu neutroni a apei grele dintr-un reactor nuclear aparținând filierei tehnologice PHWR de aproximativ $6.8 \cdot 10^{14} \text{ Bq/an}$ (la putere nominală de 900 MW), și o descriere amănunțită a variației valorii de fond corespunzătoare

activității tritiului din mediul înconjurător datorată testelor cu armament nuclear din perioada războiului rece (valoare de fond ce se află în prezent în continuă scădere): între 1 și 4 $Bq \cdot L^{-1}$ în apa de ploaie (sau între 0.01 și 0.04 $Bq \cdot m^{-3}$ în atmosferă) în zonele care nu au în jurul lor instalații nucleare (comparat cu nivelele de dinainte de 1945: 0.1–0.6 $Bq \cdot L^{-1}$) și fluctuații de zeci sau chiar sute de $Bq \cdot L^{-1}$ localizate în jurul anumitor instalații nucleare de mare putere (1 $Bq \cdot L^{-1}$ măsurați în vapori de apă corespund la 0.01 $Bq \cdot m^{-3}$ măsurați în aerul atmosferic). Același articol vorbește despre susceptibilitatea chimică considerabilă a *HTO* de a fi absorbit de către organismele vii: pe cale poroasă (prin piele sau membrane), prin inhalare, prin ingerare, sau prin depunere la spălarea cu precipitații, detaliind de asemenea provocările întâmpinate atunci când vrem să realizăm detecția tritiului în mediul înconjurător (energia mică a radiației, timpul de înjumătățire nuclear mare, riscul de contaminare chimică a probelor culese pentru analiza cu spectrometrie de masă).

În ceea ce privește această lucrare vom ține cont de faptul că *HTO* are un timp de înjumătățire biologic (timpul în care concentrația existentă în corp este redusă la jumătate în urma proceselor biochimice naturale) de aproximativ 7 până la 14 zile atunci când analizăm expunerea radiologică a omului la tritiul acumulat în aerul de la nivelul solului.

Dinamica atmosferică a tritiului emis la coș sub formă de vapori de apă tritiată

Capitolul de față este destinat studiului amănunțit al evoluției dinamicii atmosferice a tritiului acumulat în reactorii moderați cu apă grea (conform mecanismelor discutate în capitolele anterioare) și emis ulterior la coș. Pentru realizarea acestui scop vom utiliza un model matematic care simulează împrăștierea în atmosferă a unui poluant aproximat ca fiind fluid neutru continuu prin intermediul distribuției gaussiene. Acest tip de modelare matematică se folosește în practică pentru calculul concentrațiilor atmosferice ale unei game largi de poluanți în vederea stabilirii de legi, reguli și restricții, el fiind puternic susținut și validat de către măsurătorile empirice obținute pe teren.

Printre avantajele folosirii teoriei gaussiene în vederea studiului poluanților atmosferici se află:

- Folosirea unei formule simple și cunoscute de calcul care utilizează mai puține resurse computaționale decât metodele care iterează evoluția concentrației de poluant în timp.
- Descrierea coerentă a câmpului tridimensional continuu al concentrațiilor atmosferice de poluant generat în punctul sursă la funcționare nominală.

De asemenea, putem enumera și dezavantajele acestei metode:

- Incertitudinea substanțială a rezultatului final în cazul vitezelor mici ale vântului ($u \leq 1 \text{ m/s}$) și al calmului atmosferic (devine importantă difuzia penei de poluant pe direcția vântului).
- Dependența complexă a formulei de calcul de o cantitate mare de informație aferentă zonei simulate: factori meteorologici, topografia clădirilor, specificul terenului, precum și particularitățile sursei emițătoare (aproximarea eronată a variabilelor enumerate amplifică semnificativ gradul de eroare al rezultatelor finale).

Modelul Gaussian, considerații teoretice

Teoria matematică a modelului Gaussian se bazează pe ipoteza de lucru conform căreia poluanții emiși continuu la sursă formează o pană (sau nor) de poluant de formă conică de-a lungul direcției de bătaie a vântului, caz în care advecția reprezintă fenomenul de transport dominant pe această direcție (aleasă convenabil paralelă cu Ox), iar difuzia pe direcțiile laterală (Oy) și verticală (Oz) se presupune a fi de tip Gaussian [10].

În vederea calculului concentrațiilor atmosferice de poluanți se formulează următoarele ipoteze suplimentare:

1. Viteza de mișcare a fluidului atmosferic de-a lungul axei Ox este constantă.
2. Coeficienții de difuzie nu au o dependență explicită de coordonatele spațiale: x , y & z .
3. Poluantul este reflectat înapoi în atmosferă în urma contactului cu solul.
4. Admitem faptul că pierderile de poluant din atmosferă (de exemplu prin reacții chimice) sunt neglijabile.

Cu ajutorul acestor ipoteze se scrie ecuația care descrie difuzia poluantului în atmosferă pentru o sursă instantanee aflată în originea sistemului de axe care emite o cantitate de poluant q la momentul $t_0 = 0$ [10]:

$$\frac{\partial C}{\partial t} + u \frac{\partial C}{\partial x} = K_x \frac{\partial^2 C}{\partial x^2} + K_y \frac{\partial^2 C}{\partial y^2} + K_z \frac{\partial^2 C}{\partial z^2}, \quad (4.1)$$

unde $C(x, y, z, t)$ [g/m^3] reprezintă concentrația de poluant din atmosferă, termenii K_i sunt coeficienții de difuzie după fiecare direcție spațială ($i = \overline{x, y, z}$), u este viteza vântului și t reprezintă timpul scurs din momentul emisiei. Ecuația de mai sus se rezolvă împreună cu următoarele condiții la limită:

$$\begin{aligned} C(x, y, z, t) \Big|_{t=0} &= q \delta(x) \delta(y) \delta(z) \\ \lim_{\substack{x, y \rightarrow \pm\infty \\ z \rightarrow +\infty}} C(x, y, z, t) &= 0 \end{aligned}$$

Formula finală obținută în urma aplicării condițiilor la limită și a ipotezelor de lucru are următoarea formă [10]:

$$C(x, y, z, t) \Big|_{\substack{\sigma_x \rightarrow 0 \\ x \neq t \cdot u}} = \frac{q}{2\pi\sigma_y\sigma_z u} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \left\{ \exp\left[-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right] + \exp\left[-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right] \right\}$$

unde H este înălțimea efectivă de emisie (înălțimea reală a emisiei corectată cu efectele de supraînălțare a penei de poluant) și unde folosim notațiile $\sigma_i^2 := 2K_i t$ pentru parametrii de dispersie/deviațiile standard (lărgimile medii ale norului de poluant pe direcțiile Ox , Oy & Oz). Pentru a scăpa de condiția impusă prin neglijarea dispersiei de poluant pe direcția Ox ($\sigma_x \rightarrow 0$): $\delta(\frac{x}{u} - t) \neq 0$, considerăm sursa de emisie ca fiind una continuă și cu o rată de emisie independentă de timp $Q(t) = Q$. Această aproximație ne permite să calculăm valorile staționare ale concentrației de poluant atinse în urma emisiei pe o perioadă de timp prin integrarea de la 0 la ∞ în variabila temporală:

$$\tilde{C}(x, y, z) = \int_0^\infty \int_0^t \frac{C(x, y, z, t-t')}{q} Q(t') dt' dt \quad (4.2)$$

Ecuția obținută reprezintă modalitatea de calcul a concentrației de poluant integrată în timp pentru modelul Gaussian al unei surse continue:

$$\tilde{C}(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_z u} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \left\{ \exp\left[-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right] + \exp\left[-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right] \right\} \quad (4.3)$$

Implementarea numerică a modelului Gaussian, analiza principalilor algoritmi de calcul folosiți

Această parte a lucrării cuprinde prezentarea formulelor de calcul teoretice în paralel cu implementarea acestora în codul sursă. Codul sursă folosit în scopul elaborării lucrării de față reprezintă în mod integral creație personală, el având ca suport tehnico-științific normele legislative ale CNCAN [11], unde nu sunt însă furnizate detalii legate de structura și arhitectura programului de calcul sau de implementarea acestuia.

În consecință, codul de calcul este făcut disponibil în întregime de către autor la adresa online din lista de referințe [12], el fiind implementat cu succes în versiunea 1.6 a limbajului de programare Julia. Utilizarea computațională practică a algoritmului necesită cunoașterea unui număr mare de date, mărimi și informații corespunzătoare instalației emițătoare și a zonei în care aceasta se află printre care se numără: stabilitatea atmosferică, viteza și direcția vântului la înălțimea de emisie, temperatura aerului și gradientul vertical de temperatură, parametrii de dispersie, înălțimea efectivă de emisie, viteza de ieșire pe coș a poluantului, temperatura poluantului ..., toate acestea fiind disponibile în anexa fișierelor de tip CSV și în fișierul denumit "Constante.jl" aflate la adresa online indicată.

În vederea evaluării expunerii la radiații a populației și a impactului asupra mediului pe întinderea spațială a zonei de influență corespunzătoare instalației nucleare vom efectua calculul dispersiei în atmosferă a materialului radioactiv eliberat la coș pe etape după cum urmează:

1. Calculul factorului de diluție atmosferică: $\frac{\chi(x, y, z)}{Q} [s \cdot m^{-3}]$;
2. Calculul concentrației în aer integrată în timp: $\chi(x, y, z) [Bq \cdot s \cdot m^{-3}]$;
3. Calculul concentrațiilor radionuclizilor depuși pe sol: $\omega(x, y) [Bq \cdot m^{-2}]$;
4. Calculul resuspensiei în atmosferă a materialului radioactiv de la nivelul solului: $Resuspensie(x, y) [Bq \cdot m^{-3}]$;

Calculul factorului de diluție atmosferică

Așa cum am precizat în analiza teoretică, vom alege originea sistemului cartezian de axe la baza punctului de emisie (proiecția punctului de emisie pe planul solului) și orientarea axei Ox paralelă cu direcția vântului. Astfel, coordonata y va descrie abaterea punctului receptor în plan orizontal, perpendicular pe direcția vântului, iar înălțimea la care este situat receptorul față de sol va fi furnizată de coordonata z (ținem cont de faptul că distanțele x, y, z sunt considerate a fi în metri).

În cele ce urmează vom prezenta formulele de calcul folosite în simulare, corespunzătoare celor 3 situații distincte de emisie caracterizate în funcție de timpul aferent emisiei de poluant (secvența codului de calcul unde sunt implementate formulele pentru valori punctuale se găsește în fișierul "Calcul_dilutie.jl"):

- Emisii instantanee sau de scurtă durată ($t_{emisie} \leq 1$ oră);
- Emisii cu durată prelungită ($1 \text{ oră} < t_{emisie} \leq 24$ ore);
- Emisii de lungă durată ($t_{emisie} > 24$ ore);

Emisii instantanee sau de scurtă durată

Conform modelului Gaussian, factorul de diluție atmosferică în punctul receptor de coordonate x, y, z se calculează cu formula:

$$\frac{\chi(x, y, z)}{Q} = \frac{1}{2\pi\Sigma_y\Sigma_z\bar{u}} \exp\left(-\frac{y^2}{2\Sigma_y^2}\right) \left[\exp\left(-\frac{(z-H)^2}{2\Sigma_z^2}\right) + \exp\left(-\frac{(z+H)^2}{2\Sigma_z^2}\right) \right] f(\Sigma_z, H, h_i)$$

unde:

$\chi(x, y, z)$ = concentrația în aer integrată în timp la punctul receptor;

Q = activitatea efectivă a sursei în Bq , corectată cu factori ce caracterizează fenomenele de dezintegrare radioactivă, apariția produșilor de filiație și depunerea pe sol;

Σ_y = parametrul de dispersie pe direcția Oy exprimat în m, corectat cu factori ce caracterizează efectul prezenței clădirilor în jurul sursei și durata emisiei;

Σ_z = parametrul de dispersie pe direcția Oz exprimat în m, corectat cu factori ce caracterizează efectul prezenței clădirilor în jurul sursei;

H = înălțimea efectivă de emisie a sursei în m, corectată prin considerarea fenomenelor de supraînălțare a penei de poluant;

\bar{u} = viteza medie a vântului în m/s la înălțimea corespunzătoare emisiei H ;

h_i = înălțimea la care se formează stratul de inversie exprimată în m;

$f(\Sigma_z, H, h_i)$ = funcția de corecție corespunzătoare inversiei termice;

Emisii de durată prelungită

În cazul emisiilor de durată prelungită presupunem faptul că poluantul este împrăștiat uniform într-un sector de cerc centrat pe axa Ox datorită șerpuirii vântului. În acest caz folosim următoarea formulă de calcul pentru factorul de diluție atmosferică la nivelul solului:

$$\frac{\chi(x, y \in \text{sectorului de cerc determinat de } \theta_L, 0)}{Q} = \left(\frac{2}{\pi}\right)^{\frac{1}{2}} \frac{1}{\Sigma_z\bar{u}x\theta_L} \exp\left[-\frac{H^2}{2\Sigma_z^2}\right] f(\Sigma_z, H, h_i)$$

unde θ_L se calculează ca fiind $2\pi/n$ radiani, n reprezentând numărul de sectoare egale în care se împarte roza vânturilor. Datorită convențiilor folosite de meteorologi atunci când analizează caracteristicile vântului, vom lucra cu o roză a vânturilor împărțită în 16 sectoare corespunzătoare celor 16 direcții cardinale uzuale ($\theta_L = 22.5^\circ$).

Emisii de lungă durată

Pentru emisiile de lungă durată se presupune faptul că direcția vântului și condițiile meteorologice se schimbă pe durata emisiei. În abordarea numerică a acestui caz se introduce în formula de calcul factorii F_k & F_{ki} care reprezintă frecvența cu care vântul bate în sectorul k și fracția de timp în care domină o anumită clasă de stabilitate Pasquill i în sectorul k din roza vânturilor, aceștia fiind analogi unor ponderi statistice:

$$\frac{\chi_k}{Q} = \left(\frac{2}{\pi}\right)^{\frac{1}{2}} \frac{F_k}{x\theta_L} \sum_i \left[\frac{F_{ki}}{\Sigma_z \bar{u}} f(\Sigma_z, H, h_i) \exp\left(-\frac{H^2}{2\Sigma_z^2}\right) \right]$$

Rezultatul obținut în cazul emisiilor de lungă durată pentru diluția atmosferică este unul normat în funcție de sumarea făcută după clasele de stabilitate atmosferică Pasquill (F_{ki}) & apartenența punctului receptor (x, y) la un anumit sector de cerc (F_k), calculul în sine necesitând rotirea planului xOy în jurul axei Oz pentru a realiza corespondența dintre direcția în care bate vântul și cele 16 sectoare de cerc în care am împărțit spațiul cartezian. Factorii F_k & F_{ki} se consideră a fi date de intrare, proveniența lor fiind reprezentată de măsurători meteorologice locale în zona de interes mediate pe o durată semnificativă de timp (factorii folosiți în simularea de față se găsesc în fișierul "Frecvente.csv"). Rotația axelor efectuată pentru a simula efectul schimbării direcției vântului s-a realizat prin intermediul unei matrici de rotație aplicată coordonatelor de intrare (funcția *Rotatie*(x, y) din fișierul "Helpers.jl"), iar aflarea apartenenței unei perechi de puncte (x, y) la un anumit sector de cerc s-a verificat prin rularea programului de test "SectoareCerc.jl" (acest lucru a fost necesar din punct de vedere practic deoarece implementarea funcției arctangentă diferă de la un limbaj de programare la altul, iar funcțiile trigonometrice în general prezintă o problemă în ceea ce privește calculul lor în punctele de zero din cauza limitei de precizie a aritmeticii computaționale "floating point").

Parametrii de dispersie și corecția acestora

Dispersia materialului radioactiv eliberat în atmosferă se presupune a fi de tip distribuție gaussiană atât în plan orizontal cât și în plan vertical. Putem admite astfel că 96% din cantitatea de efluent radioactiv emis este conținută într-un element de $4\sigma_y\sigma_z$ conform teoriei statistice, $\sigma_{i=\bar{y},\bar{z}}$ reprezentând deviația standard (pe axa Oy sau Oz). Dispersiile se calculează în cadrul modelelor numerice de simulare atmosferică folosind formulele Briggs (implementarea lor se găsește în fișierul "Helpers.jl"):

$$\begin{cases} \sigma_z = g(x) F(z_0, x) \\ g(x) = \frac{a_1 x^{b_1}}{1 + a_2 x^{b_2}} \\ F(z_0, x) = \begin{cases} \ln \left\{ c_1 x^{d_1} \left[1 + (c_2 x^{d_2})^{-1} \right] \right\} & , z_0 > 0.1 \\ \ln \left(\frac{c_1 x^{d_1}}{1 + c_2 x^{d_2}} \right) & , z_0 \leq 0.1 \end{cases} \\ \sigma_y = \frac{c_3 x}{(1 + 10^{-4} x)^{1/2}} \end{cases}$$

unde parametrii a_i , b_i depind de clasa de stabilitate atmosferică Pasquill, iar parametrii c_i , d_i depind de factorul meteorologic z_0 care cuantifică gradul de rugozitate al solului

din zona analizată. Toate aceste mărimi au valori de referință furnizate în literatura de specialitate [11, Tabelele 1,2 & 3].

Parametrii de dispersie calculați anterior trebuie supuși unor corecții care să țină seama de durata emisiei (σ_y) și de prezența clădirilor în jurul sursei de emisie (σ_y & σ_z). În cazul emisiilor cu durata cuprinsă între 10 minute și o oră se va corecta dispersia orizontală σ_y conform relației:

$$\sigma'_y = \sigma_y \left(\frac{t_{emisie}}{600} \right)^{0.2}, \text{ pentru } 600 \text{ s} < t_{emisie} \leq 3600 \text{ s}$$

Prezența clădirilor în apropierea punctului de emisie afectează semnificativ comportamentul dispersiei atmosferice a materialului radioactiv emis, acest lucru fiind luat în considerare prin folosirea parametrilor de dispersie corecți Σ_y & Σ_z , în al căror calcul se utilizează valoarea $H_{clădire}$ în felul următor ($i = \overline{y, z}$):

$$\begin{cases} \Sigma_i = \sigma_i & , H \geq 2.5 \cdot H_{clădire} \\ \Sigma_i = \Sigma_i^{max} = \left(\sigma_i^2 + \frac{C \cdot A_{clădire}}{\pi} \right)^{\frac{1}{2}} & , H < H_{clădire} \\ \Sigma_i = \Sigma_i^{max} - \left(\frac{H - H_{clădire}}{1.5 \cdot H_{clădire}} \right) (\Sigma_i^{max} - \sigma_i) & , H_{clădire} \leq H < 2.5 \cdot H_{clădire} \end{cases}$$

unde $A_{clădire}$ reprezintă aria secțiunii transversale (perpendicular pe axa Ox) a clădirii aflată în vecinătatea sursei, iar $C \in (0.5 - 2.0)$ este un factor empiric ce caracterizează unda de presiune (trebuie ales astfel încât să maximizeze factorul de diluție). Implementarea numerică a funcțiilor de calcul corespunzătoare parametrilor de dispersie corecți, înălțimii efective de emisie H și mărimii $H_{clădire}$ se află în fișierul "Helpers.jl", o atenție deosebită fiind acordată calculului $H_{clădire}$ care trebuie să cuantifice efectul colectiv al tuturor clădirilor aflate la o distanță mai mică decât de 3 ori înălțimea lor față de sursă (criteriul după care o clădire este sau nu considerată a fi în vecinătatea sursei).

Înălțimea efectivă de emisie

Înălțimea efectivă de emisie este un parametru care apare foarte des în formulele de lucru din simularea numerică, aceasta necesitând o tratare algoritmică aparte. Astfel, înălțimea reală de emisie suferă 3 corecții importante în urma cărora obținem înălțimea efectivă de emisie:

1. Corecția efectului curenților de aer descendenți constă în antrenarea în jos a materialului emis către regiunea de joasă presiune a părții adăpostite a coșului din cauza diferenței dintre viteza de ieșire a gazelor pe coș w_0 și viteza medie a vântului la coș \bar{u} (D = diametrul interior al coșului de ventilație):

$$\begin{cases} H_1 = h_{coș} - \Delta h_d, \text{ dacă } w_0 < 1.5 \cdot \bar{u} \\ \Delta h_d = 2 \left(1.5 - \frac{w_0}{\bar{u}} \right) D \\ H_1 = h_{coș}, \text{ dacă } w_0 \geq 1.5 \cdot \bar{u} \end{cases}$$

2. Corecția efectului de antrenare a materialului poluant în cavitatea aerodinamică a părții adăpostite a clădirilor aflate în imediata vecinătate a coșului de ventilație se realizează utilizând parametrul $H_{clădire}$ astfel:

$$\begin{cases} H_2 = 0 & , \text{dacă } H_1 < H_{\text{clădire}} \\ H_2 = H_1 & , \text{dacă } H \geq 2.5 \cdot H_{\text{clădire}} \text{ sau } \bar{u} < 5 \text{ m/s} \\ H_2 = H_1 - \Delta h_{en} & , \text{dacă } H_{\text{clădire}} \leq H < 2.5 \cdot H_{\text{clădire}} \\ \Delta h_{en} = 1.5 H_{\text{clădire}} - 0.6 H_1 & , \text{dacă } \bar{u} \geq 5 \text{ m/s} \end{cases}$$

3. Corecțiile de supraînălțare a penei de poluant radioactiv presupun creșterea înălțimii H_2 cu o cantitate $\Delta h_{m,b}$ ($H = H_2 + \Delta h_{m,b}$) din cauza efectelor de impuls (Δh_m ; viteza vântului) și portanță (Δh_b ; conținutul de căldură al poluantului), acestea având o fază inițială de tranziție în apropierea punctului de emisie ($\Delta h_{m,b}^{\text{tranziție}}$) unde corecția depinde explicit de coordonata x și o fază finală ($\Delta h_{m,b}^{\text{final}}$) care presupune stabilizarea efectului de supraînălțare de la o anumită departare față de punctul de emisie. În practică se aplică doar corecția cea mai mare asupra înălțimii de emisie pentru a evita supraestimarea acesteia, funcțiile de calcul aferente din "Helpers.jl" calculând toate cele 5 formule de corecție furnizate de literatură [11] și aplicând-o pe cea mai mare dintre acestea: $\Delta h_m^{\text{tranziție}}$, $\Delta h_b^{\text{tranziție}}$, $\Delta h_m^{\text{final}}$, $\Delta h_b^{\text{final}}$, precum și corecția semi-empirică a contribuțiilor aproximativ egale din partea celor două efecte: $\Delta h_{m,b}^{\text{simultan}}$.

Important de menționat este faptul că viteza vântului de la înălțimea de emisie considerată în calculele corecțiilor de mai sus se determină în funcție de viteza vântului măsurată la 10 metri deasupra solului în felul următor (m depinde de clasa de stabilitate atmosferică Pasquill și de natura terenului din vecinătatea sursei [11, Tabelul 4]):

$$u(z) = u(10) \left(\frac{z}{10} \right)^m$$

Influențele prezenței stratului de inversie termică

Prezența stratului de inversie termică presupune abaterea comportamentului temperaturii de la gradientul uzual de temperatură $\frac{\partial T}{\partial z}$ (creșterea temperaturii cu înălțimea în loc de scăderea ei), lucru care limitează dezvoltarea penei de poluant în plan vertical prin stratificarea stabilă a maselor de aer din stratul de inversie. Cuantificarea influenței stratului de inversie termică se realizează prin intermediul funcției $f(\Sigma_z, H, h_i)$ al cărei calcul necesită computația unor serii infinite de termeni exponențiali corespunzători reflexiilor multiple ale norului radioactiv pe suprafețele solului și a stratului de inversie (h_i = înălțimea limitei inferioare a stratului de inversie):

$$f(\Sigma_z, H, h_i) = \frac{\sum_{n=-\infty}^{+\infty} \exp\left(\frac{-(z + H + 2nh_i)^2}{2\Sigma_z^2}\right) + \exp\left(\frac{-(z - H + 2nh_i)^2}{2\Sigma_z^2}\right)}{\exp\left(\frac{-(z - H)^2}{2\Sigma_z^2}\right) + \exp\left(\frac{-(z + H)^2}{2\Sigma_z^2}\right)}$$

Din cauza faptului că specificul zonei simulate permite acest lucru, vom folosi aproximația conform căreia $f(\Sigma_z, H, h_i) = 1$, tratarea amănunțită a stratului de inversie necesitând resurse computaționale considerabile și nereprezentând obiectul de studiu al acestei lucrări.

Clasele de stabilitate atmosferică Pasquill

Pe parcursul implementării algoritmului am întâlnit de nenumărate ori acest concept care apare în funcțiile de calcul, anume gradul de stabilitate atmosferică care se cuantifică în practică prin utilizarea claselor de stabilitate Pasquill–Turner (regimul stratificării termice guvernează dinamica dispersiei atmosferice). Acest lucru constă în atribuirea literelor de la A la F (parametri meteo sintetici) diferitelor configurații atmosferice (nebulozitate, strălucire solară, viteza vântului) la un moment dat în felul următor [11, Tabelul 5]: A, B, C – atmosferă instabilă (stratificare termică ce favorizează dispersia); D – atmosferă neutră (stratificare care nu influențează semnificativ dispersia); E, F – atmosferă stabilă (stratificare stabilă care împiedică dispersia). După cum am văzut în formulele utilizate, clasificarea simplificată a condițiilor meteorologice este de mare ajutor în calcule prin faptul că ne sunt puse la dispoziție în literatură valori de referință pentru constante și parametri de lucru care depind de condițiile meteo prin intermediul schemei de clasificare Pasquill.

Calculul concentrației în aer integrată în timp

Activitatea efectivă pe direcția vântului într-un punct receptor se schimbă în funcție de timpul care s-a scurs din momentul emisiei și până la ajungerea norului radioactiv deasupra punctului receptor. Din această cauză trebuie să corectăm activitatea totală emisă de sursă Q_0 cu factori care țin seama de fenomenele de dezintegrare radioactivă & apariția produșilor de filiație (DEC), depunerea uscată $(DEP)_{dry}$ și depunerea umedă $(DEP)_{wet}$ de material radioactiv pe sol. Pentru calculul activității efective la un punct receptor vom folosi următoarea formulă:

$$Q = Q_0 (DEC) (DEP) [Bq]$$

Cu ajutorul acestei formule și al factorului diluției atmosferice calculat anterior obținem mai departe concentrația în aer integrată în timp:

$$\chi = \left(\frac{\chi}{Q} \right) Q_0 (DEC) (DEP) [Bq \cdot s/m^3]$$

Factorul de corecție pentru dezintegrarea radioactivă

Pentru materialul radioactiv emis în atmosferă ținem cont de scăderea activității sale în conformitate cu legea dezintegrării radioactive:

$$(DEC) = \exp(-\lambda_i t) = \exp\left(-\lambda_i \frac{x}{\bar{u}}\right)$$

unde:

- t = timpul parcurs de norul radioactiv de la sursă la receptor;
- x = distanța parcursă de norul radioactiv pe direcția vântului;
- \bar{u} = viteza de deplasare a norului radioactiv pe direcția vântului;
- λ_i = constanta de dezintegrare radioactivă a radionuclidului i ;

În cazul în care radionuclidul studiat are produși de filiație (nu se dezintegrează direct într-un nucleu stabil din punct de vedere nuclear) se folosește formula:

$$(DEC) = \frac{\lambda_d}{\lambda_i - \lambda_d} \left[\exp\left(-\lambda_d \frac{x}{u}\right) - \exp\left(-\lambda_i \frac{x}{u}\right) \right]$$

Deoarece am detaliat în partea introductivă a lucrării faptul că tritiul se dezintegrează radioactiv într-un nucleu stabil (He), vom utiliza în calcule prima formulă corespunzătoare corecției (DEC).

Factorii de corecție pentru depunerile uscate și umede

1. Materialul radioactiv al penei de poluant poate fi îndepărtat din acesta ca urmare a depunerii uscate rezultată din: difuzia turbulentă, mișcarea browniană, procesele de atracție electrostatică, procesele de adsorbție, procesele de impact cu suprafața și din cauza interacțiilor chimice. Rata de depunere uscată depinde de natura materialului radioactiv studiat, de suprafața pe care acesta urmează să se depună și de condițiile meteorologice specifice zonei de depunere, ea fiind cuantificată empiric cu ajutorul conceptului de viteză de depunere pentru care avem furnizate valori de referință în literatura de specialitate [11, Tabelul 6].

Factorul de corecție pentru depunerea uscată se calculează cu ajutorul următoarelor formule după cum urmează:

- În cazul emisiilor instantanee sau al emisiilor de scurtă durată:

$$(DEP)_{dry} = \exp \left[- \left(\frac{2}{\pi} \right)^{\frac{1}{2}} \left(\frac{v_{dL}}{\bar{u}} \right) \cdot \int_0^x \frac{\exp(-H^2/2\sigma_z^2(x'))}{\sigma_z(x')} dx' \right]$$

- Atunci când analizăm emisiile de lungă durată sau de durată prelungită:

$$(DEP)_{dry} = \sum_i \exp \left(-\alpha \int_0^x \frac{\exp(-H_i^2/2\sigma_{zi}^2(x'))}{\sigma_{zi}(x')} dx' \right),$$

$$\text{cu } \alpha = F_k F_{ki} \left(\frac{\tan \theta_L/2}{\theta_L} \right) \left(\frac{2\sqrt{2}}{\sqrt{\pi}} \right) \left(\frac{v_{dL}}{\bar{u}_i} \right) \text{ și sumare după clasele Pasquill}$$

2. Depunerea umedă reprezintă procesul de îndepărtare al materialului radioactiv din norul de poluant prin intermediul precipitațiilor (ploaie sau zăpadă) și depunerea acestuia pe sol, fenomenul fiind cuantificat prin intermediul factorului de depunere umedă:

$$(DEP)_{wet} = \exp(-\Lambda t)$$

unde t reprezintă timpul în care materialul radioactiv este supus spălării iar Λ este coeficientul de spălare al atmosferei pentru care avem furnizate valori de referință corespunzătoare tritiului în [11, Tabelul 7], atât în cazul averselor de ploaie cât și al celor de zăpadă.

Calculul concentrațiilor radionuclizilor depuși pe sol

Conform informațiilor expuse anterior se deduce imediat forma formulelor de calcul folosite pentru fiecare tip de depunere:

1. Depunere uscată: $\omega_{dry} = v_d \left(\frac{\chi}{Q} \right) Q_0 (DEC) (DEP)_{dry}$
2. Depunere umedă (se consideră tot norul de poluant radioactiv ca fiind spălat de precipitații):

- Emisie instantanee sau de scurtă durată:

$$\omega_{wet} = \frac{\Lambda_H Q_0 (DEC) \exp(-\Lambda_L t)}{\sqrt{2} \pi \bar{u} \Sigma_y} \exp\left(-\frac{y^2}{2\Sigma_y^2}\right)$$

- Emisie de durată prelungită sau de lungă durată:

$$\omega_{wet} = \frac{\Lambda_H Q_0 (DEC) \exp(-\Lambda_L t)}{\bar{u} \theta_L x}$$

Cantitatea finală a depunerilor radioactive pe sol însumează contribuția celor două mecanisme prezentate de depunere umedă și uscată:

$$\omega = \omega_{dry} + \omega_{wet} \quad [Bq/m^2]$$

Calculul resuspensiei în aer a materialului radioactiv

Materialul radioactiv depus pe sol poate fi antrenat înapoi în aer (sau resuspendat) ca urmare a vântului sau a activităților umane. Această cantitate este de interes din punct de vedere radiologic deoarece inhalarea ei reprezintă un factor de risc pentru organismul uman (poluantul radioactiv suspendat în aerosoli este considerabil mai susceptibil inhalării decât poluantul aflat sub forma de vapori de apă emiși inițial).

Relația de legătură dintre depunerile materialului radioactiv pe sol și cantitatea de material radioactiv aflat în resuspensie are forma:

$$\text{Resuspensie}(x, y) = K \cdot \omega(x, y) \quad [Bq/m^3]$$

unde K reprezintă factorul de resuspensie calculabil conform relației:

$$K(t) = A \exp(-\lambda_1 t) + B \exp(-\lambda_2 t) \quad [m^{-1}]$$

Ținem cont de faptul că factorii A & B din formula factorului de resuspensie sunt constante tabelate și disponibile în literatură, iar λ_1 & λ_2 sunt ratele efective de îndepărtare ale materialului depus pe sol pe termen scurt (ordinul de timp al săptămânilor) și pe termen lung (ordinul de timp al anilor) [11].

Conform graficului obținut după formula de mai sus putem observa amplitudinea ridicată a resuspensiilor atmosferice raportată la timpi de emisie scurți (până în 6 luni de zile) datorată dominanței mecanismelor de resuspensie pe termen scurt (din cauza faptului că tritiul are un timp de înjumătățire nuclear de ordinul zecilor de ani, se consideră că pierderile de tritiu din resuspensia atmosferică survin în urma altor tipuri de mecanisme

decât cele nucleare: reacții chimice, metabolizări biologice, absorbții în mediul acvatic, împrăștiere mecanice).

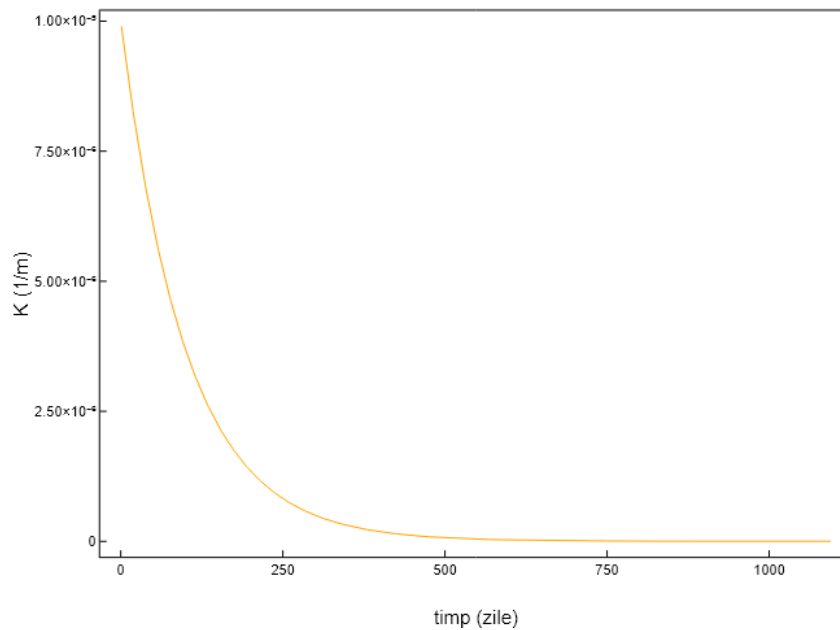


Figura 4.1: Curba factorului de resuspensie în funcție de timp

Discuție asupra rezultatelor obținute

Ultima parte a lucrării este dedicată prezentării graficelor obținute în urma aplicării codului de calcul și interpretării acestora folosindu-ne de limitele legale admise pentru expunerea cetățenilor la radiații ionizante [8, Cap. 12, Pag. 40, Fig. 19]. Simulările numerice au fost executate pentru diferite intervale de timp în care a fost eliberat material radioactiv poluant în atmosferă (corespunzător celor 3 cazuri de emisie expuse în partea anterioară) conform următorului cumul de condiții [12, "Constante.jl"]:

1. S-a considerat viteza medie a vântului la înălțimea de 10 metri ca fiind $\bar{u} = 4 \text{ m/s}$ conform unei medii multianuale efectuate pe toate direcțiile cardinale de interes & pe clasele de stabilitate Pasquill. Tot datorită medierii multianuale s-a ales valoarea $\bar{T} = 14 \text{ }^\circ\text{C}$ pentru temperatura aerului atmosferic.
2. A fost aleasă ploaia drept tip de precipitație dominant ($\geq 70\%$ din cazuri), cu un debit de 0.5 mm/h specific unei zone aride și s-a ținut cont de faptul că într-un an de zile avem aproximativ 450.6 h de precipitații. Astfel, timpul de spălare corespunzător emisiei va fi: $t_{\text{spălare}} = t_{\text{emisie}} \left(\frac{450.6}{365.24} \right) [\text{s}]$.
3. Deși implementarea s-a realizat cu succes, nu au fost introduse date de intrare care să permită calculul influenței clădirilor ($H_{\text{clădire}}$) pentru că avem de-a face cu efecte consistente ale supraînălțării penei de poluant datorate temperaturii ridicate și vitezei mari a gazelor evacuate la coș. De asemenea, volumul substanțial al reactorilor CANDU presupune zone de lucru aferente suficient de largi ca întindere

spațială care să descalifice existența clădirilor rezidențiale aflate suficient de aproape de punctul de emisie astfel încât să îndeplinească condiția: $d_{\text{sursă-clădire}} \leq 3 \cdot h_{\text{clădire}}$.

4. Conform specificului zonei simulate a fost folosit un parametru de rugozitate $z_0 = 0.4 \text{ m}$ corespunzător terenurilor deluroase care prezintă vegetație, ignorând astfel într-o primă aproximație prezența vreunui corp de apă curgătoare sau stătătoare (mediile acvatice extinse au o capacitate considerabilă de reducere a impactului materiei radioactive din mediul înconjurător prin intermediul absorbției).
5. Pentru simularea emisiilor pe durate de timp sub 24 de ore s-a considerat dominantă clasa **D** de stabilitate Pasquill (frecvență anuală specifică zonei de aproximativ 50%) corespunzătoare stratificării atmosferice neutre care are un gradient de temperatură: $\frac{\partial T}{\partial z} = -2 \cdot 10^{-2} \text{ }^\circ\text{C}/\text{m}$.
6. Se ține cont de următoarele cantități fizice de interes specifice instalației nucleare de tip CANDU:

$$\begin{aligned}
 T_{\text{poluant}} &= 45 \text{ }^\circ\text{C} \\
 h_{\text{coș}} &= 50.3 \text{ m} \\
 D_{\text{coș}}^{\text{interior}} &= 2.334 \text{ m} \\
 w_0^{\text{evacuare gaze}} &= 10 \text{ m/s} \\
 C_p^{\text{vapori } H_2O} &= 1.871 \text{ kJ/kg }^\circ\text{K} \\
 q_0 &= 6.8 \cdot 10^{14} \text{ Bq/an} \Rightarrow Q_0 = q_0 \cdot t_{\text{emisie}} [\text{Bq}]
 \end{aligned}$$

Important de menționat este faptul că alegerea cantității de poluant emise anual a fost făcută în mod conservativ, ea fiind specifică reactorilor de mare putere din filiera *PHWR* ($> 1000 \text{ MW}$) din Canada (măsurătorile experimentale aferente centralei nucleare de la Cernavodă sugerează o cantitate de poluant emisă anual echivalentă cu $q_0 \in 2 \cdot 10^{14} \text{ Bq/an} - 3 \cdot 10^{14} \text{ Bq/an}$).

7. Simulările numerice au fost efectuate pe o grilă de suprafață $60 \text{ km} \times 60 \text{ km}$ având un pas de 150 m . De asemenea, durata medie de execuție a unei simulări este de aproximativ 10–15 minute în cazurile pentru care $t_{\text{emisie}} \leq 24 \text{ h}$ și de aproximativ 30–40 minute în cazul în care $t_{\text{emisie}} > 24 \text{ h}$ (ținem cont de faptul că algoritmul nu este paralelizat, iar calculul nu se face în mod distribuit).
8. Rezultatul final obținut în urma execuției simulărilor numerice este reprezentat de: grafice tridimensionale ce înfățișează spectrul valorilor funcțiilor interesante din punct de vedere fizic $f(x, y)$ sub forma unor suprafețe în spațiu și grafice bidimensionale ce arată valorile acestorași funcții în plan, diferența relativă între valorile funcției în diferite puncte (x, y) ale planului fiind evidențiată prin intermediul unor gradienti de culoare de intensități diferite ce pot fi discreți (reprezentări cu multiple contururi închise), sau continui (reprezentări termografice cu gradient difuz).

De interes major în această lucrare este simularea emisiilor atmosferice pe perioade lungi de timp (luni și ani de zile), deoarece folosim cu precădere date de intrare mediate multianual și aproximații de lucru suficient de grosiere care fac să fie nejustificate analize cantitative ale graficelor emisiilor pe termen scurt. Acestea fiind spuse, vom face inițial o trecere în revistă a câtorva rezultate obținute pentru $t_{\text{emisie}} \leq 24$ ore astfel încât să probăm fezabilitatea & corectitudinea implementării algoritmului prin analizarea profilelor gaussiene unidirecționale corespunzătoare emisiilor de scurtă durată (figurile 4.2, 4.3) și de durată prelungită (figurile 4.4, 4.5). Ulterior analizei calitative a formelor gaussiene furnizate de simularea numerică pentru emisiile cu durată mai scurtă de o zi, vom expune rezultatele grafice obținute în cazul emisiilor de lungă durată după cum urmează:

- În figurile 4.6 & 4.7 se regăsesc graficele factorului de diluție atmosferică (suprafețe gaussiene împărțite pe toate sectoarele rozei vânturilor conform distribuției frecvențelor de apariție a vântului pe direcțiile aferente), a depunerilor pe sol și resuspensiei (reprezentări grafice bidimensionale și tridimensionale care să faciliteze atât analiza calitativă cât și cantitativă corespunzătoare unei emisii cu durată de 1 an de zile).
- În figura 4.8 se prezintă evoluția în timp a cantității de depuneri radioactive pe sol în diferite momente ale perioadei de funcționare simulate a reactorului nuclear (specificate în descrierea figurii), sub forma graficelor bidimensionale de tip contur închis.
- În figurile 4.9 & 4.10 sunt expuse în mod analog figurii 4.8 reprezentările grafice bidimensionale cu gradient de culoare discret și continuu ale evoluției temporale a resuspensiei atmosferice de material poluant radioactiv. Figurile 4.8, 4.9 & 4.10 se compară între ele având în vedere curba factorului de resuspensie descrisă în figura 4.1.

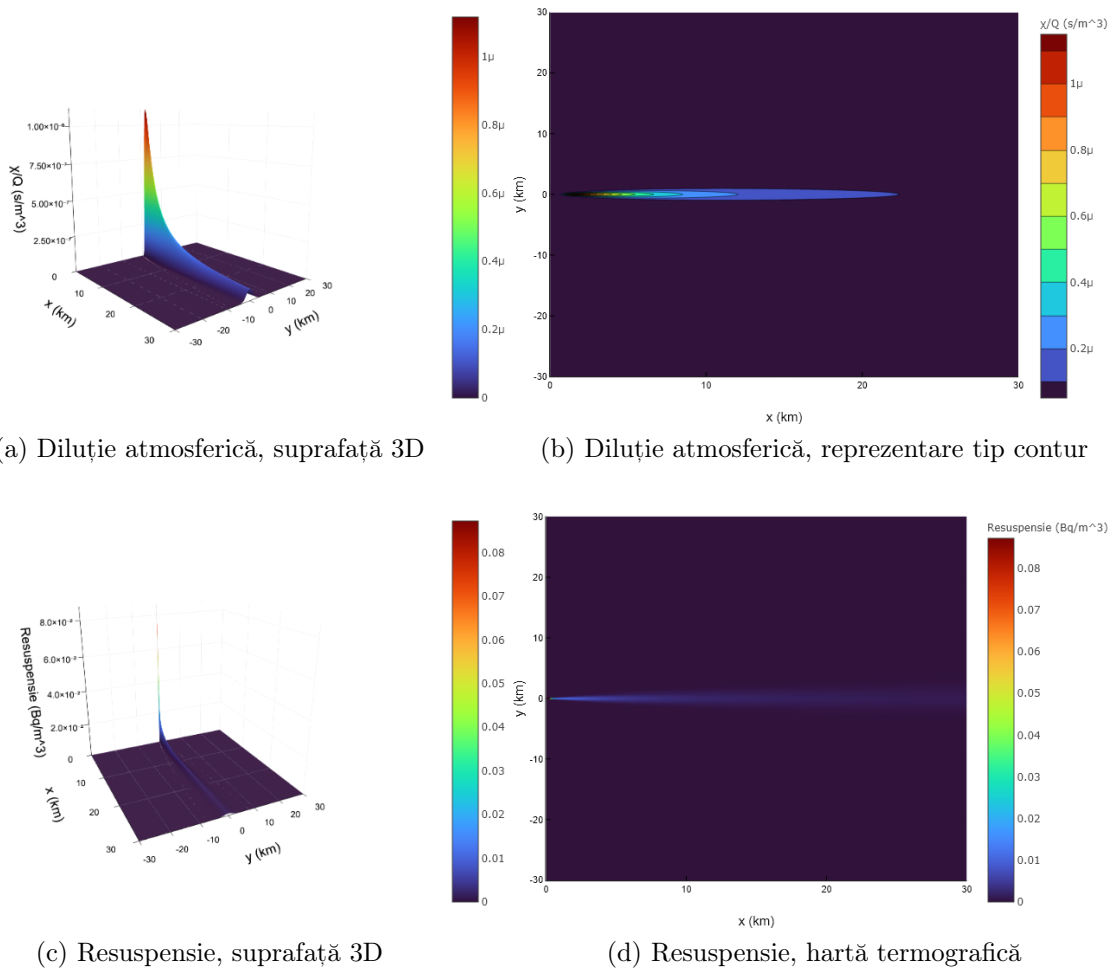
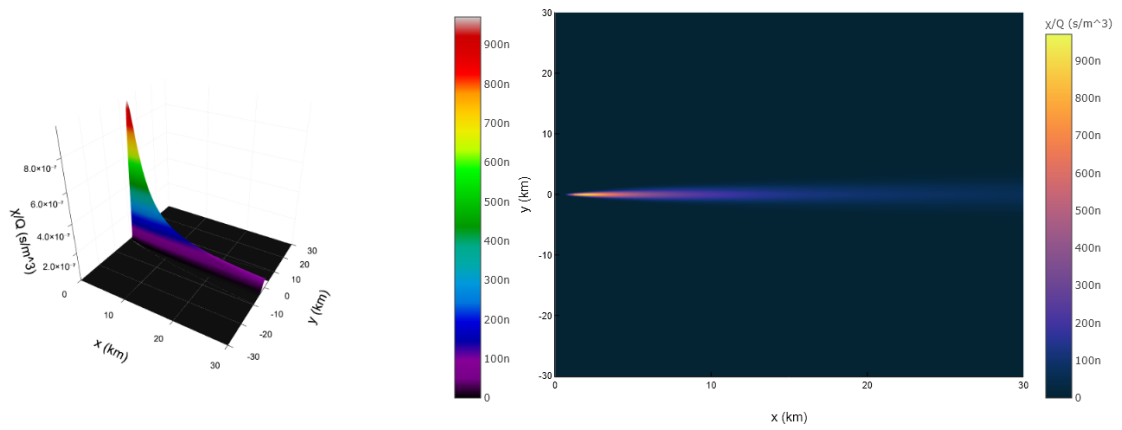
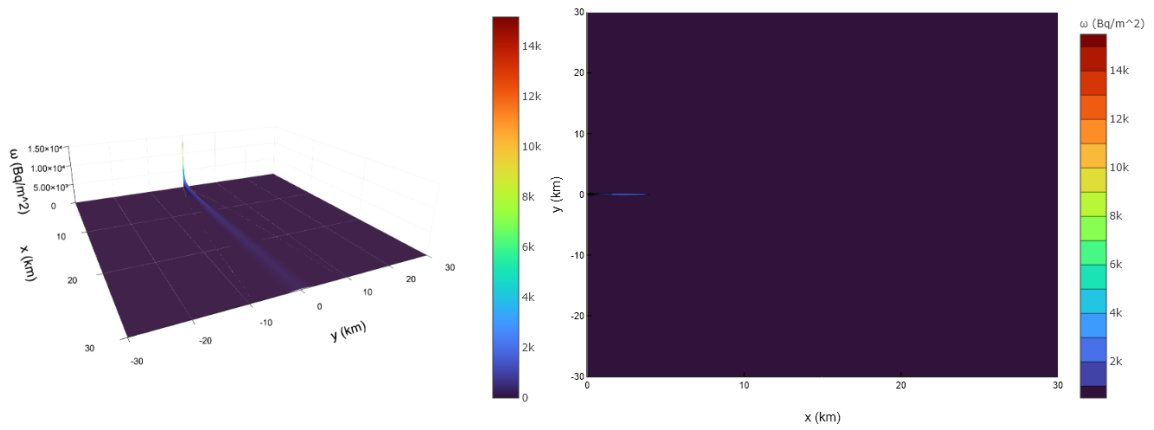


Figura 4.2: Emisii de scurtă durată, $t_{\text{emisie}} = 30$ minute



(a) Diluție atmosferică, suprafață 3D

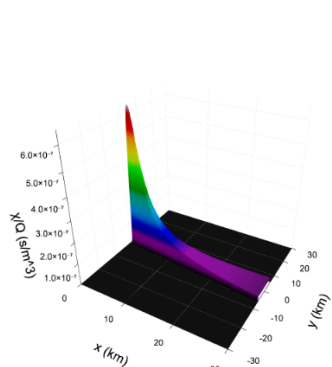
(b) Diluție atmosferică, hartă termografică



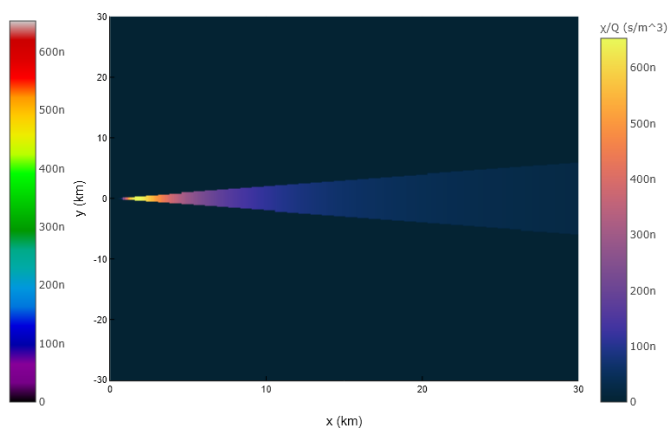
(c) Depuneri pe sol, suprafață 3D

(d) Depuneri pe sol, reprezentare tip contur

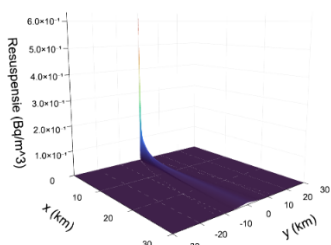
Figura 4.3: Emisii de scurtă durată, $t_{\text{emisie}} = 1$ oră



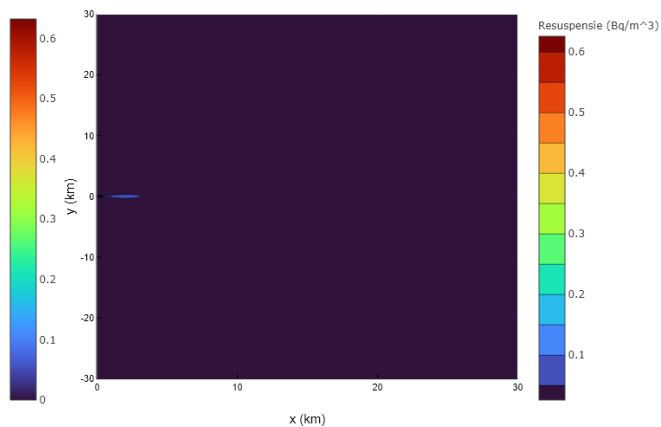
(a) Diluție atmosferică, suprafață 3D



(b) Diluție atmosferică, hartă termografică

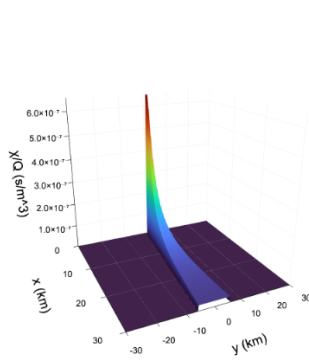


(c) Resuspensie, suprafață 3D

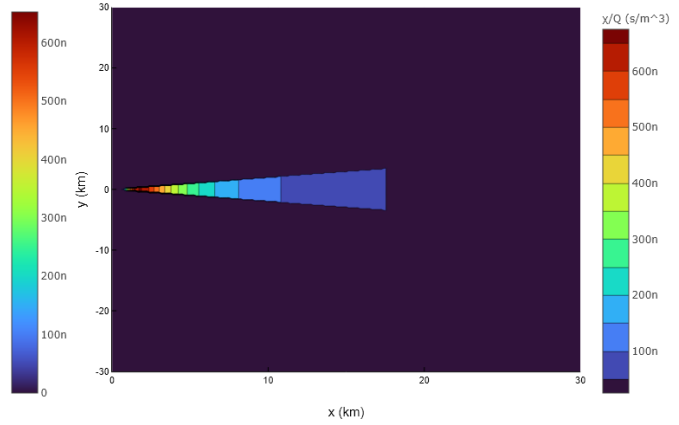


(d) Resuspensie, reprezentare tip contur

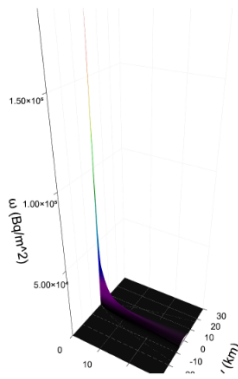
Figura 4.4: Emisii de durată prelungită, $t_{emisie} = 6$ ore



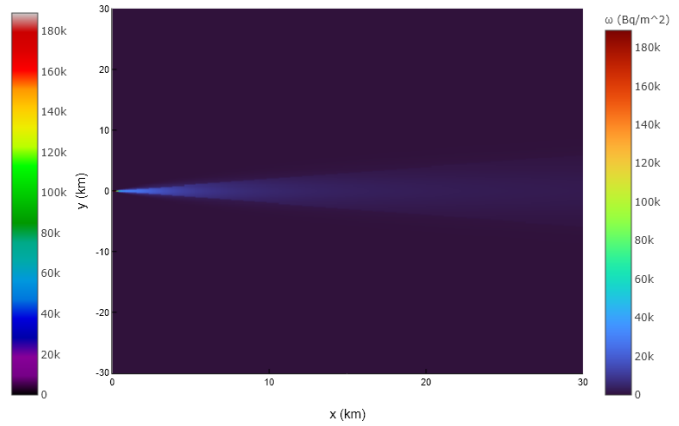
(a) Diluție atmosferică, suprafață 3D



(b) Diluție atmosferică, reprezentare tip contur



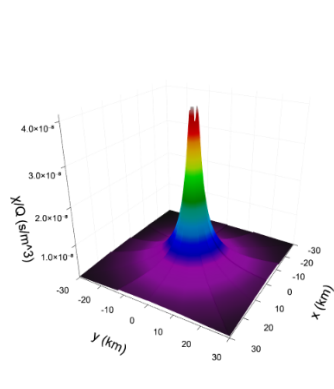
(c) Depuneri pe sol, suprafață 3D



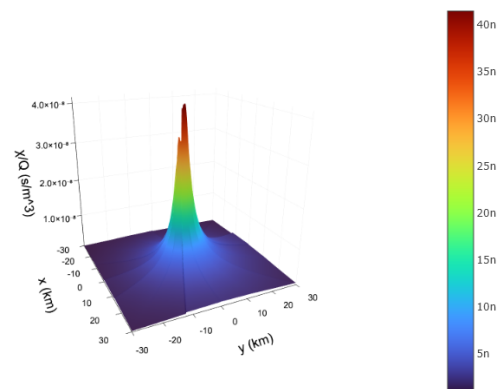
(d) Depuneri pe sol, hartă termografică

Figura 4.5: Emisii de durată prelungită, $t_{\text{emisie}} = 24$ ore

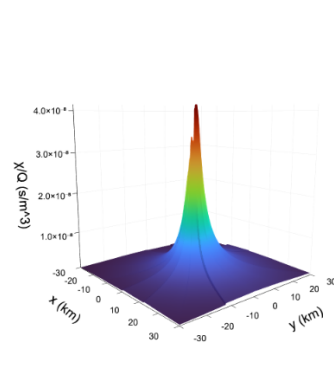
După cum se poate observa în reprezentările grafice de mai sus, programul de calcul reușește să reproducă profilele gaussiene sugerate de către modelul matematic în urma aplicării aproximațiilor & corecțiilor discutate în partea teoretică a lucrării. În cele ce urmează vom prezenta graficele corespunzătoare emisiilor normale de lungă durată conform precizărilor făcute anterior.



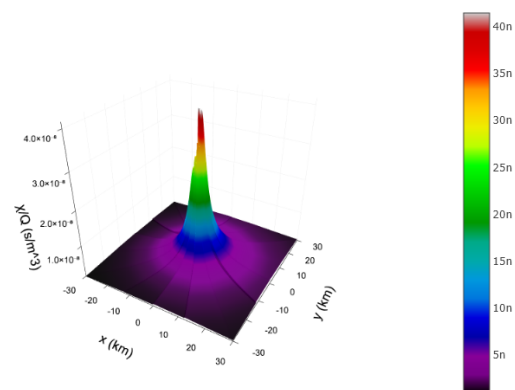
(a) Diluție atmosferică, suprafață 3D



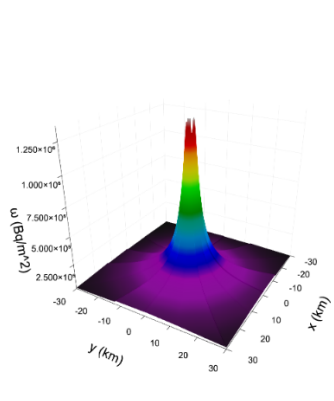
(b) Diluție atmosferică, suprafață 3D



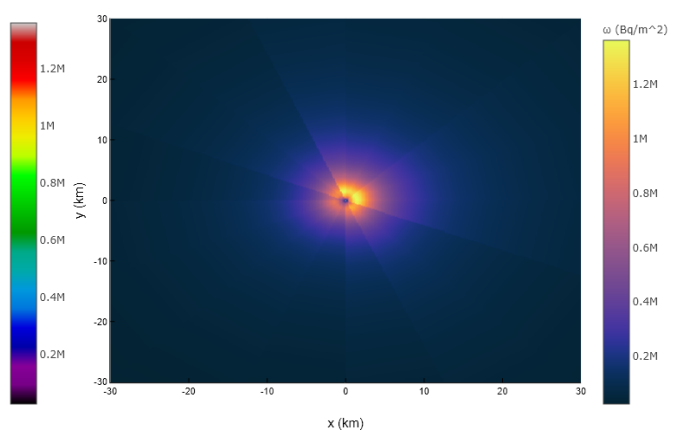
(c) Diluție atmosferică, suprafață 3D



(d) Diluție atmosferică, suprafață 3D

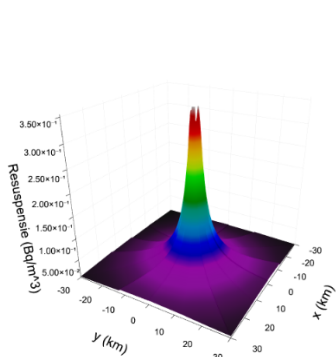


(e) Depuneri pe sol, suprafață 3D

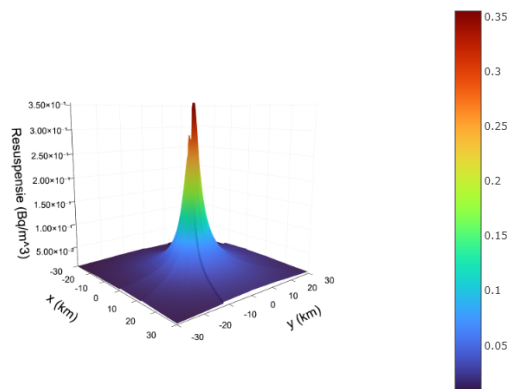


(f) Depuneri pe sol, hartă termografică

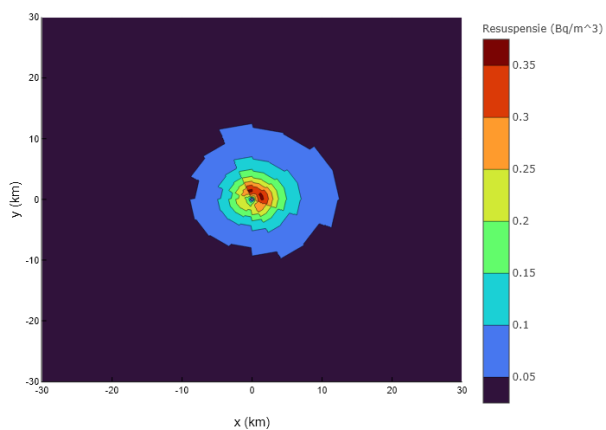
Figura 4.6: Emisii de lungă durată, $t_{\text{emisie}} = 1$ an



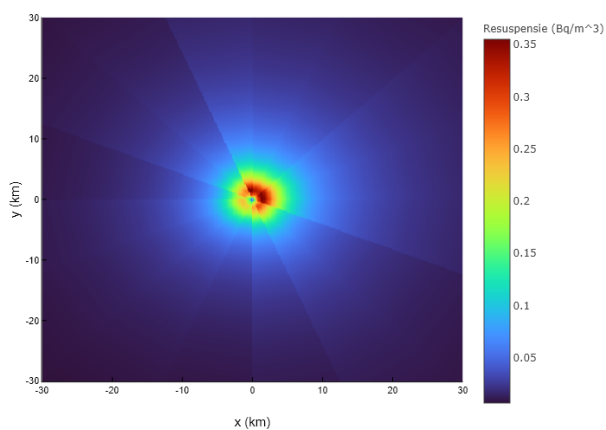
(a) Resuspensie, suprafață 3D



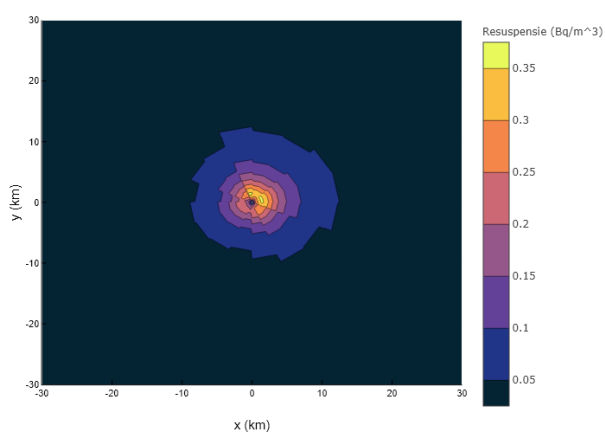
(b) Resuspensie, suprafață 3D



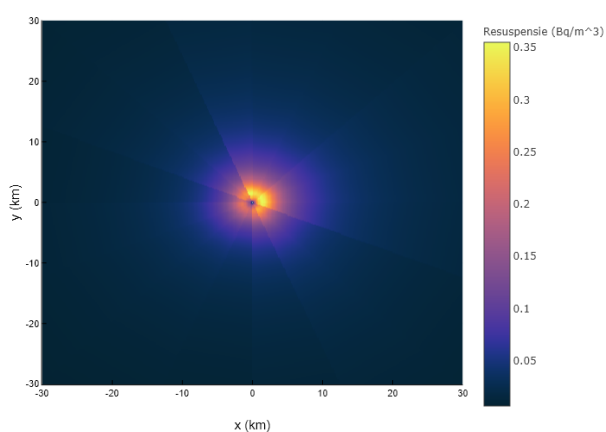
(c) Resuspensie, reprezentare tip contur



(d) Resuspensie, hartă termografică



(e) Resuspensie, reprezentare tip contur



(f) Resuspensie, hartă termografică

Figura 4.7: Emisii de lungă durată, $t_{\text{emisie}} = 1$ an

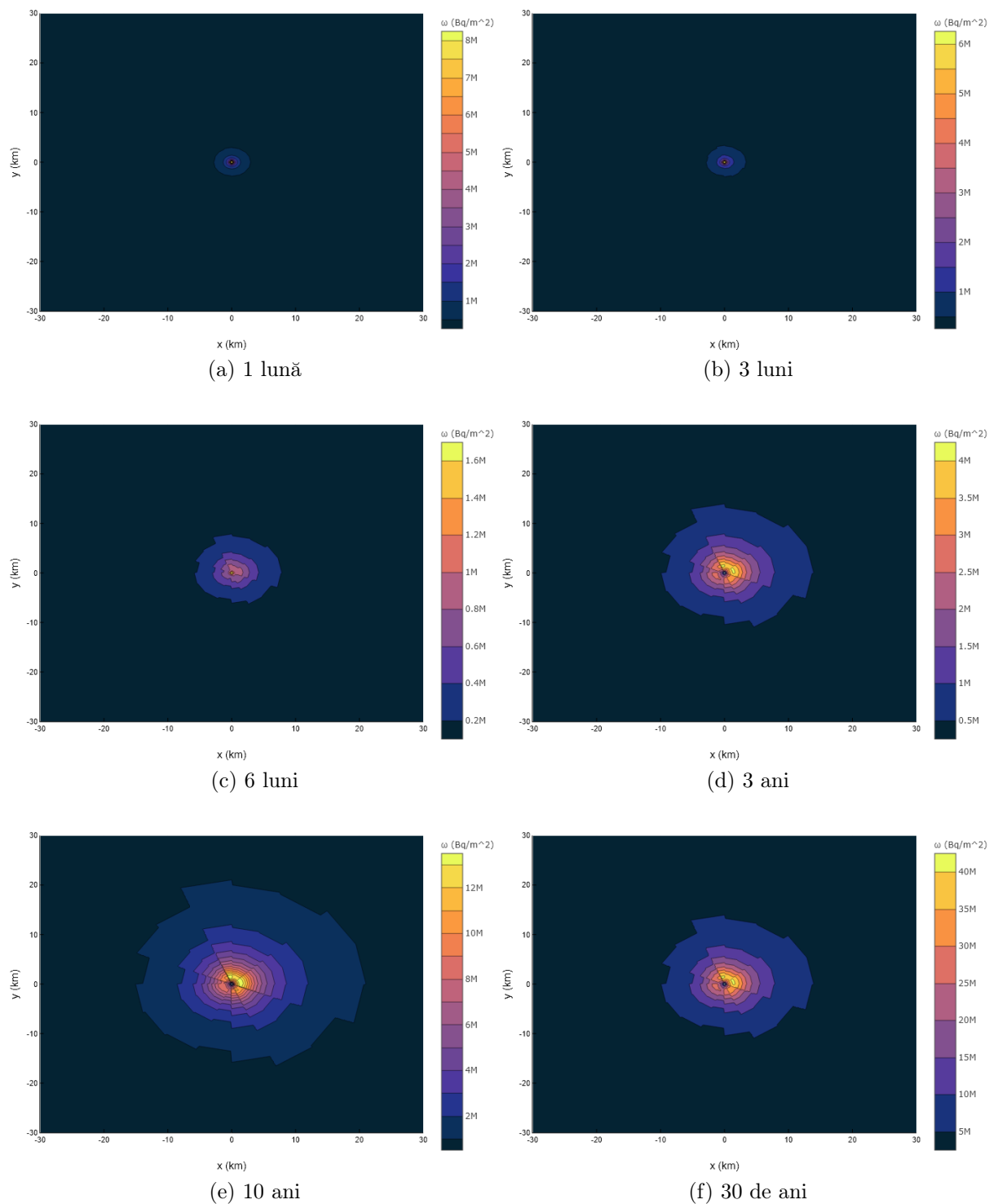


Figura 4.8: *Evoluția în timp a cantității de depuneri radioactive pe sol*

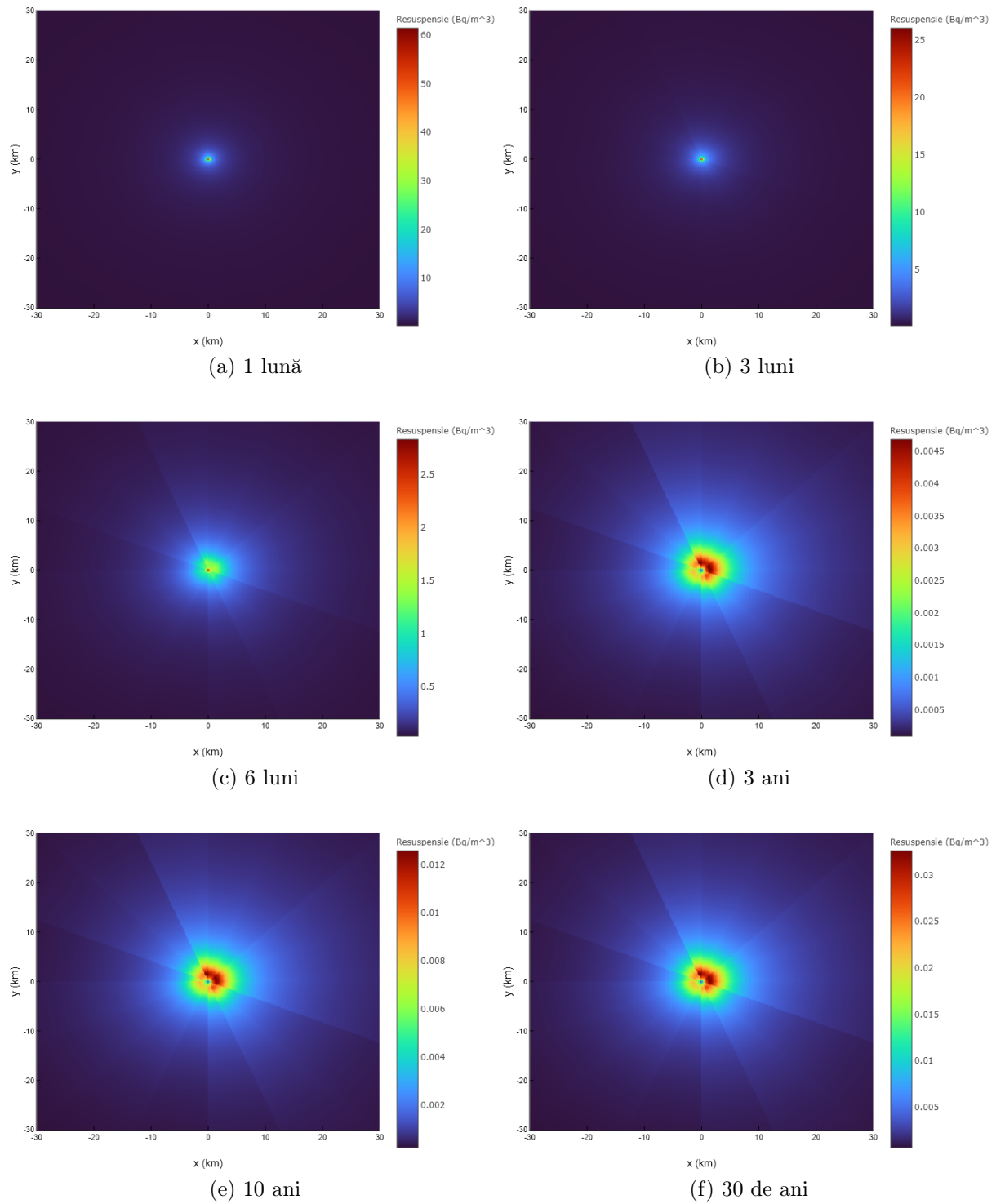


Figura 4.9: Evoluția în timp a resuspensiei de tritiiu la nivelul solului

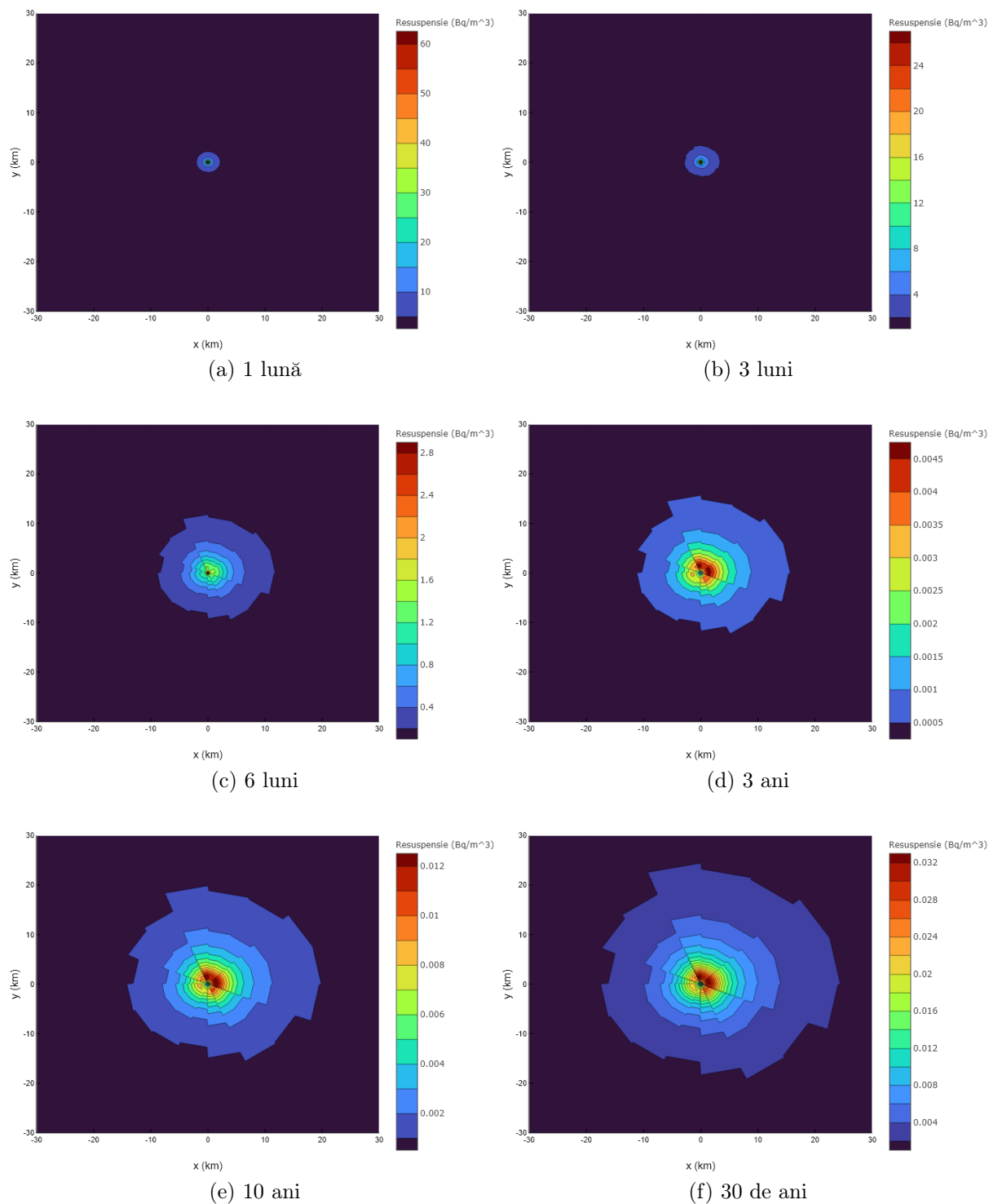


Figura 4.10: *Evoluția în timp a resuspensiei de tritriu la nivelul solului*

Interpretarea fizică a reprezentărilor grafice

În vederea stabilirii gradului de pericolozitate radiologică corespunzător materialului radioactiv resuspendat în atmosferă vom efectua un simplu calcul dozimetric, al cărui rezultat îl vom compara cu limita maximă admisă de către legislația internațională pentru populația generală și pentru persoanele a căror ocupație este în domeniul nuclear [8, 1mSv/an populație generală; 20mSv/an lucrător în domeniul nuclear].

Începem calculul aplicând formulele generale corespunzătoare dozei absorbite și dozei echivalente:

$$\begin{aligned} D_a^{T,r} &= \frac{E_{\text{depozitată}} [\text{J}]}{m_{\text{receptor}} [\text{kg}]} \quad [\text{Gy}] \text{ (Gray)} \\ D_e^T &= \sum_r w_r D_a^{T,r} \quad [\text{Sv}] \text{ (Sievert)} \end{aligned} \quad (4.4)$$

Pentru a particulariza ecuațiile date la situația specifică acestei analize vom ține cont de următoarele aspecte:

1. În cazul calculului de față ne interesează un singur tip de radiație (radiația β^-), aceasta având ponderea specifică radiației $w_r|_{r=\beta^-} = 1$ [8, Cap. 12, Tabel 7]. Un alt parametru folosit în calcul (considerat știut) este masa aproximativă a unei persoane adulte $m \simeq 70$ kg.
2. Ne amintim din capitolele introductive faptul că radiația β^- specifică dezintegrării tritiului prezintă pericol radiologic doar atunci când acționează din interiorul corpului în urma inhalării sau ingerării (radiație slab penetrantă). Astfel luăm în considerare doar radiația încasată de către om în urma inhalării resuspensiei de material radioactiv pe perioada de timp pe care acesta o petrece în corp (din cauza timpului de înjumătățire nuclear mare folosim aproximația conform căreia activitatea unei cantități de tritium inhalată nu scade până când nu este eliminată complet din corp pe cale biologică).
3. Materialul radioactiv poate fi eliminat din corp prin 2 mecanisme: dezintegrare radioactivă efectivă sau sinteză biochimică (proces biologice naturale ce au loc în corp). Contribuțiile celor două mecanisme sunt evidențiate de timpul de viață efectiv, însă din cauza discrepanței majore (în ceea ce privește tritiul) dintre timpul de înjumătățire nuclear (~ 12 ani) și timpul de înjumătățire biologic (12 zile) îl vom considera doar pe acesta din urmă ca fiind reprezentativ al timpului pe care materialul radioactiv îl petrece în corp (o estimare prudentă este folosirea a 5 timpi de înjumătățire).
4. Energia depozitată de radiație în corp se obține prin înmulțirea activității specifice a cantității de material radioactiv inhalat (*dezintegrări/secundă*) cu energia medie a unei cuante β^- (5.7 [KeV]) și cu timpul total de expunere la acea radiație ($5 T_{1/2}^{\text{biologic}}$ [zile]), iar activitatea specifică cantității de material radioactiv inhalat în unitatea de timp care își depozitează energia în corp se obține prin înmulțirea densității de material resuspendat în aer (Resuspensie [Bq/m^3]) cu capacitatea de ventilație medie a unui om adult la efort ușor (~ 12 L/minut):

$$\begin{aligned}
E_{\text{depozitată}} &= \Lambda \cdot \varepsilon_{\beta^-} \cdot 5 T_{1/2}^{\text{biologic}} \\
\Lambda/t &= \text{Resuspensie} \cdot \text{Ventilație}
\end{aligned} \tag{4.5}$$

Aplicând toate aceste considerente ajungem la următoarea formă a ecuației dozei echivalente încasate de o persoană pe parcursul unui an de zile petrecut într-o zonă în care există material resuspendat de tritium în aerul respirabil:

$$\begin{aligned}
D_e/\text{an} &= w_{\beta^-} \cdot D_a^{\beta^-}/\text{an} = 1 \cdot \frac{E_{\text{depozitată}}/t}{m_{\text{receptor}}} = \\
&= \frac{\text{Resuspensie} [Bq/m^3] \cdot \text{Ventilație} [L/min] \cdot \varepsilon_{\beta^-} [KeV] \cdot 5 T_{1/2}^{\text{biologic}} [\text{zile}]}{m_{\text{receptor}} [\text{kg}]} \\
&= \frac{\text{Resuspensie} [Bq/m^3] \cdot 12 L/min \cdot 5.7 KeV \cdot 5 \cdot 12 \text{ zile}}{70 \text{ kg}} \\
&= \frac{|\text{Resuspensie}| \cdot s^{-1} m^{-3} \cdot 12 \cdot 525.6 m^3/\text{an} \cdot 5.7 \cdot 1.602 \cdot 10^{-16} J \cdot 60 \cdot 86400 s}{70 \text{ kg}} \\
&= \frac{|\text{Resuspensie}| \cdot 12 \cdot 525.6 \cdot 5.7 \cdot 1.602 \cdot 10^{-16} \cdot 60 \cdot 86400}{70} \text{ Sv/an} \\
&= |\text{Resuspensie}| \cdot 0.427 \text{ mSv/an} \Rightarrow \\
&\frac{D_{\text{populație}}^{\text{max}}/\text{an} = 1 \text{ mSv/an}}{D_{\text{lucrător}}^{\text{max}}/\text{an} = 20 \text{ mSv/an}} \left\{ \begin{array}{l} \text{Resuspensie}_{\text{max}}^{\text{populație}} = \frac{1}{0.427} = 2.34 Bq/m^3 \\ \text{Resuspensie}_{\text{max}}^{\text{lucrător}} = \frac{20}{0.427} = 46.84 Bq/m^3 \end{array} \right.
\end{aligned} \tag{4.6}$$

Rezultatul obținut trebuie interpretat în contextul în care presupunem că omul (indiferent dacă este lucrător în domeniul nuclear sau nu) se află în **permanență** în zona cu resuspensie de tritium pe parcursul unui an de zile și îl inhalează continuu. Astfel, conform calculului efectuat, am determinat valoarea maximă aproximativă tolerată legal în cazul cel mai nefavorabil pentru resuspensia de tritium aflată fie într-o zonă publică de interes general ($\text{Resuspensie}_{\text{max}}^{\text{populație}}$), fie într-o zonă desemnată special desfășurării activităților cu specific nuclear ($\text{Resuspensie}_{\text{max}}^{\text{lucrător}}$). Valorile resuspensiei determinate prin intermediul calculului dozimetric se pot compara numeric cu legenda gradientului de culoare din reprezentările grafice: 4.7, 4.9 & 4.10.

În cazul unui lucrător din domeniul nuclear care întreprinde 1730 de ore de activitate într-o zonă cu materie resuspendată de tritium în aerul respirabil, ajungem la concluzia că acesta poate tolera următoarea concentrație atmosferică de material resuspendat:

$$\left. \text{Resuspensie}_{\text{max}}^{\text{lucrător}} \right|_{1730 \text{ ore lucrate pe an}} = \frac{20}{0.427 \cdot \frac{1730}{365 \cdot 24}} \simeq 238 Bq/m^3 \tag{4.7}$$

Folosind datele numerice din graficele obținute în urma simulării dispersiei atmosferice pe durata unui an de zile (figura 4.7, $\text{Resuspensie}_{\max} \sim 0.4 \text{ Bq/m}^3$), obținem următorul set de valori pentru doza echivalentă anuală la diferite distanțe față de punctul de emisie pe direcția vântului cu frecvența anuală cea mai mare:

| $d_{\text{sursă-receptor}}$ (km) | $D_{\text{echivalentă}}$ (mSv/an) |
|----------------------------------|-----------------------------------|
| ≥ 15 | 0.02 |
| 8 | 0.06 |
| 5 | 0.085 |
| 3 | 0.11 |
| 0.5 | 0.17 |

Valorile calculate mai sus pentru doza echivalentă anuală sunt mulțumitoare atunci când luăm în considerare faptul că fiecare aproximație făcută din acest studiu a fost de tipul conservativ (în favoarea obținerii adaosurilor la rezultatul final), cea mai semnificativă dintre ele fiind alegerea unui factor de emisie la coș de 2 până la 3 ori mai mare decât a fost el măsurat în realitate la Cernavodă.

Concluzii

Analizând graficele obținute în urma simulării pe termen lung a funcționării centralei nucleare putem recomanda cu un grad satisfăcător de precizie o zonă circulară în jurul reactorului având raza de aproximativ 1 km, zonă în afara căreia valorile activității radionuclizilor de tritium dispersați atmosferic nu prezintă un risc major de securitate radiologică asupra populației generale. De asemenea, prin intermediul efectuării calculului dozimetric aproximativ în condițiile precizate am verificat faptul că expunerea umană la emisiile de tritium pe termen lung localizate în jurul centralelor nucleare nu depășește nivele maxime admise de legislația internațională, atât pentru persoanele care lucrează în domeniul nuclear cât și pentru restul populației.

Printre aspectele care pot fi îmbunătățite la implementarea simulării de calcul în cazul în care se dorește o abordare mai profundă a problematicii prezentate se numără: paralelizarea și distribuirea subrutinelor de calcul, includerea efectului clădirilor sub forma unui cluster de turnuri de emisie care să reprezinte un ansamblu de reactori nucleari operaționali aflați unul în vecinătatea altuia, luarea în considerare a mediului acvatic din jurul zonei de emisie, implementarea factorului de inversie termică în zonele cu instabilitate meteorologică semnificativă, folosirea unor date meteorologice de actualitate împreună cu date tehnico-ingineresti concrete ale unei instalații nucleare aflate în exploatare & eficientizarea generală a subrutinelor de calcul din cod. De asemenea, se recomandă efectuarea unei meta-analize complexe care pe lângă rezultatele teoretice ale simulării numerice să cuprindă și măsurători experimentale realizate prin folosirea detectorilor cu scintilatori lichizi sensibili la radiația β^- specifică dezintegrării tritiului, a metodei spectrometriei de masă și a altor procedee experimentale de detecție a tritiului prezentate în publicațiile științifice [3] & [9].

În încheiere, rezultatele obținute din această lucrare științifică arată un comportament care se încadrează în realitatea existentă, adică faptul că funcționarea centralei nucleare de la Cernavodă este sigură și nu reprezintă un risc inacceptabil de expunere a oamenilor la emisiile atmosferice de tritium. Efortul de obținere a unor rezultate corecte care să cuantifice riscul radiologic reprezentat de funcționarea reactorilor CANDU este necesar pentru a certifica, din punct de vedere teoretic, siguranța radiologică atunci când ne referim la problematica reprezentată de existența tritiului în instalațiile nucleare energetice moderate cu apă grea.

Referințe

- [1] U.S. Department of Energy. *The First Reactor*, December 1982. Document accesat la adresa <https://www.energy.gov/sites/prod/files/The%20First%20Reactor.pdf>, DOE/NE: 0046.
- [2] Nuclear Energy Agency. *Nuclear Energy Today*. OECD PUBLICATIONS, 2003. ISBN: 92-64-10328-7.
- [3] S.M. Vakulovsky, E.G. Tertyshnik, and A.I. Kabanov. Radionuclide transport in the Yenisei river. *Atomnaya Energiya*, 105(5):285–291, November 2008.
- [4] A. Petraglia, C. Sabbarese, and M. De Cesare et al. Assesment of the radiological impact of a decommissioning nuclear power plant in Italy. *Radioprotection*, 47(2):285–297, 2012. DOI: 10.1051/radiopro/2012010.
- [5] Stephen M. Goldberg and Robert Rosner. *Nuclear Reactors: Generation to Generation*. American Academy of Arts and Sciences, 2011. ISBN: 0-87724-090-6.
- [6] Elmer E. Lewis. *Fundamentals of Nuclear Reactor Physics*. Elsevier Academic Press, 2008. ISBN: 9780123706317.
- [7] A.C. Hayes and Gerard Jungman. Determining Reactor Flux from Xenon-136 and Cesium-135 in Spent Fuel. *arXiv*, 1205.6524v1(nucl-th), May 2012.
- [8] Editor in Chief Wm. J. Garland. *The Essential CANDU, A Textbook on the CANDU Nuclear Power Plant Technology*. University Network of Excellence in Nuclear Engineering (UNENE), 2017. Document accesat la adresa <https://www.unene.ca/education/candu-textbook/>, ISBN: 0-9730040.
- [9] P. Calmon and J. Garnier-Laplace. *Radionuclide fact sheet, Tritium and the environment*. Technical report, IRSN, 2010.
- [10] Prof. ing. Georgeta Cuculeanu. *Abordarea Gaussiana asupra difuziei poluariei atmosferice*. Document accesat la adresa http://www.asecib.ase.ro/simpozion/2009/full_papers/pdf/31_Cuculeanu-ro.pdf, 2009.
- [11] *Normele privind calculul dispersiei efluentilor radioactivi evacuatii in mediu de instalatiile nucleare (NSR-23), aprobate prin Ordinul Presedintelui CNCAN nr. 360 din 20.10.2004 si publicate in Monitorul Oficial al Romaniei, Partea I nr. 1.159 bis / 08.12.2004*. Document accesat la adresa <http://www.cncan.ro/assets/NSR/nsr-23-ordinul-cncan-360-2004-.pdf>.
- [12] Paul-Adrian Gogîță. Codul sursa al simulării numerice. URL: <https://github.com/PaulGoG/Julia-Workflow-FFUB/tree/master/GoGFinishedWork/Licenta>.