



Universitatea Națională de Știință și Tehnologie
POLITEHNICA București
Școala Doctorală de INGINERIE ENERGETICĂ



Decizie Senat nr. 141/22.11.2023

REZUMATUL TEZEI DE DOCTORAT

ANALIZA NEUTRONICĂ A UNUI REACTOR RAPID RĂCIT CU METALE LICHIDE

Autor:

Ing. Andreea MOISE

COMISIA DE DOCTORAT

Președinte	Prof. dr. ing. Radu PORUMB	de la	Universitatea Națională de Știință și Tehnologie POLITEHNICA București
Conducător de doctorat	Prof. dr. ing. Daniel DUPLAC	de la	Universitatea Națională de Știință și Tehnologie POLITEHNICA București
Referent	CS II dr. ing. Marin CONSTANTIN	de la	Institutul de Cercetări Nucleare din Pitești
Referent	CS II dr. ing. Radu VASILE	de la	Institutul de Cercetări Nucleare din Pitești
Referent	Conf. dr. ing. Cătălin Marian DUCU	de la	Universitatea Națională de Știință și Tehnologie POLITEHNICA București (Pitești)

București, 2023

MOTIVAȚIE

Decizia de a investiga noile concepte de reactori nucleari, cu o atenție deosebită asupra reactorilor rapizi răciți cu metale lichide, în cadrul tezei mele de doctorat, derivă dintr-un ansamblu solid de motive personale și considerente științifice de importanță majoră.

Angajamentul față de mediu: Întrucât schimbările climatice reprezintă o problemă globală, reducerea emisiilor de carbon este esențială pentru protejarea mediului înconjurător. Conștientă de această provocare, consider că energia nucleară, mai ales în contextul noilor concepte de reactori, poate constitui un element esențial pentru furnizarea unei surse de energie cu amprentă de carbon redusă.

Contribuția la viitor: Simt o responsabilitate morală în a lăsa generațiilor viitoare o planetă mai curată și mai sustenabilă. Prin concentrarea asupra cercetării și dezvoltării noilor concepte de reactori nucleari, am intenția de a aduce o contribuție la dezvoltarea tehnologiilor care să asigure o sursă de energie durabilă pe termen lung pentru societatea noastră.

Interesul pentru inovație: Fiind interesată de tehnologiile inovatoare, consider că reactorii nucleari răciți cu metale lichide reprezintă o direcție promițătoare în domeniul energiei nucleare. Această teză a reprezentat pentru mine o oportunitate de a adâncii cunoștințele și de a contribui la avansul acestor tehnologii revoluționare.

Relevanța la nivel global: Colaborarea cu Institutul de Energie Atomică din China și implicarea în proiectul CRP sub îndrumarea Agenției Internaționale pentru Energie Atomică (IAEA) subliniază recunoașterea valorii cercetării mele la nivel internațional. Această colaborare nu doar îmbogățește schimbul de cunoștințe, dar aduce și beneficii semnificative în abordarea comună a problemelor globale legate de energia nucleară.

Dezvoltarea personală și profesională: Explorarea acestui subiect complex îmi va dezvolta abilități avansate de cercetare, analiză și simulare, permițându-mi să lucrez într-un mediu internațional și să învăț de la experți în domeniu. Această experiență va contribui în mod semnificativ la evoluția mea ca cercetător în domeniul energetic.

În concluzie, motivul fundamental al alegerii mele a fost de a aduce o contribuție concretă la dezvoltarea soluțiilor energetice sustenabile, folosindu-mi cunoștințele și dedicarea în vederea soluționării provocărilor legate de energie și mediu. Această teză a reprezentat, astfel, un pas esențial în direcția acestei călătorii.

CUPRINS

Motivație	2
Cuprins	3
1. Introducere	4
2. Teoria de transport a neutronilor și metode calcul.....	6
3. Efecte de reactivitate	7
4. Descrierea reactorului CEFR	8
5. Rezultate și discuții	10
5.1. Descrierea modelor simulate	10
5.2. Încărcarea combustibilului și atingerea primei criticități	11
5.3. Evaluarea eficacității barelor de control	12
5.4. Evaluarea coeficientului de reactivitate al temperaturii.....	15
5.5. Evaluarea reactivității de vid a sodiului	17
5.6. Evaluarea reactivității la încărcarea eronată a combustibilului.....	19
5.7. Evaluarea distribuțiilor axiale și radiale ale ratei de reacție.....	20
5.8. Evaluarea diferitelor biblioteci de date nucleare.....	22
6. Concluzii.....	24
6.1. Concluzii generale.....	24
6.2. Contribuție personală.....	25
6.3. Perspective de viitor	26
Bibliografie.....	27

Cuvinte cheie: reactor rapid, metale lichide, neutronică, coduri Monte Carlo, efecte de reactivitate, biblioteci de date nucleare

1. INTRODUCERE

Capitolul 1 al tezei de doctorat abordează o serie de aspecte cheie legate de schimbările climatice și provocările energetice la nivel global. Subiectul este fundamentat în contextul actual, evidențiindu-se impactul semnificativ al schimbărilor climatice și necesitatea unei tranziții energetice. Teza explorează mai întâi importanța reducerii emisiilor de carbon pentru a evita încălzirea globală excesivă conform rapoartelor IPCC [1].

Cercetarea subliniază și contextul geopolitic, arătând că resursele tradiționale de combustibili fosili nu pot satisface pe termen lung cererea de energie. Se evidențiază, de asemenea, faptul că energia nucleară, alături de sursele regenerabile, joacă un rol esențial în furnizarea de energie cu emisii reduse de carbon la nivel global.

Teza argumentează că, în ciuda progreselor în domeniul energiilor regenerabile, acestea nu sunt suficiente pentru a satisface cererea globală în creștere de energie, din cauza limitărilor precum intermitența și incapacitatea de a stoca energie pe termen lung [2]. Energia nucleară este prezentată ca o alternativă necesară și eficientă, având capacitatea de a furniza energie constantă, indiferent de condițiile meteorologice.

Un aspect important este adus în discuție în ceea ce privește schimbările recente în politica energetică a Europei, unde energia nucleară este reconsiderată ca o sursă de energie cu emisii zero de carbon. Teza subliniază că unele țări europene, inclusiv România, au anunțat planuri pentru construirea de noi reactori nucleari pentru a îndeplini obiectivele de decarbonizare.

În secțiunea dedicată producției de energie nucleară și rolului său în contextul actual, teza prezintă atât numărul de unități existente, cât și cele aflate în construcție. Se arată că, în ciuda incidentelor precum Fukushima, interesul pentru energia nucleară revine datorită nevoii de atingere rapidă a obiectivelor climatice și progreselor tehnologice [3].

De asemenea, capitolului 1 evidențiază principalele caracteristici pe care un reactor de Generația a-IV-a trebuie să le îndeplinească, concentrându-se pe îmbunătățirea eficienței producției de energie și sporirea securității nucleare. Aceste caracteristici includ sustenabilitatea, competitivitatea economică, siguranța și fiabilitatea, non-proliferarea și capacitatea de a utiliza eficient resursele de combustibil nuclear.

Teza identifică șase concepte de reactor de Generația a-IV-a susținute de organizația internațională GIF (Generation IV International Forum) [4]:

- *SCWR* (din eng. Supercritical Water-cooled Reactor - reactor răcit cu apă la parametrii supracritici);
- *VHTR* (din eng. Very High Temperature Reactor - reactor răcit cu gaz la temperaturi foarte înalte);
- *GFR* (din eng. Gas-cooled Fast Reactor – reactor rapid răcit cu gaz);
- *MSR* (din eng. Molten Salt Reactor - reactor cu săruri topite);
- *LFR* (din eng. Lead-cooled Fast Reactor – reactor rapid răcit cu plumb);

- *SFR* (din eng. Sodium-cooled Fast Reactor – reactor rapid răcit cu sodiu).

Capitolul se concentrează pe caracteristicile și potențialul reactorului rapid răcit cu sodiu (SFR), subliniind spectrul rapid al neutronilor, temperatura agentului de răcire (sodiu lichid), ciclul închis al combustibilului și configurațiile posibile ale reactorului. Se subliniază maturitatea tehnologică a tehnologiei SFR, evidențiind experiența de operare în diverse țări și proiecte planificate pentru viitor [5].

Aspectele de siguranță ale tehnologiei SFR sunt, de asemenea, discutate, inclusiv riscurile asociate cu reacțiile chimice ale sodiului cu aerul și apa, solidificarea agentului de răcire, și fragilizarea oțelurilor în prezența sodiului [6]. Totuși, se subliniază că tehnologia SFR oferă beneficii semnificative, cum ar fi utilizarea eficientă a combustibilului nuclear, minimizarea deșeurilor radioactive, caracteristici inerente de siguranță și competitivitate economică.

În ciuda maturității tehnologice, teza recunoaște că există aspecte care necesită studii suplimentare, inclusiv sistemele pasive, reducerea costurilor de capital, siguranța reactorului, arderea actinidelor minore, și dezvoltarea tehnologiei combustibilului MOX [7]. Cu toate acestea, SFR este prezentat ca o opțiune atractivă pentru țările interesate să utilizeze eficient resursele limitate de combustibil nuclear și să gestioneze deșeurile radioactive prin intermediul unui ciclu de combustibil închis.

2. TEORIA DE TRANSPORT A NEUTRONILOR ȘI METODE DE CALCUL

Capitolul 2 al tezei de doctorat se concentrează pe provocările legate de proiectarea reactorilor nucleari, cu accent pe prezicerea distribuțiilor de neutroni și fotoni în toate componentele reactorului. Distribuțiile trebuie să țină cont de spațiu, unghi, energie și timp, având în vedere impactul neutronilor și fotonilor asupra reacțiilor în lanț, a răspunsului termomecanic și a degradării componentelor structurale [8].

Pentru abordarea acestei provocări, se utilizează ecuația de transport [9], o formă a ecuației lui Boltzmann, care descrie transportul radiațiilor prin materie. Există două abordări principale pentru rezolvarea ecuației de transport a neutronilor: abordarea integrodiferențială și abordarea complet integrală [10].

Capitolul detaliază ecuația de transport a neutronilor, care descrie mișcarea acestora sub influența nucleelor atomice, implicând împrăștiere, captură și evenimente de fisiune. Se prezintă ecuația integrodiferențială, cât și cea complet integrală, concentrându-se pe interacțiunile neutronilor cu nucleele. În contextul ecuației de transport a neutronilor, care este esențială pentru înțelegerea comportamentului neutronilor în medii diferite, se explorează avantajele și dezavantajele fiecărei abordări.

Metodele și codurile de calcul utilizate pentru rezolvarea ecuației de transport sunt prezentate, evidențiind cele deterministe [11] și cele de tip Monte Carlo (MC) [12].

Metodele deterministe implică discretizarea variabilelor spațiale și unghiulare, bazându-se pe noduri structurate, dar pot necesita aproximări în probleme complexe. Pentru a depăși aceste limitări, se dezvoltă metode deterministe cu noduri nestructurate. În contrast, metodele MC urmăresc neutronii în structuri geometrice reale, oferind o adaptabilitate mare, dar pot implica timp de calcul îndelungat.

Teza discută importanța combinației între cele două tipuri de coduri într-o rutină de calcul pentru a maximiza eficiența simulărilor. Alegerea între metodele deterministe și cele de tip MC depinde de natura problemei analizate, cu avantaje și dezavantaje specifice. Metodele deterministe se concentrează pe aspecte precum neutronică, termohidraulică, termomecanică, structurale și radiologice, având scopul de a confirma siguranța și eficiența reactorului. În același timp, metodele MC oferă simulări statistice exacte ale modelului, având avantaje precum tratamentul continuu al energiei și modelarea exactă a geometriei 3D.

Validarea și verificarea codurilor de calcul sunt subliniate ca esențiale, iar studii anterioare, precum cele menționate [13], [14], [15], au fost realizate pentru a demonstra validitatea acestor coduri. Se evidențiază că, odată cu dezvoltarea rapidă a conceptelor avansate de reactori nucleari și a tehnologiilor de calcul de înaltă performanță, cererea pentru soluții numerice precise ale ecuației de transport de neutroni este în creștere.

În final, se prezintă două coduri de tip Monte Carlo, SERPENT 2 [16] și MCNP 6.2 [17], cu avantajele și caracteristicile lor specifice, care sunt folosite pentru simulările reactorilor nucleari în cadrul tezei de doctorat.

3. EFECTE DE REACTIVITATE

Capitolul 3 al tezei de doctorat se concentrează pe impactul temperaturii asupra reactivității unui reactor nuclear. Se menționează că un număr mare de neutroni într-un reactor generează variații de temperatură în diverse materiale din interiorul acestuia, afectând reactivitatea. Creșterea numărului de neutroni duce la creșterea căldurii generate prin fisiune, afectând temperatura elementului de combustibil. Schimbările ulterioare în temperatura agentului de răcire, a moderatorului și a altor elemente structurale sunt, de asemenea, discutate. Efecte precum Efectul Doppler, schimbările în secțiunile de absorbție și modificările în geometria reactorului sunt prezentate ca factori care influențează reactivitatea.

Pentru a cuantifica schimbările de reactivitate în funcție de temperatură, teza menționează utilizarea coeficienților de temperatură ai reactivității α_T [18]. Aceștia sunt definiți și explorați în detaliu. Se subliniază importanța obținerii coeficienților de temperatură cu valori negative pentru securitatea reactorilor nucleari.

Capitolul 3 descrie, de asemenea, starea unui reactor în funcție de reactivitatea zonei active, putere și temperatură. Se menționează că temperatura influențează puterea reactorului și se discută două mecanisme principale care pot cauza variații ale reactivității: acțiunile deliberate ale operatorului și efectele termice.

Se evidențiază că un sistem este stabil atunci când coeficientul de temperatură este negativ și instabil când este pozitiv. Se face distincție între materialele folosite în reactor din punct de vedere al coeficienților de reactivitate, deoarece acestea pot varia semnificativ.

Se discută în detaliu Efectul Doppler în combustibil, subliniindu-se importanța sa în asigurarea stabilității reactorului. Fenomenul este legat de modificarea secțiunilor microscopice cauzate de agitația termică a atomilor. Coeficientul Doppler are o valoare negativă și contribuie la stabilitatea reactorului, deoarece o creștere a temperaturii conduce la o creștere a absorbției neutronilor și implicit la o scădere a reactivității.

Teza abordează, de asemenea, alte efecte termice, cum ar fi schimbarea de densitate a agentului de răcire și expansiunea termică radială și axială a combustibilului și a tecii. Impactul acestora asupra reactivității este discutat în detaliu, evidențiindu-se feedback-urile pozitive sau negative asociate.

În final, se subliniază că pentru reactorii rapizi, efectele termice pot avea anumite particularități, cum ar fi minimizarea moderației neutronilor. Se concluzionează că o înțelegere clară a acestor efecte termice și modelarea corectă a influenței lor asupra reactorului sunt esențiale pentru proiectarea eficientă și sigură a reactorilor nucleari.

4. DESCRIEREA REACTORULUI CEFR

Capitolul 4 al tezei de doctorat prezintă descrierea reactorului experimental CEFR (China Experimental Fast Reactor). CEFR [19] este un reactor rapid răcit cu sodiu, cu o putere termică nominală de 65 MWt (20 MWe). A fost conectat la rețeaua de energie electrică în iulie 2011, având o configurație de tip piscină și utilizând trei circuite (sodiu-sodiu-apă). Funcționează cu combustibil pe bază de oxid, inclusiv oxid de uraniu și oxid mixt de plutoniu-uraniu. Principalii parametri ai reactorului CEFR sunt prezentați în Tabelul 4-1 [20].

Tabelul 4-1. Parametrii principali ai reactorului CEFR.

Parametru	Valoare
Diametru/înălțimea vasului reactorului (m)	8/12.2
Temperatura de intrare/ieșire a agentului de răcire din zona activă (°C)	360/530
Flux maxim ($\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$)	3.2×10^{15}
Putere termică/electrică nominală (MW)	65/20
Gradul de ardere maxim (MWd/t)	60000
Perioada de realimentare (zi)	80
Durata de viață (an)	30

Configurația zonei active a reactorului CEFR a fost proiectată pentru a permite operarea cu două tipuri diferite de combustibil: combustibil pe bază de oxid de uraniu cu o îmbogățire de 64.4% în ^{235}U și combustibil MOX. Configurația zonei active folosită pentru realizarea testelor de pornire ale reactorului este prezentată în Figura 4-1.

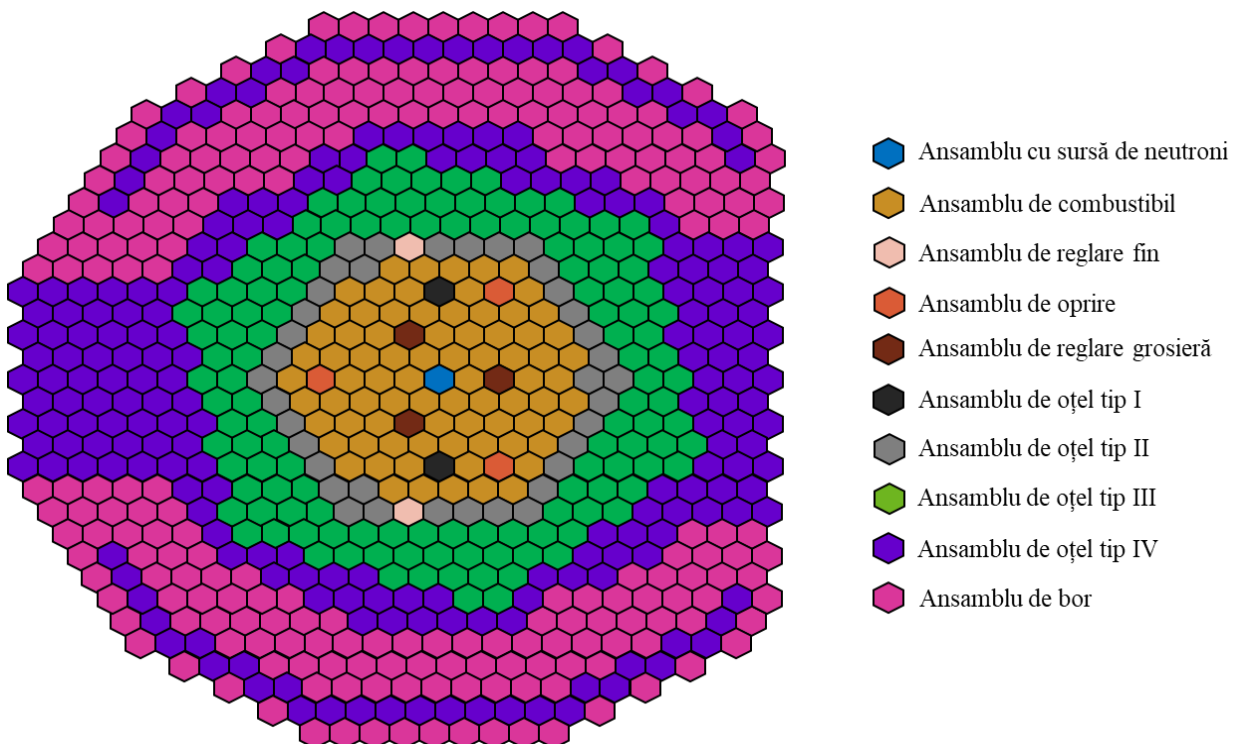


Figura 4-1: Configurația zonei active a reactorului CEFR.

Detaliile geometrice și funcționale ale ansamblurilor, inclusiv lungimea, diametrul, compoziția și masa, sunt prezentate în Tabelul 4-2, valorile sunt stabilite pentru toate materialele componente la temperatura de 20°C [20].

Tabelul 4-2. Parametrii principali ai ansamblurilor.

	NS	FA		CR		SS		BS
		Fisil	Fertil	RE	SH/SA	Tip I-II	Tip III-IV	
Nr.	1	79		2	3+3	39	355	230
Lungime (mm)	2580	2592		2580		2592	2592	2592
Lungime activă (mm)	N/A	450	100/250	510		N/A	N/A	800
Diametrul interior al creionului (mm)	N/A	5.4		12.9		N/A	N/A	17.2
Diametrul exterior al creionului (mm)	20.0	6.0		14.9		20.0	54.0	19.2
Diametrul distanțier (mm)	1.3×0.6	0.95		1.3×0.6		0.6	N/A	0.95
Lungime distanțier (mm)	100	100		100		100	N/A	100
Nr. de creioane	7	61		7		7	1	7
Pasul rețelei (mm)	20.7	6.95		15.5		20.6	N/A	20.15
Material/Îmbogățire	²⁵² Cf	UO ₂ 64.4±0.5 wt% ²³⁵ U	0.3-0.7 wt% ²³⁵ U	B ₄ C 19.6 a% ¹⁰ B	92.0 a% ¹⁰ B	³¹⁶ Ti	³¹⁶ Ti	19.8a% ¹⁰ B
Masa materialului efectiv (kg)	0.43E-6	5.3±0.13	1.28/3.23	0.87		N/A	N/A	2.43
Masa (kg)	39~41	29~31		22~23		41~43	42~44	31~33

Se menționează importanța ajustării parametrilor pentru diferite temperaturi folosind coeficienții de expansiune liniari specificați. Tabelul 4-3 cu coeficienții de expansiune liniari este furnizat pentru recalcularea parametrilor geometrici la temperaturi diferite.

Tabelul 4-3. Coeficienți de expansiune liniari.

Material	Coeficient (°C ⁻¹)
Fisil	1.1×10 ⁻⁵
Fertil	1.0×10 ⁻⁵
Absorbant	4.2×10 ⁻⁶
Oțel	1.8×10 ⁻⁵

În cadrul acestui capitol, se furnizează detalii esențiale privind ansamblurile componente ale reactorului CEFR, inclusiv ansamblurile de combustibil, ansamblurile de control, ansamblurile de oțel, ansamblurile de bor, ansamblul cu sursă de neutroni și agentul de răcire.

5. REZULTATE ȘI DISCUȚII

5.1. Descrierea modelor simulate

Capitolul 5 al tezei de doctorat se concentrează pe simulările neutronice în contextul reactorului CEFR (China Experimental Fast Reactor). Scopul simulărilor este de a prezice comportamentul neutronilor în condiții statice, având ca principal obiectiv parametri critici precum factorul de multiplicare efectiv (k_{eff}), distribuția radială a puterii, reactivitatea indusă de sistemele de control și altele.

În cadrul tezei, au fost folosite cu succes două coduri Monte Carlo, SERPENT 2 și MCNP 6.2, pentru analize neutronice esențiale pentru reactorul CEFR. Modelarea complexă a geometriei reactorului a implicat detalierea condițiilor de operare, definirea geometriei și a materialelor. Simulările au fost efectuate în condiții de putere zero, cu o temperatură uniformă a zonei active de 250°C.

Modelarea geometriei s-a bazat pe conceptul de "univers" în codurile Monte Carlo, folosind metoda Constructive Solid Geometry. Zonele active au fost împărțite în 16 tipuri de ansambluri, fiecare definit ca un "univers" separat. Modelarea s-a realizat ierarhic, de la exterior către interior, urmărind nivelele naturale ale geometriei. În Figura 5-1 se pot observa cele 4 nivele ierarhice ale modelului zonei active a reactorului CEFR.

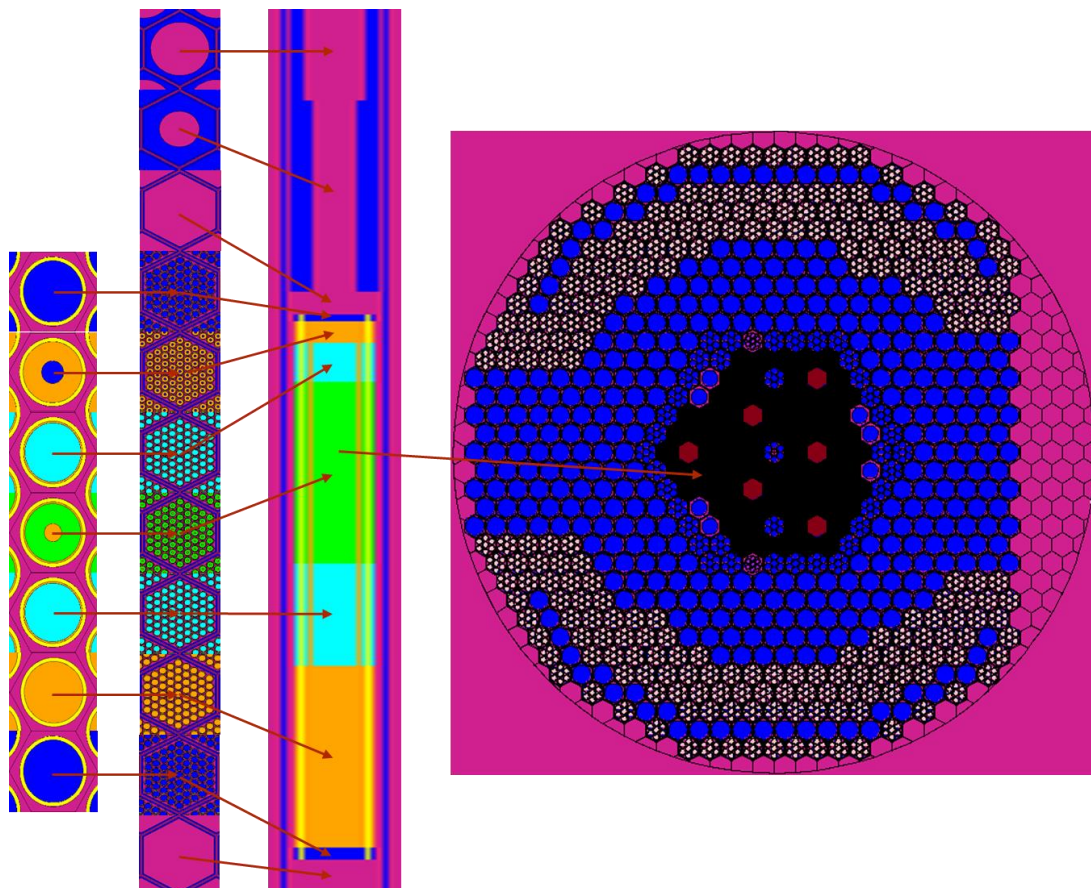


Figura 5-1: Nivelurile ierarhice urmărite în realizarea geometriei CEFR.

Pregătirea datelor de intrare a implicat colectarea și prelucrarea detaliată a informațiilor referitoare la condițiile de operare, geometrie și materiale. Densitățile materialelor au fost ajustate la temperatura de operare utilizând coeficienți de expansiune termică liniară.

5.2. Încărcarea combustibilului și atingerea primei criticități

Capitolul descrie procesul de încărcare a combustibilului în reactorul CEFR înainte de pornirea fizică a acestuia. Într-o primă fază, zona activă a fost încărcată cu ansambluri de pseudo-combustibil (MF), având o masă totală aproape identică cu ansamblurile de combustibil (FA). Scopul acestei etape a fost de a testa mecanismele de alimentare și transport, precum și de a filtra impuritățile din sodiu care ar fi putut fi aduse în timpul instalării.

Reactorul a atins prima criticitate prin înlocuirea succesivă a ansamblurilor de pseudo-combustibil cu ansambluri de combustibil conform unei scheme detaliate prezentate în Tabelul 5-1 [20]. Zona activă a devenit supracritică după încărcarea a 72 de ansambluri de combustibil. Pentru a atinge starea de criticitate, un ansamblu de control (RE2) a fost introdus și apoi extras treptat în trei poziții diferite, ajungând la starea finală de criticitate denumită "clean core", caracterizată prin atingerea criticității cu un număr minim de ansambluri de combustibil și cu majoritatea sistemelor de control situate în afara zonei active.

Tabelul 5-1. Schema de încărcare a reactorului pentru atingerea primei criticități.

Pasul	Poziția ansamblului de control, RE2 [mm]	Nr. de ansambluri încărcate	Starea reactorului
1-9	500	24, 40*, 46, 55, 61, 65, 68, 69, 70	Subcritic
10	500	71	Finalul stării subcritice
11	190	72	Supracritic
12	170	72	Supracritic
13	151	72	Supracritic
14	70	72	Critic

*după încărcarea a 40 de ansambluri de combustibil, două ansambluri de pseudo-combustibil sunt înlocuite cu două ansambluri de oțel tip I.

În cadrul lucrării au fost prezentate rezultatele simulărilor pentru ultimii șase pași de încărcare a combustibilului, acestea se regăsesc în Tabelul 5-2. Am efectuat aceste simulări pentru a monitoriza acest proces crucial în funcționarea reactorului.

Tabelul 5-2. Factorul de multiplicare obținut pentru prima încărcare a combustibilului.

Pas	Nr. de ansambluri încărcate	Poziția barei de control, RE2 [mm]	k_{eff} (ab. Std.)		
			Experimental	SERPENT 2 ($\pm 4.3\text{pcm}$)	MCNP 6.2 ($\pm 6\text{pcm}$)
9	70	500	-	0.99363	0.99355
10	71	500	-	0.99790	0.99786
11	72	190	1.00040	1.00142	1.00130
12	72	170	1.00034	1.00122	1.00119
13	72	151	1.00025	1.00117	1.00113
14	72	70	1.00000	1.00098	1.00088

Folosirea unui model heterogen a condus la convergența notabilă între rezultatele numerice obținute prin simulările cu SERPENT 2 și MCNP 6.2 și datele experimentale măsurate [21]. Compararea între rezultatele experimentale, în termen de exces de reactivitate, ale ultimilor patru pași de încărcare și rezultatele numerice obținute cu SERPENT 2 și MCNP 6.2 este prezentată în Figura 5-2.

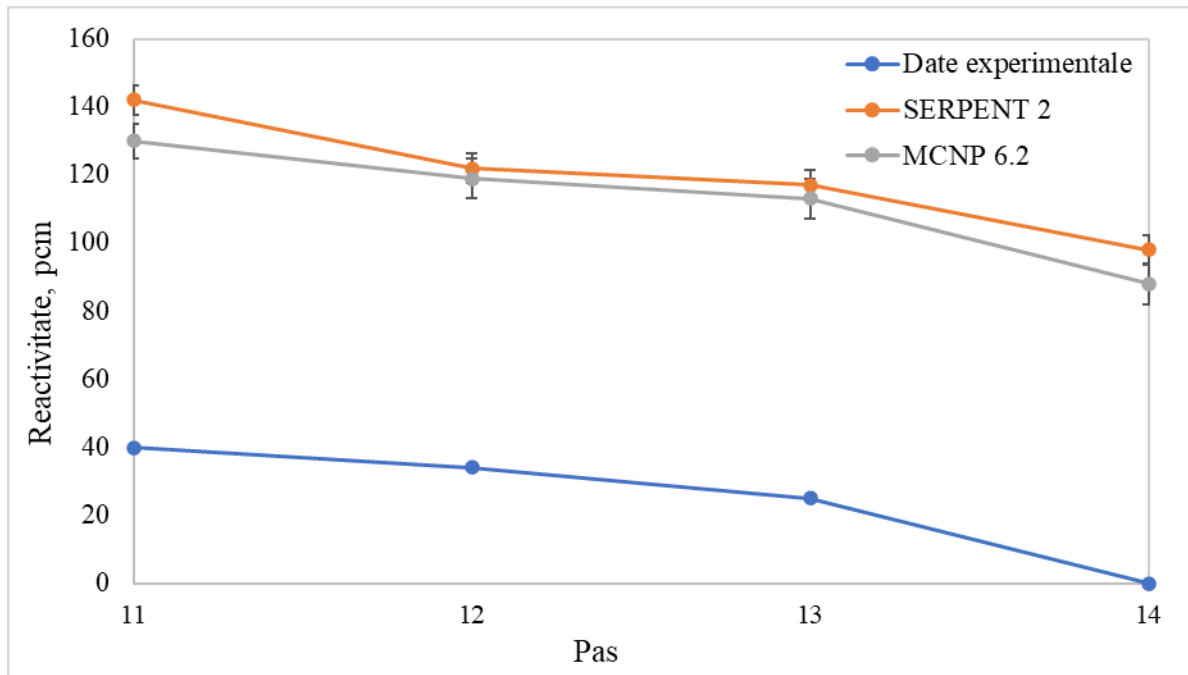


Figura 5-2: Evoluția excesului de reactivitate înainte de atingerea primei criticității.

Subliniez că procesul de trecere de la stare subcritică la supracritică a fost realizat în etape bine definite, evidențiind concordanța între rezultatele simulate și cele experimentale. Diferențele constatate sunt consistente și reflectă un comportament similar, validând astfel precizia simulărilor în contextul funcționării reactorului CEFR.

5.3. Evaluarea eficacității barelor de control

Acest capitol se concentrează pe determinarea eficacității sistemelor de control în cadrul procesului de pornire al reactorului CEFR, furnizând informații cruciale pentru asigurarea funcționării sigure a acestuia. Măsurătorile experimentale au implicat înlocuirea a 81 de ansambluri de pseudo-combustibil cu 79 de ansambluri de combustibil și 2 ansambluri de oțel tip I. Eficacitatea ansamblurilor de control a fost evaluată prin teste care au inclus acționarea normală și eliberarea acestora prin cădere liberă.

În prima etapă, am determinat eficacitatea ansamblurilor de control atunci când celelalte bare sunt complet retrase din zona activă. Se utilizează două coduri Monte Carlo, SERPENT 2 și MCNP 6.2, pentru a calcula reactivitatea ansamblurilor de control. Rezultatele obținute sunt prezentate în Figura 5-3.

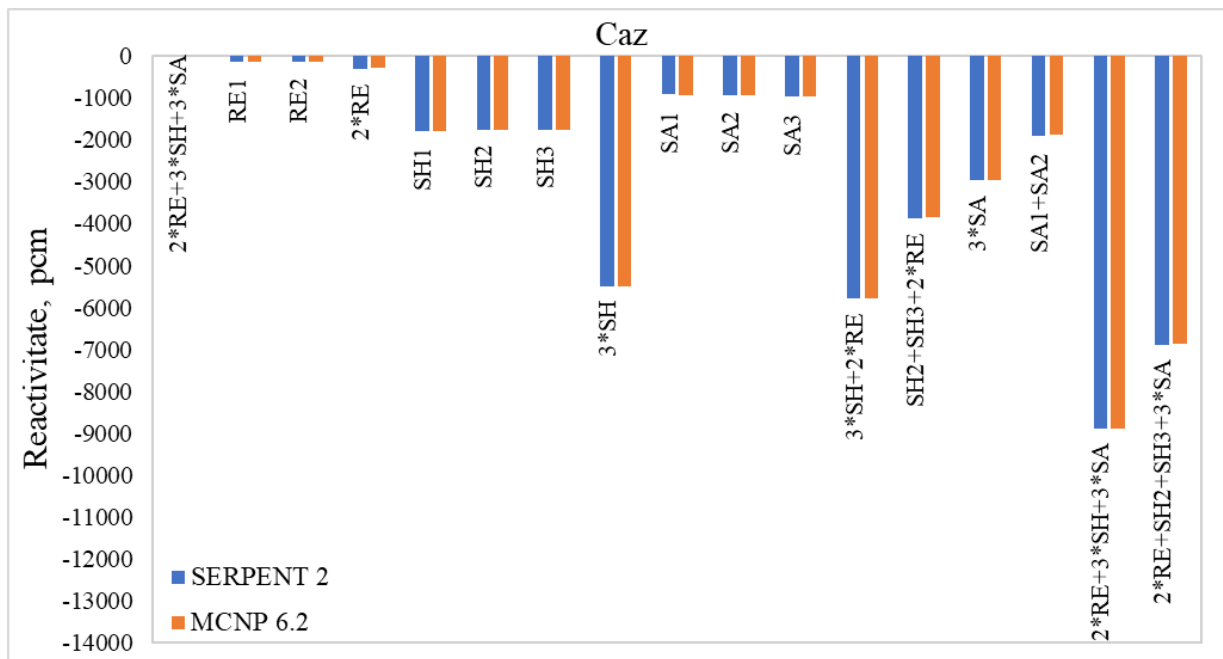


Figura 5-3: Eficacitatea barelor de control la inserarea completă în zona activă.

Rezultatele, prezentate în Figura 5-3, indică o consistență notabilă între cele două coduri. Se observă că ansamblurile de control fin contribuie cu o reactivitate negativă de aproximativ -145pcm, ansamblurile de control grosier induc o reactivitate negativă semnificativă de -1770pcm, iar cele de oprire rapidă determină o reactivitate medie negativă de -940pcm. Aceste date oferă o perspectivă asupra modului în care ansamblurile de control influențează factorul de multiplicare al reactorului în diverse configurații.

În a doua etapă, am determinat eficacitatea ansamblurilor de control luând în considerare pozițiile exacte ale celorlalte ansambluri. Se realizează o comparație detaliată între simulări și rezultatele experimentale. Tabelul 5-3 furnizează reactivitatea indusă de fiecare ansamblu în diferite configurații ale reactorului. Rezultatele indică coerența între cele două etape de evaluare și validează modelele reactorului utilizate. Această evaluare detaliată contribuie la o înțelegere mai profundă a comportamentului reactorului în funcție de poziția fiecărui ansamblu de control, esențială pentru optimizarea funcționării și garantarea siguranței în diverse condiții.

Tabelul 5-3. Reactivitatea indusă de un ansamblu/grup de ansambluri de control.

Caz	Ansamblu/grup de ansambluri inserate	Stare	k_{eff}		$\Delta\rho$ (Std. dev.) [pcm]		Date experimentale
			SERPENT 2	MCNP 6.2	SERPENT 2 (± 6 pcm)	MCNP 6.2 (± 8.5 pcm)	
1	RE1	Înainte	1.00333	1.00327			
		După	1.00177	1.00174	-155	-152	-150(± 9)
2	RE2	Înainte	1.00320	1.00316			
		După	1.00173	1.00170	-146	-145	-149(± 9)
3	SH1	Înainte	1.00222	1.00209			
		După	0.98348	0.98341	-1901	-1896	-2019(± 250)
4	SH2	Înainte	1.00266	1.00262			
		După	0.98446	0.98447	-1844	-1839	-1839(± 225)
5	SH3	Înainte	1.00248	1.00235			
		După	0.98439	0.98427	-1833	-1833	-1839(± 226)

Caz	Ansamblu/grup de ansambluri inserate	Stare	k_{eff}		$\Delta\rho$ (Std. dev.) [pcm]		Date experimentale
			SERPENT 2	MCNP 6.2	SERPENT 2 (± 6 pcm)	MCNP 6.2 (± 8.5 pcm)	
6	SA1	Înainte	1.00312	1.00303	-889	-881	-945(± 100)
		După	0.99425	0.99424			
7	SA2	Înainte	1.00313	1.00292	-868	-852	-911(± 100)
		După	0.99447	0.99442			
8	SA3	Înainte	1.00310	1.00303	-940	-932	-946(± 98)
		După	0.99373	0.99374			
9	3×SH+2×RE	Înainte	1.00319	1.00303	-3029	-3029	-2877(± 335)
		După	0.97361	0.97345			
10	SH2+SH3+2×RE	Înainte	1.00221	1.00214	-997	-991	-881(± 76)
		După	0.99230	0.99229			
11	3×SA	Înainte	1.00320	1.00322	-2845	-2855	-2981(± 395)
		După	0.97536	0.97529			
12	SA1+SA2	Înainte	1.00323	1.00322	-1806	-1819	-1950(± 226)
		După	0.98538	0.98524			
13	2×RE+3×SH+3×SA	Înainte	1.00320	1.00317	-5995	-6004	-6079(± 989)
		După	0.94629	0.94618			
14	2×RE+SH2+SH+3×SA	Înainte	1.00225	1.00209	-3896	-3898	-3899(± 551)
		După	0.96459	0.96442			

Rezultatele privind reactivitatea integrală și diferențială, prezentate în Figura 5-4, sunt analizate cu ajutorul unor funcții matematice neliniare pentru a evidenția modul în care reactivitatea variază în funcție de poziția ansamblurilor de control. Această analiză aduce o contribuție semnificativă la înțelegerea detaliată a modului în care ansamblurile de control influențează reactivitatea și, implicit, controlul puterii reactorului.

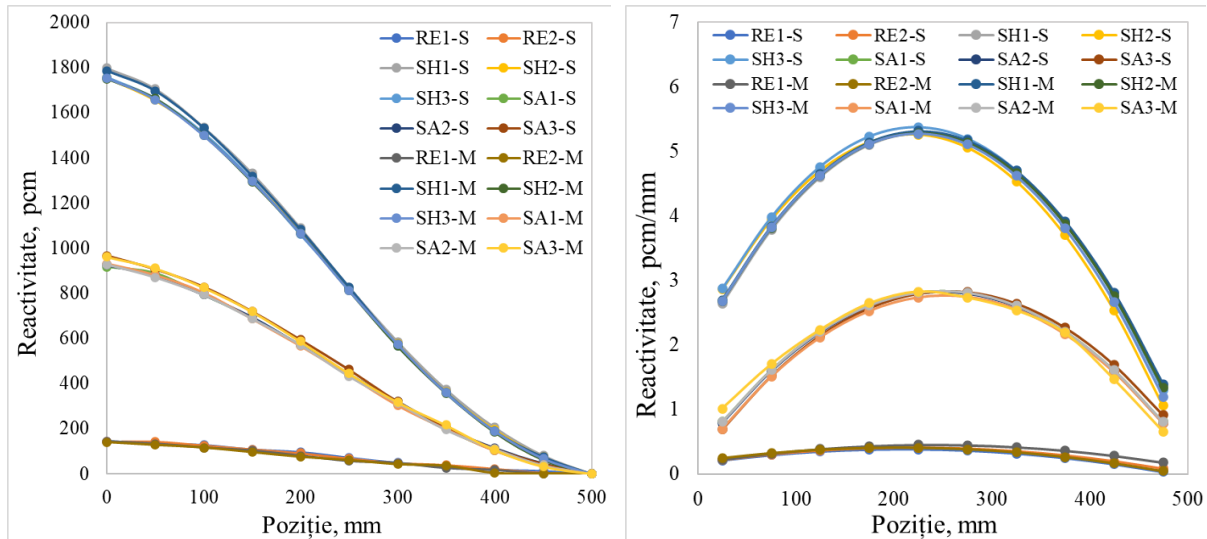


Figura 5-4: Reactivitatea integrală (stânga) și reactivitatea diferențială (dreapta).

Prin această abordare completă și detaliată, se evidențiază coerența și relevanța metodelor de calcul utilizate, contribuind la fundamentarea științifică a controlului și securității reactorului în diverse condiții de operare.

5.4. Evaluarea coeficientului de reactivitate al temperaturii

Acest capitol al tezei se concentrează pe evaluarea efectului temperaturii, cu accent pe asigurarea siguranței reactorului în diverse condiții de temperatură. Procesul experimental a inclus 10 seturi de date, fiecare constând în cinci etape de creștere a temperaturii și cinci etape de scădere a temperaturii, măsurate cu 14 termocupluri pentru a obține temperatura medie a agentului de răcire la ieșire.

Principalele etape ale experimentului au implicat modificarea temperaturii sodiului în zona activă a reactorului la valoarea specificată și menținerea acesteia constantă. Barele de control au fost retrase pentru a atinge starea de criticitate, iar apoi reintroduse până la oprirea reactorului, proces repetat pentru fiecare nivel de temperatură. Informații suplimentare cu privire la nivelurile de temperatură atinse și pozițiile exacte ale ansamblurilor de control sunt furnizate în Tabelul 5-4 [20].

Tabelul 5-4. Măsurătorile privind efectul de temperatură.

Procesul	Temperatura (°C)	Pozițiile ansamblurilor de control* [mm]				
		RE1	RE2	SH1	SH2	SH3
Crescător	250	207.2	207.7	247.9	247.7	248.0
	275	212.3	212.9	253.6	253.1	253.8
	283	239.7	239.3	253.4	253.1	254.0
	293	282.8	283.4	253.4	253.0	253.7
	302	307.5	307.0	254.7	254.6	255.9
Descrescător	300	407.7	408.5	501.5	162.3	162.2
	290	283.4	283.8	254.0	253.7	254.4
	281	285.2	284.6	502.0	162.2	162.2
	270	232.4	232.2	501.9	162.2	162.2
	250	118.5	118.9	501.8	162.2	163.0

*Ansamblurile de oprire sunt extrase complet din zona activă.

Măsurătorile reactivității au fost efectuate pentru fiecare nivel de temperatură, obținându-se astfel opt valori ale reactivității pentru fiecare interval de temperatură. S-a calculat coeficientul de reactivitate al temperaturii pentru fiecare proces de creștere și scădere a temperaturii, folosind diferite metode de evaluare [22]:

- *Metoda experimentală (în funcție de experiment)*: Această metodă implică simularea exactă a condițiilor din experiment și corectarea reactivității induse de ansamblurile de control utilizând curba S.
- *Metoda în trei pași*: Această metodă implică însumarea a trei reactivități obținute utilizând următoarele combinații:
 - Temperatura și pozițiile ansamblurilor de control ale pasului i,
 - Temperatura și pozițiile ansamblurilor de control ale pasului i+1,
 - Temperatura pasului i+1 și pozițiile ansamblurilor de control ale pasului i.
- *Metoda fixă*: În această metodă, toate ansamblurile de control sunt extrase complet, indiferent de temperatura reactorului. Aceasta reprezintă o evaluare a efectului temperaturii într-un scenariu în care ansamblurile de control nu sunt utilizate pentru menținerea reactorului în siguranță.

Rezultatele pe care le-am obținut din simulări utilizând metoda în trei pași, precum și datele experimentale corespunzătoare procesului de creștere și scădere a temperaturii, sunt prezentate în Tabelul 5-5.

Tabelul 5-5. Coeficientul de reactivitate al temperaturii.

T (°C)	Pozițiile ansamblurilor de control* (mm)					k_{eff}	$\bar{\alpha}$ (Std. dev) [pcm/°C]		Experimental
	RE1	RE2	SH1	SH2	SH3		SERPENT 2	MCNP 6.2	
Proces crescător	250	207.2	207.7	247.9	247.7	248.0	1.00410	1.00413	
	275	212.3	212.9	253.6	253.1	253.8	1.00511	1.00502	
	275	207.2	207.7	247.9	247.7	248.0	1.00434	1.00427	
	283	293.7	293.3	253.4	253.1	254.0	1.00476	1.00463	
	283	212.3	212.9	253.6	253.1	253.8	1.00450	1.00435	-3.04 (±0.25)
	293	282.8	283.4	253.4	253.0	253.7	1.00486	1.00476	-3.07 (±0.33)
	293	293.7	293.3	253.4	253.1	254.0	1.00456	1.00448	
	302	307.5	307.0	254.7	254.6	255.9	1.00496	1.00503	
	302	282.8	283.4	253.4	253.0	253.7	1.00470	1.00472	
	300	407.7	408.5	501.5	162.3	162.2	1.00397	1.00391	
Proces descrescător	290	283.4	283.8	254.0	253.7	254.4	1.00438	1.00433	
	290	407.7	408.5	501.5	162.3	162.2	1.00472	1.00463	
	281	285.2	284.6	502.0	162.2	162.2	1.00350	1.00345	
	281	283.4	283.8	254.0	253.7	254.4	1.00378	1.00373	-3.14 (±0.25)
	270	232.0	232.0	501.0	162.0	162.0	1.00327	1.00328	-3.02 (±0.34)
	270	285.2	284.6	502.0	162.2	162.2	1.00367	1.00360	
	250	118.5	118.9	501.8	162.2	162.0	1.00270	1.00257	
	250	232.0	232.0	501.0	162.0	162.0	1.00325	1.00319	

Discrepanțele dintre simulările cu SERPENT 2 și MCNP 6.2 și datele experimentale au fost identificate, sugerând posibile probleme legate de cartelele "tmp" utilizate și de datele nucleare disponibile în biblioteca ENDF/B.VIII.0. S-au propus soluții pentru corectarea acestor discrepante, inclusiv utilizarea bibliotecilor de date nucleare la temperaturi specifice și reverificarea fișierelor de intrare.

Un pas important în eliminarea discrepanțelor a fost utilizarea programului auxiliar MAKXSf [23] pentru generarea de date nucleare la temperaturile exacte ale experimentului. Rezultatele obținute cu această metodă sunt prezentate Tabelul 5-6 și au indicat o îmbunătățire semnificativă a concordanței cu datele experimentale, subliniind importanța utilizării acestui tip de abordare pentru evaluarea precisă a efectului temperaturii în reactorul cu sodiu.

Tabelul 5-6. Coeficientul de reactivitate al temperaturii utilizând MCNP 6.2.

Temperatura (°C)	Date experimentale	α (Std. dev.) [pcm/°C]		
		Metoda 1	Metoda 2	Metoda 3
Proces crescător (250°C - 302°C)	-3.76(±0.50)	-3.57 (±0.29)	-3.40 (±0.86)	-3.48 (±0.28)
Proces descrescător (300°C - 250°C)	-4.38(±0.57)	-3.55 (±0.29)	-3.46 (±0.84)	-3.51 (±0.28)

5.5. Evaluarea reactivității de vid a sodiului

Capitolul analizează evaluarea efectului de vid, aspect crucial pentru securitatea nucleară. Efectul de vid se referă la schimbările de reactivitate în absența sau pierderea agentului de răcire (sodiu). Experimentul implică înlocuirea ansamblului de combustibil cu unul special pentru măsurarea reactivității de vid în cinci locații distincte ale ansamblurilor de combustibil. Parametrii importanți, cum ar fi temperatura sodiului și pozițiile ansamblurilor de control, sunt înregistrate în timp real. Detaliile relevante pentru măsurarea reactivității de vid sunt prezentate în [Tabelul 5-7](#) [20].

Tabelul 5-7. Parametrii de interes pentru măsurarea reactivității de vid.

Poziția măsurată	T (°C)	Pozițiile sistemelor de control (mm)		
		RE1	RE2	
(2-4)	Originală	248	277.6	277.3
	Vidată	247	336.8	336.8
(3-7)	Originală	248	278	277.4
	Vidată	248	337.9	337.9
(4-9)	Originală	248	277.7	277.6
	Vidată	248	338	337.6
(5-11)	Originală	248	278.4	276.2
	Vidată	248	338	337.5
(6-13)	Originală	248	302.9	303.3
	Vidată	248	338.1	337.8

Experimentul relevă că, în condiții de vid, reactorul rapid răcit cu sodiu manifestă o reactivitate negativă, confirmată prin retragerea barelor de control pentru a atinge criticitate.

Evaluarea reactivității de vid, poate fi realizată utilizând mai multe abordări de calcul, precum [22]:

- *Metoda experimentală:* Această metodă implică luarea în considerare a diferitelor configurații ale ansamblurilor de control în cadrul experimentului, inclusiv pozițiile lor în configurarea originală și în configurarea cu ansamblul special conceput pentru experiment. Prin măsurători experimentale și modificări ale acestor configurații, reactivitatea de vid poate fi determinată.
- *Metoda fixă:* În această abordare, ansamblurile de control sunt complet extrase, simulând o situație în care acestea nu mai sunt în funcțiune sau sunt scoase din reactor.

Rezultatele obținute pentru evaluarea reactivității de vid utilizând codurile SERPENT 2 și MCNP 6.2 și compararea cu datele experimentale sunt prezentate în [Figura 5-5](#).

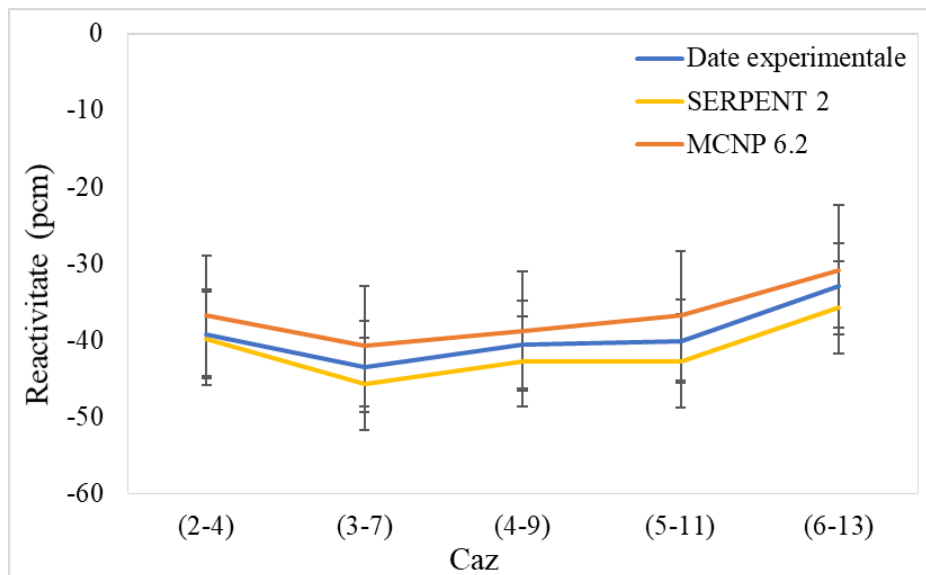


Figura 5-5: Evaluarea reactivității de vid cu ajutorul codurilor SERPENT 2 și MCNP 6.2.

Simulările se dovedesc consistente și apropiate de valorile experimentale, oferind o înțelegere esențială a comportamentului reactorului în situații de pierdere a agentului de răcire. Cu toate acestea, analiza relevă diferențe semnificative între rezultatele SERPENT 2 și MCNP 6.2, determinând o verificare suplimentară a fișierului de intrare MCNP 6.2. Recalibrarea simulărilor îmbunătățește concordanța și precizia acestora, esențiale pentru validarea modelelor de calcul.

Rezultatele obținute în urma acestor simulări suplimentare sunt prezentate în Figura 5-6.

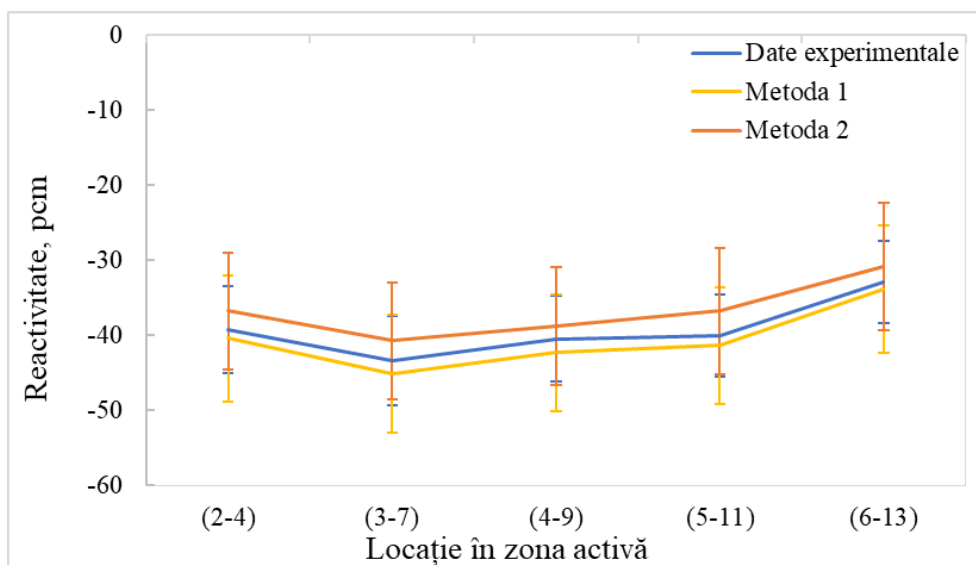


Figura 5-6: Evaluarea reactivității de vid utilizând MCNP 6.2.

Concluziile obținute contribuie la înțelegerea efectelor de reactivitate în caz de pierdere a agentului de răcire și la dezvoltarea strategiilor de intervenție în situații de urgență. Validarea acestor simulări este crucială pentru asigurarea securității și performanței reactorului răcit cu sodiu, consolidând încrederea în modelele utilizate și susținând energiile nucleare ca sursă sigură și sustenabilă.

5.6. Evaluarea reactivității la încărcarea eronată a combustibilului

Acest capitol descrie un experiment în care s-au efectuat măsurători pentru evaluarea reactivității induse în cazul încărcării eronate a combustibilului într-un reactor. Experimentul a implicat opt ansambluri, dintre care șase ansambluri de combustibil și două ansambluri de oțel. Scopul principal a fost simularea situațiilor în care combustibilul este încărcat greșit.

Experimentul a avut două faze distincte pentru ansamblurile de combustibil și cele de oțel. Pentru ansamblurile de combustibil, acestea au fost înlocuite cu ansambluri de oțel, iar barele de control au fost retrase treptat până la atingerea stării de criticitate controlată. Pentru ansamblurile de oțel, s-a utilizat o logică diferită pentru a menține reactorul în siguranță, evitând depășirea numărului critic de ansambluri de combustibil.

Măsurătorile au inclus evaluarea reactivității la schimbarea pozițiilor ansamblurilor de control, atât pentru deplasarea unui singur ansamblu, cât și pentru deplasarea mai multor ansambluri. Rezultatele experimentale au arătat că înlocuirea unui ansamblu de combustibil cu unul de oțel a indus o reactivitate negativă, în timp ce înlocuirea unui ansamblu de oțel cu unul de combustibil a indus o reactivitate pozitivă.

Simulările utilizând modelele SERPENT 2 și MCNP 6.2 au prezentat un comportament similar cu datele experimentale atât pentru deplasarea unui singur ansamblu, cât și pentru deplasarea mai multor ansambluri, dar au subestimat valorile măsurate. Rezultatele obținute sunt prezentate în Tabelul 5-8 și, respectiv, Tabelul 5-9. Diferențele pot fi atribuite înțelegerii incomplete și modelării incertitudinilor legate de mișcarea și poziționarea ansamblurilor de control.

Tabelul 5-8. Reactivitatea la încărcarea eronată (un singur ansamblu de control).

Poziția măsurată	Pozițiile sistemelor de control/mm					k_{eff}		$\Delta\rho$ (Std. dev.) [pcm]		Experimental	
	RE1	RE2	SH1	SH2	SH3	SERPENT	MCNP	SERPENT	MCNP		
(2-6)	Înainte	267.7	267.5	287.1	286.4	150.9	1.00358	1.00342			
	După	238.5	237.6	286.6	286.4	341.8	1.00402	1.00401	-883	-871	-984
	După*	267.7	267.5	287.1	286.4	150.9	0.99476	0.99473	(±7.44)	(±10.39)	(±128)
(3-11)	Înainte	258.2	257.7	267.4	267.4	188.9	1.00348	1.00339			
	După	258.9	258.4	267.2	267.4	353.4	1.00381	1.00369	-787	-791	-875
	După*	258.2	257.7	267.4	267.4	188.9	0.99561	0.99549	(±7.44)	(±8.65)	(±114)
(4-17)	Înainte	257.8	257.2	267.3	267.4	188.4	1.00348	1.00344			
	După	258.3	257.8	267.5	268.4	333.9	1.00396	1.00378	-696	-697	-772
	După*	257.8	257.2	267.3	267.4	188.4	0.99653	0.99647	(±7.44)	(±9.84)	(±100)
(5-23)	Înainte	258.2	257.7	265.2	265.6	193.3	1.00336	1.00344			
	După	258.2	257.1	265.1	265.6	303.1	1.00244	1.00218	-560	-573	-639
	După*	258.2	257.7	265.2	265.6	193.3	0.99776	0.99770	(±7.44)	(±10.38)	(±83)
(6-29)	Înainte	257.1	259.6	266.8	266.2	190.3	1.00348	1.00337			
	După	298.5	297.5	266.8	266.8	299.5	1.00555	1.00550	-399	-396	-476
	După*	257.1	259.6	266.8	266.2	190.3	0.99948	0.99940	(±7.43)	(±9.82)	(±62)
(5-22)	Înainte	298.4	299.6	266.8	266.8	299.6	1.00361	1.00356			
	După	229.6	230.3	266.5	266.2	207.5	1.00410	1.00408	-517	-529	-586
	După*	298.4	299.6	266.8	266.8	299.6	0.99843	0.99826	(±7.32)	(±10.37)	(±76)
(7-31)	Înainte	258.2	257.7	262.3	262.6	197.5	1.00552	1.00546			
	După	257.4	257.2	262.1	262.2	285.2	1.00202	1.00200	189	182	210
	După*	258.2	257.7	262.3	262.6	197.5	1.00743	1.00730	(±7.24)	(±9.8)	(±27)

Poziția măsurată	Pozițiile sistemelor de control/mm					k_{eff}	$\Delta\rho$ (Std. dev.) [pcm]	Experimental		
	RE1	RE2	SH1	SH2	SH3					SERPENT
Înainte	257.4	257.2	262.1	262.2	285.2	1.00244	1.00240			
(5-19) După	257.6	257.4	262.2	262.7	247.8	1.00597	1.00599	534 (±7.36)	547 (±9.8)	582 (±76)
După*	257.4	257.2	262.1	262.2	285.2	1.00783	1.00793			

*Configurația zonei active după schimbarea ansamblului, dar cu pozițiile barelor de control înainte de schimbare.

Tabelul 5-9. Reactivitatea la încărcarea eronată (mai multe ansambluri de control).

Poziția măsurată	Pozițiile sistemelor de control/mm					k_{eff}	$\Delta\rho$ (Std. dev.) [pcm]	Experimental		
	RE1	RE2	SH1	SH2	SH3					SERPENT
Înainte	267.2	267.3	241.2	242.0	241.4	1.00361	1.00351			
(2-6) După	326.7	325.2	297.6	297.2	299.0	1.00385	1.00383	-882 (±7.44)	-864 (±9.26)	-986 (±128)
După*	267.2	267.3	241.2	242.0	241.4	0.99480	0.99488			
Înainte	257.6	257.1	241.5	241.7	242.0	1.00363	1.00353			
(3-11) După	258.2	260.4	293.3	293.4	294.5	1.00378	1.00362	-785 (±7.44)	-783 (±10.38)	-880 (±114)
După*	257.6	257.1	241.5	241.7	242.0	0.99578	0.99571			
Înainte	258.9	257.2	241.6	241.5	241.3	1.00358	1.0036			
(4-17) După	257.1	257.7	288.2	288.9	288.7	1.00391	1.00393	-687 (±7.44)	-705 (±10.38)	-777 (±101)
După*	258.9	257.2	241.6	241.5	241.3	0.99671	0.99655			
Înainte	257.7	257.1	241.1	241.1	241.3	1.00354	1.00345			
(5-23) După	293.4	292.9	275.7	275.0	275.0	1.00240	1.00237	-550 (±7.38)	-546 (±10.38)	-634 (±82)
După*	257.7	257.1	241.1	241.1	241.3	0.99803	0.99798			
Înainte	258.8	258.9	241.0	242.2	241.8	1.00358	1.00348			
(6-29) După	317.9	317.0	277.7	277.2	278.5	1.00571	1.00576	-393 (±7.31)	-398 (±9.82)	-474 (±62)
După*	258.8	258.9	241.0	242.2	241.8	0.99964	0.99949			
Înainte	319.1	317.2	277.7	277.2	278.6	1.00348	1.00345			
(5-22) După	230.0	229.4	247.1	246.6	247.0	1.00399	1.00345	-499 (±7.37)	-502 (±9.26)	-590 (±77)
După*	319.1	317.2	277.7	277.2	278.6	0.99848	0.99842			
Înainte	258.1	259.7	241.4	241.2	242.0	1.00583	1.00554			
(7-31) După	295.2	294.5	267.6	267.4	268.7	1.00212	1.00196	175 (±7.35)	188 (±10.34)	210 (±27)
După*	258.1	259.7	241.4	241.2	242.0	1.00760	1.00744			
Înainte	295.2	294.5	267.6	267.4	268.7	1.00240	1.00231			
(5-19) După	295.2	294.6	255.3	255.2	255.8	1.00597	1.00598	540 (±7.29)	570 (±9.8)	582 (±76)
După*	295.2	294.5	267.6	267.4	268.7	1.00786	1.00807			

*Configurația zonei active după schimbarea ansamblului, dar cu pozițiile barelor de control înainte de schimbare.

Concluziile experimentului au relevat importanța pozițiilor barelor de control și a incertitudinilor asociate cu mișcarea acestora în evaluarea reactivității la încărcarea eronată a combustibilului.

5.7. Evaluarea distribuțiilor axiale și radiale ale ratei de reacție

Acest capitol se concentrează pe distribuția relativă a ratei de reacție și pe măsurătorile experimentale efectuate pentru validarea modelelor de calcul și a datelor nucleare utilizate în evaluările reactorilor rapizi. Măsurătorile au implicat folosirea a 202 de folii de activare, iar rezultatele de înaltă calitate au inclus măsurători pentru diverse procese, precum $^{235}\text{U}(n,f)$, $^{238}\text{U}(n,f)$, $^{237}\text{Np}(n,f)$, $^{197}\text{Au}(n,\gamma)$, $^{58}\text{Ni}(n,p)$, $^{27}\text{Al}(n,\alpha)$.

Aceste folii de activare au fost plasate în ansambluri de testare încărcate în 8 poziții (5 pentru ansambluri de combustibil și 3 pentru ansambluri de oțel). Procedura de măsurare a ratei

de reacție a implicat creșterea temporară a puterii reactorului pentru a atinge rapid puterea de iradiere necesară. Măsurătorile au fost efectuate cu un spectrometru cu germaniu de înaltă puritate, iar rezultatele au fost normalizate.

Pentru evaluarea ratelor de reacție, s-au utilizat cartelele "F4" și "FM" în cadrul codului MCNP6.2. Acestea au furnizat distribuții axiale și radiale ale ratelor de reacție normalizate. Figura 5-7 prezintă distribuția axială a ratelor de reacție. Aceasta arată cum se schimbă ratele de reacție în funcție de poziția axială în reactor. Iar, Figura 5-8 prezintă distribuția radială a ratelor de reacție. Ea indică cum variază ratele de reacție în funcție de distanța radială de la axa reactorului.

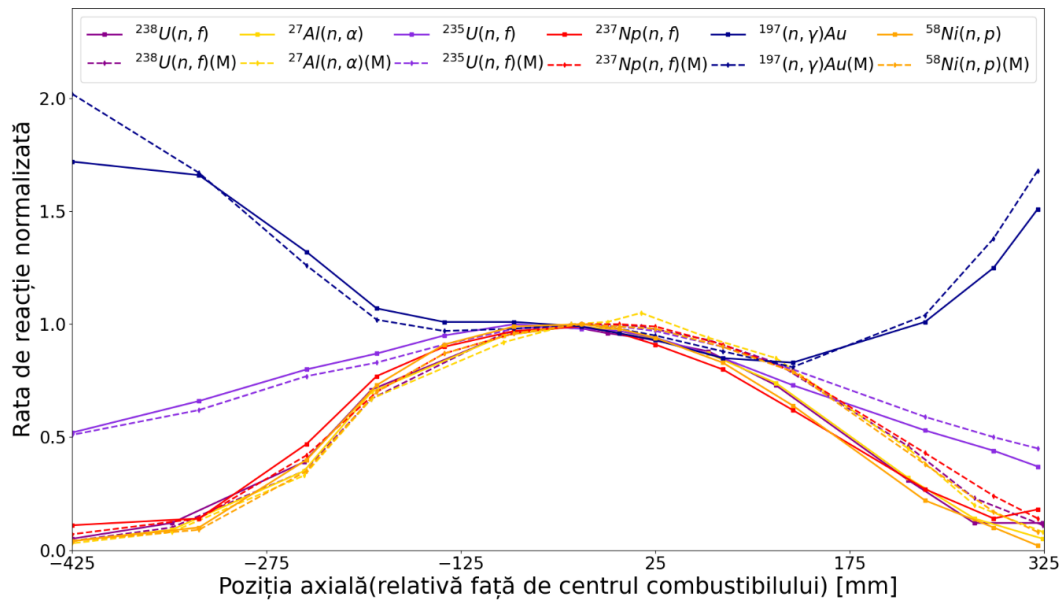


Figura 5-7: Distribuțiile axiale ale ratelor de reacție.

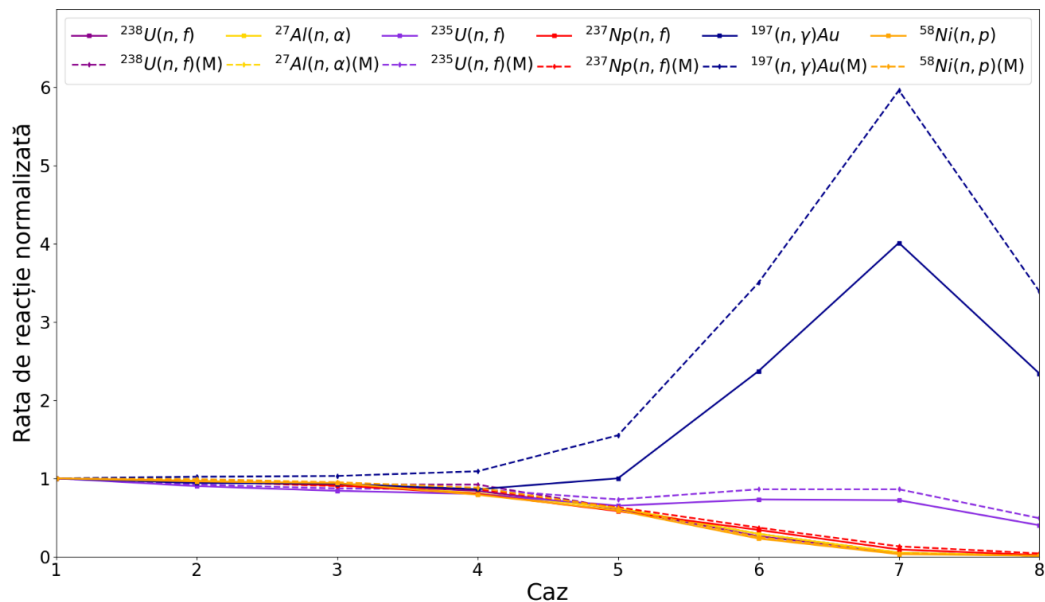


Figura 5-8: Distribuțiile radiale ale ratelor de reacție.

Rezultatele simulărilor au fost comparate cu datele experimentale, evidențiind o bună concordanță în majoritatea cazurilor, cu excepția situației $^{197}\text{Au}(n,\gamma)$. Diferențele observate în acest caz au fost atribuite secțiunilor de captură la energii de rezonanță și utilizării materialelor virtuale în simulări.

5.8. Evaluarea diferitelor biblioteci de date nucleare

Acest capitol abordează importanța datelor nucleare în cercetarea fizicii nucleare, subliniindu-le ca parametri esențiali pentru codurile neutronice și principalul factor de incertitudine [8]. Simulările neutronice se bazează pe date nucleare pentru a oferi o reprezentare numerică precisă a fenomenelor fizice, iar aceste date acoperă o gamă extinsă de energii neutronice și aproximativ 400 de nuclee atomice [24].

Există trei categorii principale de biblioteci de date nucleare, clasificate în funcție de sursele din care provin și de aplicațiile lor: biblioteci experimentale, biblioteci evaluate și biblioteci aplicate. Bibliotecile experimentale se bazează pe măsurători directe, precum cele din EXFOR [25], dar nu pot îndeplini întotdeauna cerințele pentru sisteme avansate. Bibliotecile evaluate completează datele experimentale cu modele teoretice, în timp ce bibliotecile aplicate sunt adaptate pentru utilizare directă în codurile de calcul neutronic.

De-a lungul decadelor, s-au dezvoltat mai multe biblioteci de date nucleare, iar eforturile de standardizare au fost continuate, dar cu diferențe semnificative între evaluări. Principalele biblioteci de date nucleare din prezent includ ENDF/B [26], JEFF [27], JENDL 0 [28], CENDL [29] și BROND [30], fiecare având domeniul său de acoperire și o contribuție semnificativă la cercetarea nucleară.

Este important de menționat că datele nucleare nu sunt lipsite de incertitudini, iar acestea pot proveni din imperfecțiunile experimentelor sau din fluctuațiile statistice. Incertitudinile sunt evaluate și furnizate sub formă de matrice de covarianță, însă informațiile de incertitudine nu sunt întotdeauna disponibile. Obiectivul final este de a realiza o bibliotecă de date nucleare comună și universal acceptată, dar acest obiectiv încă nu a fost atins, iar diferențele semnificative persistă între diversele biblioteci de date nucleare existente.

Lucrarea se concentrează pe compararea a cinci biblioteci de date nucleare (ENDF/B-VIII.0, JEFF3.3, JENDL4.0, CENDL3.1, BROND3.1) în contextul reactorilor de dimensiuni mici răciți cu sodiu. Scopul principal este identificarea și cuantificarea surselor de inconsecvențe între aceste biblioteci, cu accent pe spectrul rapid.

Rezultatele analizei realizate sunt prezentate în Tabelul 5-10 și arată factorii de multiplicare (k_{eff}) obținuți pentru fiecare bibliotecă în comparație cu rezultatele experimentale.

Tabelul 5-10. Factorul de multiplicare obținut pentru diferite biblioteci de date nucleare.

Bibliotecă de date nucleare	k_{eff}	Std. dev. [pcm]	$\Delta\rho$ [pcm]
ENDF/B-VIII.0	1.00078	6	78
JEFF-3.3	1.00221	5	221
JENDL-4.0	1.00583	5	583
BROND-3.1	1.00433	5	433
CENDL-3.1	1.01291	6	1291
Experimental	1.00000	-	-

Toate bibliotecile analizate supraestimează rezultatele experimentale, ENDF/B-VIII.0 furnizând cele mai apropiate rezultate. Diferențele notabile includ supraestimarea semnificativă

a factorului de multiplicare pentru ^{235}U din JEFF3.3 și JENDL4.0, precum și pentru ^{23}Na din JENDL4.0 și CENDL3.1.

Conform anterioare biblioteca ENDF/B-VIII.0 oferă performanțe bune în ceea ce privește spectrul rapid. Cu toate acestea, datorită impactului noilor evaluări incluse în ENDF/B-VIII.0, se consideră necesare investigații suplimentare pentru a evalua performanța bibliotecii în contextul mai multor izotopi și sisteme nucleare diverse. În acest sens, ENDF/B-VIII.0 este ales drept bibliotecă de referință pentru analiza principalilor izotopi implicați în simulările efectuate în lucrare [31].

Fiecare simulare este realizată prin înlocuirea datelor pentru un izotop specificat în ENDF/B-VIII.0 cu cele dintr-o bibliotecă de date nucleare specificată. Diferențele în reactivitate față de cazul de referință sunt prezentate în Tabelul 5-11, iar datele furnizate includ o incertitudine statistică de 5-6pcm fiecare. Acest demers are ca scop evaluarea performanței bibliotecilor de date nucleare pentru izotopii relevanți și cuantificarea discrepanțelor între acestea și biblioteca ENDF/B-VIII.0

Tabelul 5-11. Reactivitatea indusă de substituția izotopilor în ENDF/B-VIII.0.

Izotop	JEFF3.3	JENDL4.0	BROND3.1	CENDL3.1
^{10}B	-7.99	10.98	-3.00	4.99
^{11}B	6.99	2.00	6.99	0.00
^{12}C	-2.00	6.99	-5.99	10.98
^{16}O	153.52	192.33	130.62	169.45
^{23}Na	174.42	380.95	80.81	374.01
^{29}Si	0.00	-2.00	0.00	6.99
^{54}Fe	3.99	-3.99	3.99	-3.99
^{56}Fe	-125.96	10.98	11.98	-287.38
^{57}Fe	115.69	88.78	-73.94	103.73
^{58}Fe	9.98	-6.99	3.00	-3.99
^{58}Ni	267.86	62.86	178.40	-8.99
^{60}Ni	232.10	76.82	40.92	15.97
^{61}Ni	-9.99	-2.00	-6.99	-1.00
^{62}Ni	-6.99	-10.98	5.99	-27.96
^{64}Ni	184.37	-3.99	-6.99	10.98
^{235}U	-529.97	-385.88	42.91	178.40
^{238}U	177.41	-63.94	28.95	-36.96
U	-377.84	-440.25	61.87	130.62

Concluzia este că selecția unei biblioteci de date nucleare adecvate este crucială pentru obținerea simulărilor precise, iar analizele de incertitudine sunt esențiale pentru cuantificarea acestor incertitudini asociate cu datele nucleare și modelele de simulare. Aceasta contribuie la obținerea de rezultate robuste și la evaluarea precisă a comportamentului reactorului sau altor sisteme care implică reacții nucleare.

6. CONCLUZII

6.1. Concluzii generale

Lucrarea este organizată în șase capitole, fiecare abordând aspecte specifice ale cercetării asupra reactorului rapid răcit cu sodiu, cu accent pe reactorul CEFR. Aceste secțiuni includ:

- O perspectivă generală asupra rolului energiei nucleare în mixul energetic global și prezentarea reactorilor rapizi, cu accent pe cei răciți cu sodiu, precum reactorul CEFR.
- Acoperirea teoriei transportului neutronilor și detalierea codurilor de calcul folosite în simulări, în special SERPENT 2 și MCNP 6.2.
- Explicații despre efectele de reactivitate în reactorii rapizi.
- O descriere detaliată a modelului reactorului CEFR folosit în cercetare.
- Prezentarea modelelor dezvoltate și rezultatele obținute din simulări.

Teza se axează pe simulările neutronice în contextul reactorului CEFR (China Experimental Fast Reactor). Scopul principal al acestei cercetări a fost prezicerea comportamentului neutronilor în reactor în condiții statice, abordând mai mulți parametri critici. Simulările au inclus aspecte precum factorul de multiplicare efectiv, distribuția radială a puterii, reactivitatea indusă de sistemele de control, efectele de reactivitate (inclusiv reactivitatea de vid și reactivitatea de temperatură), ratele de reacție și evaluarea bibliotecilor de date nucleare.

Două coduri Monte Carlo, SERPENT 2 și MCNP 6.2, au fost utilizate cu succes pentru analize neutronice esențiale. Simulările au implicat modelarea complexă a geometriei reactorului și a ansamblurilor, iar rezultatele au fost validate comparativ cu date experimentale. Aceasta a evidențiat importanța colaborării internaționale în domeniul energetic și al cercetării nucleare.

Cercetarea a inclus simularea procesului de trecere de la stare subcritică la stare critică a reactorului răcit cu sodiu, cu rezultate care au arătat concordanță între simulări și datele experimentale. De asemenea, s-a evaluat eficacitatea sistemelor de control, evidențiind importanța acestora pentru funcționarea sigură a reactorului.

Simulările pentru efectul de temperatură au evidențiat inițial subestimări semnificative, corectate ulterior cu ajutorul programului auxiliar MAKXSF. Evaluarea reactivității de vid și a reactivității induse de înlocuirea eronată a ansamblurilor au furnizat rezultate consistente.

Studiul a inclus, de asemenea, evaluarea bibliotecilor de date nucleare, evidențiind discrepanțe între estimările acestora și rezultatele experimentale. Se subliniază performanța bună a bibliotecii ENDF/B-VIII.0 pentru reactorii cu spectru rapid, dar se remarcă necesitatea investigațiilor suplimentare.

În concluzie, această lucrare reprezintă o contribuție semnificativă în cercetarea reactorilor nucleari, evidențiind importanța simulărilor numerice precise, validării codurilor de calcul și alegerea adecvată a bibliotecilor de date nucleare. Cercetarea deschide noi direcții pentru viitor și subliniază complexitatea și importanța acestui domeniu vital.

6.2. Contribuție personală

În cadrul acestei lucrări, am adus contribuții semnificative și am desfășurat mai multe activități esențiale:

Alegerea și implementarea codurilor de calcul: Am avut responsabilitatea de a selecta codurile de calcul utilizate în simulările neutronice. După o evaluare atentă, am ales codurile SERPENT 2 și MCNP 6.2. Acestea au fost utilizate pe tot parcursul studiului pentru a modela reactorul CEFR și a efectua simulări ale testelor la pornirea reactorului.

Modelarea reactorului CEFR: Am dezvoltat modele 3D complexe ale reactorului CEFR, având în vedere geometria sa detaliată, materialele utilizate și distribuția componentelor. Acest efort a inclus o detaliere amănunțită a ansamblurilor de combustibil, ansamblurilor de control și a altor elemente critice ale reactorului.

Simulări neutronice pentru analize de criticitate: Am efectuat simulări neutronice folosind codurile SERPENT 2 și MCNP 6.2 pentru a evalua factorul de multiplicare efectiv al reactorului CEFR. Am depus eforturi semnificative pentru a asigura validitatea și acuratețea simulărilor, contribuind astfel la o înțelegere detaliată a comportamentului neutronilor în reactor.

Analiza efectelor de reactivitate: Am investigat și analizat efectele de reactivitate asociate cu schimbările de temperatură, cum ar fi efectul Doppler, expansiunea termică și schimbarea densității materialelor în reactor. Aceste analize au furnizat informații esențiale pentru evaluarea impactului acestor efecte asupra siguranței și stabilității reactorului.

Evaluarea datelor nucleare: Am efectuat o evaluare atentă a diferitelor biblioteci de date nucleare pentru a determina impactul acestora asupra simulărilor neutronice. Analiza și comparația reactivității utilizând diverse biblioteci au contribuit la identificarea discrepanțelor și la evidențierea importanței validării acestor date în simulările reactorului CEFR.

Compararea rezultatelor cu datele experimentale: Am realizat comparații riguroase între rezultatele simulărilor și datele experimentale disponibile. Această etapă a contribuit la validarea și verificarea simulărilor neutronice, asigurând astfel precizia și acuratețea rezultatelor obținute.

Contribuții la analizele de securitate nucleară: Cercetarea mea a avut un impact semnificativ în domeniul securității nucleare prin dezvoltarea și validarea modelelor de simulare neutronică pentru reactorul CEFR. Aceasta a contribuit la o înțelegere mai profundă a comportamentului neutronilor în reactori și la identificarea soluțiilor pentru îmbunătățirea siguranței și eficienței acestor sisteme.

Prin aceste contribuții, am adus o valoare semnificativă la dezvoltarea cunoștințelor și cercetării în domeniul reactorilor nucleari și al analizelor neutronice. Munca mea a avut un impact substanțial în îmbunătățirea înțelegerii fenomenelor nucleare, a siguranței și eficienței reactorului CEFR, precum și a validării datelor nucleare utilizate în simulările reactorilor.

Aceste contribuții au avut un impact semnificativ asupra domeniului cercetării reactorilor nucleari și a securității nucleare în general.

6.3. Perspective de viitor

Perspectivile de viitor pentru această lucrare sunt promițătoare și includ mai multe direcții relevante:

Continuarea cercetării reactorului CEFR: Lucrarea furnizează o bază solidă pentru cercetări ulterioare asupra comportamentului reactorului CEFR în diverse condiții de funcționare. Aceasta poate servi ca punct de plecare pentru îmbunătățiri ale performanței, securității și eficienței acestui reactor sau a altor reactori rapizi similari. De asemenea, s-a stabilit continuarea studiilor pe alte teste realizate în cadrul reactorului CEFR, extinzând astfel domeniul cercetării.

Dezvoltarea de modele avansate: Lucrarea poate continua să contribuie la dezvoltarea și rafinarea modelelor utilizate pentru simulările reactorului CEFR. Aceasta ar putea include îmbunătățiri ale modelelor existente și extinderea lor către modele termohidraulice sau orice alt aspect relevant pentru funcționarea reactorului.

Analize de siguranță și securitate: O direcție importantă pentru viitor poate fi extinderea lucrării pentru a include analize detaliate de securitate. Aceasta ar putea implica identificarea și evaluarea riscurilor potențiale asociate cu funcționarea reactorului și dezvoltarea de soluții pentru gestionarea acestora, menținând un accent deosebit pe siguranța reactorului.

Validarea și verificarea extinsă: Continuarea eforturilor de validare și verificare a codurilor de calcul și a simulărilor este esențială pentru asigurarea preciziei și relevanței rezultatelor în condiții reale de funcționare a reactorului.

Aplicarea la proiecte similare: Expertiza dobândită și rezultatele acestei lucrări pot fi aplicate cu succes la proiecte similare de reactori rapizi răciți din alte țări sau organizații. Transferul de cunoștințe poate contribui la avansarea cercetării în domeniul reactorilor nucleari la nivel global.

Colaborare internațională: Colaborarea continuă cu experți internaționali și organizații de cercetare din domeniul reactorilor nucleari poate aduce beneficii semnificative. Schimbul de idei și experiență poate stimula inovația și contribui la progresul general al cercetării în acest domeniu complex și vital.

Prin abordarea acestor direcții, această lucrare poate continua să aducă contribuții semnificative în domeniul reactorilor nucleari și al simulărilor neutronice, contribuind la avansarea cunoștințelor și la îmbunătățirea tehnologiilor existente

BIBLIOGRAFIE

- [1] V. Masson-Delmotte, et. al., „Climate Change 2021 The Physical Science Basis,” IPCC - Intergovernmental Panel on Climate Change.
- [2] M. Alwaeli și V. Mannheim, „Investigation into the Current State of Nuclear Energy and Nuclear Waste Management—A State-of-the-Art Review,” *Energies*, vol. 15, 2022.
- [3] „Nuclear Power Reactors in the World,” IAEA - International Atomic Energy Agency, 2022.
- [4] „GIF 2021 Annual Report,” 2021.
- [5] I. I. Piore, Handbook of Generation IV Nuclear Reactors, Woodhead Publishing Series in Energy, 2016.
- [6] Overview of Generation IV (Gen IV) Reactor Designs. Safety and Radiological Protection Consideration, IRSN, 2012.
- [7] T. Takeda, „Minor actinides transmutation performance in a fast reactor,” *Annals of Nuclear Energy*, 2016.
- [8] D. G. Cacuci, Handbook of Nuclear Engineering: Nuclear Engineering Fundamentals, Springer, 2010.
- [9] J. R. Lamarsh, Introduction to Nuclear Reactor Theory, New York: Addison-wesley Publishing Company, 2002.
- [10] B. Zohuri, Neutronic Analysis For Nuclear Reactor Systems, Switzerland: Springer Nature, 2016.
- [11] L. Cao și H. Wu, Deterministic Numerical Methods for Unstructured-Mesh Neutron Transport Calculation, Woodhead Publishing, 2020.
- [12] F. Brown, *Monte Carlo Techniques for Nuclear Systems – Theory Lectures*, LA-UR-16-29043.
- [13] A. Moise, I. Vișan și A. Rizoiu, „Evaluation of TH-based CANDU 6 Fuel Bundle Performance using MONTE CARLO and Collision Probability Methods,” *Journal of Nuclear Research and Development*, nr. 18, pp. 39-42, 2019.
- [14] T. K. Kim, et. al., „Benchmark Comparisons of Deterministic and Monte Carlo Codes for a PWR Heterogeneous Assembly Design,” în *The Physics of Fuel Cycles and Advanced Nuclear Systems: Global Developments - PHYSOR2004*, 2004.
- [15] M. V. Shchurovskaya, et. al., „Validation of deterministic and Monte Carlo codes for neutronics calculation of the IRT-type research reactor,” în *IOP Conference Series: Journal of Physics*, 2017.
- [16] J. Leppänen, „Serpent – a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code. User's Manual,” 2013.
- [17] „Monte Carlo N-Particle Transport Code System Version 6.2,” Los Alamos National Laboratory, 2017.
- [18] M. Weston, Nuclear Reactor physics, Wiley-VCH, 2007.
- [19] X. Yang et al., „The first criticality test of CEFR,” în *Proceedings of the 2013 21st International Conference on Nuclear Engineering*, Chengdu, 2013.

- [20] CIAE, „Neutronics Benchmark of CEFR Start-Up Tests. Draft V7.0,” 2020.
- [21] Gomez Torres A. M., et al., „Verification and validation of neutronic codes using the start-up fuel load and criticality tests performed in the China Experimental Fast Reactor,” în *The 22th International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Sustainable Clean Energy for the Future*, 2022.
- [22] A. Moise, D. Dupleac și I. Visan, „Evaluation of the Reactivity Feedback in a Liquid Metal-Cooled Fast Reactor,” *UBP Scientific Bulletin*, 2022.
- [23] F. B. Brown, „The makxsf Code with Doppler Broadening,” Los Alamos National Laboratory, LA-UR-06-7002, 2006.
- [24] A. Foderaro, *The Elements of Neutron Interaction Theory*, MIT Press, 1971.
- [25] Otuka N et. al., „Towards a more complete and accurate experimental nuclear reaction data library (EXFOR): international collaboration between nuclear reaction data centers (NRDC),” *Nuclear Data Sheets*, nr. 120, 2014.
- [26] BROWN, D. A. ET AL., „ENDF/B-VIII.0: The 8th major release of the nuclear reaction data library with CIELO-project cross sections, new standards and thermal scattering data,” *Nuclear Data Sheets*, vol. 148, pp. 1-142, 2018.
- [27] PLOMPEN, A. J. M. ET AL., „The joint evaluated fission and fusion nuclear data library, JEFF-3.3,” *The European Physical Journal A*, vol. 56, nr. 181, 2020.
- [28] SHIBATA, K. ET AL., „JENDL-4.0: A new library for nuclear science and engineering,” *Journal of Nuclear Science and Technology*, vol. 48, nr. 1, pp. 1-30, 2011.
- [29] Z. G. Ge et al., „The Updated Version of Chinese Evaluated Nuclear Data Library (CENDL-3.1),” *Journal of the Korean Physical Society*, vol. 56, nr. 2, pp. 1052-1056, 2011.
- [30] A.I. Blokhin et, al., „New version of neutron evaluated data library BROND-3.1,” *Yad.Reak.Konst*, nr. 2, p. 62, 2016.
- [31] A. Moise și I. Visan, „Neutronic Calculation of CEFR core using different nuclear data libraries,” în *The 22th International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Sustainable Clean Energy for the Future*, Viena, 2022.