

Capitolul 5 – Energia nucleară

1. Noțiuni introductive

Termenul de energie nucleară este asociat energiei degajate în urma modificărilor fizice aduse structurii nucleului anumitor elemente chimice. Astfel de modificări apar ca urmare a proceselor de fisiune, respectiv fuziune nucleară. Dintre aceste două tipuri de reacții doar fisiunea poate fi exploatată comercial, existând tehnologii de producere controlată a acesteia. Reacția de fuziune este și ea cunoscută, dar datorită condițiilor foarte dificile de la care poate fi inițiată, exploatarea comercială a acesteia este departe de a putea fi realizată.

Energia eliberată prin aceste reacții este colosală față de cea obținută prin arderea combustibililor fosili. O analiză comparativă a energiei nucleare în raport cu celelalte surse de energie primară conduce către următoarele concluzii:

- conținutul specific de energie este superior combustibililor fosili cu 5-6 ordine de mărime, cantitatea de energie care poate fi eliberată depășind valoarea provenită din toate celelalte surse convenționale luate la un loc;
- ritmul de exploatare poate fi suficient de ridicat pentru a putea prelua în termen scurt părți importante din consumul total de energie;
- energia degajată în urma reacțiilor nucleare este una termică, fapt ce permite utilizarea acelorași filiere de conversie energetică ca și în cazul combustibililor fosili;
- transportul și stocarea combustibilului nuclear implică costuri mult mai reduse decât în cazul combustibililor fosili, amplasarea centralelor nucleare-electrice nefiind condiționată astfel de sursele de extracție a uraniului;
- posibilitățile de utilizare ne-energetică se reduc la domeniul militar, însă datorită efectelor devastatoare utilizarea armelor nucleare este descurajată;
- principalul inconvenient constă în efectul nociv al deșeurilor radioactive rezultate asupra mediului și al omului, motiv pentru care acestea trebuie stocate pe un termen foarte lung, cât mai departe de zonele populate;
- pericolul unor avarii grave la reactoarele nucleare și faptul că au existat astfel de evenimente (Cernobîl 1986, respectiv Fukushima 2011) se constituie într-un obstacol pentru dezvoltarea energiei nucleare.

În prezent rezervele de combustibil nuclear necesare reacției de fisiune sunt comparabile cu cele de combustibili fosili. Soluționarea acestui aspect îngrijorător poate veni prin producerea de combustibil nuclear artificial, iar ulterior prin controlarea reacției de fuziune nucleară și maturizarea sa tehnologică.

2. Potențialul energetic al fisiunii nucleare

Prin fisiune se înțelege o reacție nucleară în urma căreia nucleul unui element se desface, formându-se alte două nuclee. O asemenea reacție nucleară este însoțită de regulă și de eliberarea unei cantități de energie.

Nucleele tuturor elementelor chimice conțin protoni și neutroni în proporții variabile. Numărul de protoni este notat cu Z și reprezintă numărul de ordine al elementului din tabelul periodic. De asemenea, pentru atomii neutri din punct de vedere electric, numărul protonilor este egal cu numărul de electroni ce orbitează în jurul nucleului. Numărul neutronilor este dat de diferența $A-Z$, unde A este numărul de masă al elementului considerat.

Există variante de atomi ai aceluiași element chimic, care conțin un număr diferit de neutroni în nucleu. Aceștia sunt cunoscuți sub numele de izotopi (ex: U-238 deține 146 de neutroni, iar U-235 doar 143, ambii având însă $Z=92$). Izotopii pot fi naturali sau artificiali, respectiv stabili sau radioactivi. Dacă numărul de neutroni dintr-un nucleu depășește o anumită limită atunci acesta este radioactiv, emițând spontan radiații.

Deși între protoni se exercită forțe electrostatice de respingere, nucleonii (protonii și neutronii) sunt menținuți în volumul foarte mic al nucleului de către așa-numitele forțe nucleare de legătură. Existența acestor forțe, și implicit a energiei potențiale de legătură a nucleului a fost dovedită prin defectul de masă al nucleului.

În acest sens, s-a constatat că *suma masei protonilor și neutronilor din nucleu este mai mare decât masa nucleului format din aceste particule, diferența astfel rezultată fiind denumită defect de masă.*

Valoarea acestuia se poate calcula cu expresia:

$$\Delta m = Z \cdot m_p + (A - Z) \cdot m_n - m_N \quad (5.1)$$

Între energia de legătură și defectul de masă există relația:

$$E_L = \Delta m \cdot c^2 \quad (5.2)$$

În fizica nucleară masele se exprimă prin intermediul unității atomice de masă ($1 \text{ u.a.m.} = 1,660 \cdot 10^{-27} \text{ kg}$). Dacă defectul de masă al unui nucleu este egal cu 1 u.a.m. , atunci conform relației (5.2) energia de legătură corespunzătoare va fi de 931 MeV .

Pentru exemplificare, defectul de masă al izotopul U-238 ($Z=92$ și $A=238,051$), rezultă conform expresiei:

$$\Delta m = 92 \cdot 1,00727 + (238 - 92) \cdot 1,00866 - 238,051 = 1,8822 \text{ u.a.m.} \quad (5.3)$$

energia de legătură fiind: $E_{238} = 1,8822 \cdot 931 = 1752 \text{ MeV}$.

Repartizarea acestei energii pe nucleoni atribuie fiecărei particule o cantitate de energie aproximativ egală cu $7,35 \text{ MeV}$.

Energia de legătură pe nucleon variază conform reprezentării grafice din figura 5.1, nucleul fiind cu atât mai stabil cu cât energia specifică de legătură este mai mare.

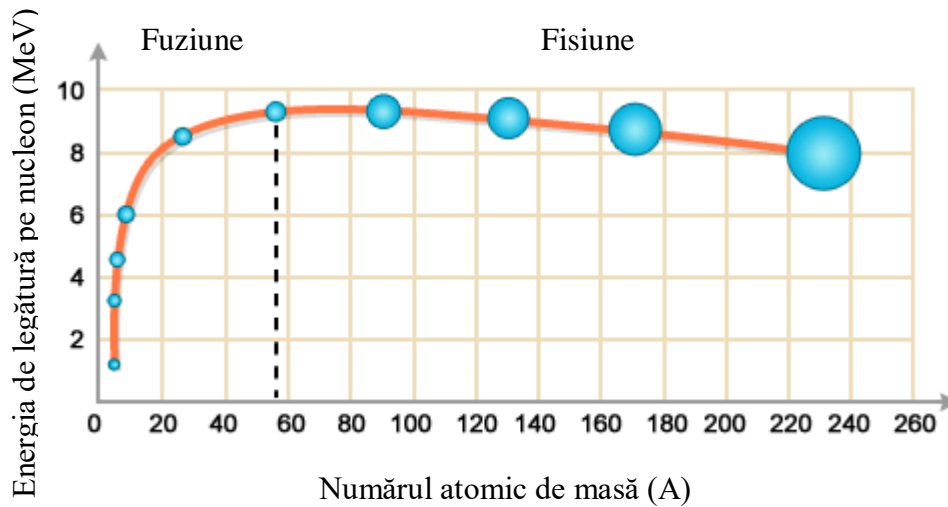


Fig.5.1. Energia de legătură specifică în funcție de numărul de masă

În zona numerelor de masă mici, poate avea loc formarea unui nucleu mai greu din două nuclee mai ușoare, prin fenomenul de fuziune (contopire), iar în zona numerelor atomice mari desfacerea unui nucleu în două nuclee mai ușoare, prin fenomenul de fisiune (rupere).

3. Reacția de fisiune

Izotopul natural care produce fisiune cu cea mai mare probabilitate este U-235. În urma impactului cu un neutron, nucleului de U-235 îi este transmisă o cantitate de energie care îi perturbă echilibrul, nucleul intrând în oscilație. În funcție de intensitatea acestor oscilații se pot petrece următoarele fenomene:

- captura neutronului de către nucleu, în cazul unor oscilații de mică intensitate;
- ruperea nucleului, în cazul unor perturbații puternice.

Fenomenul de rupere a nucleului se numește fisiune nucleară, elementele rezultate fiind: două nuclee mai mici (fragmente de fisiune), un număr de neutroni și o cantitate de energie. Toate fragmentele de fisiune au exces de neutroni, fiind radioactive.

Reacția de fisiune a izotopului U-235 poate fi scrisă sub următoarea formă:



în care $Z_1 + Z_2 = 92$, $A_1 + A_2 + \nu = 236$.

Fragmentele de fisiune pot fi oricare elemente mai ușoare decât uraniul, dar probabilitatea de apariție a acestora este neuniformă. Cele mai mari probabilități de apariție sunt de aproximativ 10% și se întâlnesc în cazul elementelor cu numărul de masă cuprins între 90÷100, respectiv 130÷140.

Cantitatea de energie degajată în urma reacției de fisiune, W , este echivalentă defectului de masă al reacției. Pentru exemplificare se consideră următoarea variantă a reacției de fisiune nucleară:



Defectul de masă al acestei reacții rezultă conform tabelului următor:

Tabelul 5.1. Defectul de masă al reacției de fisiune din expresia (5.5)

<i>Mase intrate</i>		<i>Mase ieșite</i>	
<i>U-235</i>	235.043	<i>Kr-95</i>	94.939
<i>1 x n</i>	1.00866	<i>Ba-139</i>	138.908
		<i>2 x n</i>	2.0173
Total	236.0516		235.8643
Defectul de masă = 0.1873 u.a.m.			

Energia degajată se calculează conform expresiei:

$$W_{fis.} = 0.1873 \cdot 931 = 174.37 \text{ MeV}$$

Energia eliberată în urma reacției de fisiune este repartizată pe mai mulți purtători, după cum urmează:

- 84% - energia cinetică a fragmentelor de fisiune;
- aprox. 7% - sub formă de radiații β și γ ;
- aprox 3% - energia cinetică a neutronilor secundari;
- 6% - energia particulei neutrino.

4. Reactorul nuclear energetic

Reactorul nuclear este un ansamblu de instalații tehnologice prin intermediul cărora se poate iniția și întreține, în condiții controlate, reacția de fisiune nucleară. Principalele elemente ale unui reactor nuclear sunt: combustibilul nuclear, agentul de răcire, moderatorul și sistemele de control.

Reacția de fisiune nucleară este inițiată prin bombardarea combustibilului nuclear cu un număr de neutroni liberi. În urma fisiunii unui nucleu de U-235 rezultă în medie un număr de 2,5 neutroni liberi. Dacă cel puțin unul din acești neutroni provoacă o nouă reacție de fisiune, atunci la nivelul reactorului se va iniția o reacție în lanț.

Neutronii rezultați din reacția de fisiune au o energie cinetică mult mai mare decât cea corespunzătoare temperaturii medii a zonei active a reactorului, aceștia fiind denumiți neutroni rapizi. În funcție de valoarea energiei cinetice s-a stabilit următoarea clasificare:

- neutroni rapizi, dacă $\varepsilon > 0,1 \text{ MeV}$
- neutroni intermediari, dacă ε este cuprins între 1 eV și 0,1 MeV
- neutroni termici, dacă $\varepsilon < 1 \text{ eV}$.

Probabilitatea de interacțiune dintre un neutron liber și un nucleu al elementului combustibil poartă denumirea de secțiune eficace și depinde de natura combustibilului nuclear și de energia neutronului.

Semnificația acestei secțiuni este aceea a unei suprafețe circulare în centrul căreia se află nucleul țintă și prin care trebuie să treacă neutronul proiectil pentru a avea loc astfel interacțiunea cu nucleul. Această interacțiune se poate solda fie cu captura neutronului, fie cu fisiunea nucleului, iar probabilitatea de apariție a unor astfel de evenimente este definită prin secțiunea eficace de absorbție, conform relației:

$$\sigma_a = \sigma_c + \sigma_f \quad (5.6)$$

în care: σ_c reprezintă secțiunea eficace de captură, iar σ_f secțiunea eficace de fisiune.

Secțiunea eficace a unei reacții neutron-nucleu este denumită secțiune microscopică, valoarea acesteia fiind exprimată printr-o unitate de măsură specială denumită barn ($1 \text{ barn} = 10^{-24} \text{ cm}^2$).

Principalii izotopi ai uraniului natural sunt U-235, respectiv U-238. Cele mai ridicate valori ale secțiunii eficace de fisiune le are izotopul U-235 (583 barn la interacțiune cu neutroni termici, respectiv 1,25 barn în cazul interacțiunilor cu neutroni rapizi). În consecință izotopul U-235 a fost ales pentru realizarea reactorilor nucleari din generațiile actuale. Deoarece reacția de fisiune este întreținută prin neutronii termici un astfel de reactor se mai numește și reactor termic.

Reducerea energiei cinetice a neutronilor rapizi rezultați în urma reacțiilor de fisiune până la valorile specifice neutronilor termici este posibilă prin interacțiunea acestora cu o substanță cunoscută sub denumirea de moderator. Modul de reducere a energiei neutronilor se explică prin teoria ciocnirilor elastice, conform căreia cu cât masa unui nucleu este mai apropiată de masa neutronului, cu atât energia transferată de la neutron la nucleu este mai mare. Din acest motiv în calitate de moderator se folosesc elemente ușoare, cele mai utilizate fiind apa, apa grea și grafitul.

5. Evoluția fluxului de neutroni în reactorul nuclear energetic

Fisiunea nucleară ce desfășoară într-un reactor este sub forma unei reacții în lanț, în care neutronii secundari ai unei fisiuni provoacă la rândul lor noi reacții de fisiune. Trebuie precizat faptul că nu toți neutronii secundari participă la reacția în lanț, o parte dintre aceștia fiind pierduți prin alte interacțiuni.

Evoluția fluxului de neutroni în reactor se caracterizează printr-o mărime numită factor de multiplicare, acesta fiind raportul dintre numărul de neutroni dintr-o generație și numărul de neutroni din generația precedentă.

Mărimea acestui parametru depinde de mai mulți factori care descriu diferitele fenomene ce au loc în interiorul reactorului.

a. Factorul de fisiuni termice

Acest parametru permite determinarea numărului de neutroni rapizi ce rezultă în urma reacțiilor de fisiune, ținând cont că nu toți neutronii termici absorbiți de combustibilul nuclear produc și reacții de fisiune.

Astfel, dacă la un anumit moment dat în zona activă reactorului există un număr de N neutroni termici, care sunt absorbiți în combustibil, după producerea reacțiilor de fisiune sau captură vor rezulta ηN neutroni rapizi, unde:

$$\eta = \frac{\Sigma_f}{\Sigma_a} \nu \quad (5.7)$$

în care: ν reprezintă numărul mediu de neutroni rapizi rezultați dintr-o fisiune, iar Σ_f , Σ_a reprezintă secțiunile eficace macroscopice de fisiune, respectiv absorbție.

Prin secțiune eficace macroscopică se înțelege probabilitatea ca un neutron să interacționeze cu unul dintre atomii aflați într-o unitate de volum a zonei active a reactorului. De exemplu, pentru uraniul natural $\eta = 1,02$, iar pentru izotopul U-235, $\eta = 2,06$.

b. Factorul de fisiuni rapide

Acest factor este utilizat pentru a estima numărul neutronilor rezultați din reacțiile de fisiune ce au loc datorită neutronilor rapizi. Aceste fisiuni rapide sunt foarte rare, însă numărul neutronilor eliberați în urma unor astfel de fisiuni este mai mare decât rezultate din fisiunile termice.

În consecință, factorul de fisiuni rapide este definit astfel:

$$\epsilon = \frac{\text{numărul total de neutroni rezultați}}{\text{numărul de neutroni din fisiunile termice}}$$

Valoarea acestui factor este, $\epsilon = 1.02$, fisiunile rapide având astfel o contribuție de 2 % la fluxul de neutroni din reactor.

c. Factorul de captură la rezonanță

Este utilizat pentru exprimarea numărului de neutroni absorbiți de izotopul U-238 prin fenomenul de captură la rezonanță. Pe parcursul procesului de moderare neutronii rapizi pot dobândi anumite valori energetice pentru care secțiunea eficace de absorbție U-238 este foarte mare. Astfel, un procent din neutronii moderați vor fi pierduți prin absorbția de către U-238. Aceste valori energetice sunt denumite energii de rezonanță.

Factorul de captură la rezonanță este definit astfel:

$$p = \frac{\text{numărul de neutroni care trec de domeniul de rezonanță}}{\text{numărul de neutroni supuși moderării}}$$

Pierderile de neutroni prin astfel de procese sunt de aproximativ 13% ($p=0.87$).

d. Factorul de utilizare termică

Acest parametru este folosit pentru a exprima pierderile de neutroni termici prin absorbția acestora în celelalte materiale existente în zona activă a reactorului (moderatorul, agentul de răcire, materialele de construcție, etc.).

Este definit după cum urmează:

$$u = \frac{\text{numărul de neutroni absorbiți de combustibil}}{\text{numărul total de neutroni absorbiți}}$$

Pentru o estimare și mai exactă este necesară și considerarea pierderilor de neutroni prin ieșirea din zona activă a reactorului. Astfel, valoarea factorului de multiplicare a numărului de neutroni este data de relația:

$$k = \eta \cdot \varepsilon \cdot p \cdot u \cdot P_t \cdot P_r \quad (5.8)$$

în care: P_t , P_r sunt probabilitățile ca neutronii termici, respectiv rapizi, să rămână în interiorul zonei active a reactorului ($P_t = 0.99$, $P_r = 0.97$).

Pierderile de neutroni din zona activă pot fi limitate la unele reactoare prin amplasarea unui strat reflector (un material cu masă atomică mare), care respinge neutronii înapoi către zona activă.

6. Puterea reactorului nuclear

Puterea termică degajată în zona activă a reactorului reprezintă energia provenită din reacțiile de fisiune în unitatea de timp. Valoarea acestei energii depinde de frecvența fisiunilor, care la rândul ei depinde de densitatea de nuclee fisionabile și de fluxul de neutroni.

Astfel puterea reactorului se poate determina conform expresiei:

$$P = \frac{N_f \cdot V}{c_f} \quad (\text{W}) \quad (5.9)$$

în care: V este volumul zonei active (m^3), iar $c_f = 3,1 \cdot 10^{10}$, reprezintă numărul de fisiuni necesare pentru eliberarea unei energii de 1 J.

Cu N_f s-a notat numărul specific de fisiuni, ce se poate calcula cu expresia:

$$N_f = \Phi \cdot \Sigma_f \quad (\text{fisiuni} / \text{m}^3 \cdot \text{s}) \quad (5.10)$$

unde:

- Φ este fluxul de neutroni, ce depinde de densitatea neutronilor în reactor și viteza de deplasare a acestora, conform relației:

$$\Phi = n \cdot v \quad (\text{neutroni} / \text{m}^2 \cdot \text{s}) \quad (5.11)$$

- Σ_f reprezintă secțiunea macroscopică de fisiune, care se calculează utilizând expresia:

$$\Sigma_f = N \cdot \sigma_f \quad (\text{m}^{-1}) \quad (5.12)$$

în care N este densitatea nucleelor fisionabile pe m^3 , iar σ_f secțiunea eficace microscopică.

Acest mod de calcul este valabil pentru cazul ideal în care reacția de fisiune are loc cu aceeași intensitate în tot volumul reactorului. În realitate însă, puterea degajată este mai mare în zona centrală a reactorului, fiind mai redusă spre zonele periferice. Această situație poate fi corectată parțial cu ajutorul sistemelor de reglaj ale intensității reacției.

7. Regimul dinamic de funcționare al reactorului nuclear

În funcție de valoarea factorului de multiplicare al fluxului de neutroni, un reactor nuclear poate funcționa în următoarele regimuri:

- $k = 1$, reactorul se află în stare critică, puterea produsă fiind constantă;
- $k < 1$, reactorul se află în stare subcritică, iar puterea degajată scade;
- $k > 1$, reactorul se află în stare supracritică, iar puterea degajată crește.

Funcționarea reactorului cu o putere variabilă implică și o abatere corespunzătoare a factorului de multiplicare, k . Această variație se definește prin noțiunea de reactivitate, care exprimă abaterea reactorului de la regimul critic de funcționare. Valoarea reactivității se calculează cu expresia:

$$\rho = \frac{k-1}{k} \quad (5.13)$$

Reactivitatea este afectată de variația temperaturii în zona activă, datorită modificării comportării combustibilului, moderatorului și agentului de răcire față de neutroni. Astfel, în situația în care nivelul puterii generate de reactor crește o dată cu creșterea temperaturii atunci acesta este caracterizat printr-un coeficient de temperatură al reactivității pozitiv. Dacă, în schimb, creșterea temperaturii se soldează cu reducerea puterii generate atunci reactorul este caracterizat de un coeficient de temperatura al reactivității negativ. Pentru asigurarea funcționării stabile este important ca variația reactivității în raport cu temperatura să fie negativă.

Pentru a înțelege mai bine modul în care temperatura influențează valoarea reactivității trebuie înțelese, mai întâi, mecanismele prin care modificarea densității moderatorului și agentului de răcire, ca urmare a variației temperaturii, intervin asupra populației de neutroni termici. Aceste fenomene sunt descrise prin coeficientul de vid („void coefficient”) al reactorului, care poate fi pozitiv sau negativ.

Astfel, pentru reactoarele care utilizează ca moderator și agent de răcire apa ușoară, la creșterea temperaturii are loc vaporizarea apei sau reducerea densității acesteia. În consecință, capacitatea de moderare se reduce, numărul neutronilor termici devenind mai mic. Acest fapt conduce în mod evident la o slăbire a intensității reacției în lanț, fapt care implică și reducerea puterii generate. Un astfel de reactor este caracterizat printr-un coeficient de vid negativ, fiind specific reactoarelor cu apă ușoară sub presiune sau fierbătoare (*PWR – Pressurized Water Reactor*, *BWR – Boiling Water Reactor*).

Reactoarele care utilizează grafitul pentru moderare și apa ușoară drept agent de răcire (*RBMK – utilizate în statele din fosta URSS*), sau reactoarele moderate și răcite cu apă grea sub presiune (*PHWR – Pressurized Heavy Water Reactor*, întâlnite și la centrala nucleară de la Cernavodă) sunt caracterizate printr-un coeficient de vid pozitiv. Vaporizarea unei cantități din ce în ce mai mari de apă reduce capacitatea de răcire a reactorului și, în același timp, asigură un număr din ce în ce mai mare de neutroni termici care, nemaifiind absorbiți de către apă, vor conduce la intensificarea reacției de fisiune. Astfel, nivelul puterii generate de reactor va crește în urma vaporizării apei din circuit de răcire.

Valoarea coeficientului de vid este mult mai mare în cazul reactoarelor *RBMK* decât cea specifică reactoarelor *PHWR* (cunoscute și sub denumirea comercială de reactoare *CANDU – Canada Deuterium Uranium*), principalul motiv fiind tipul constructiv diferit al acestor reactoare.

O valoare pozitivă a coeficientului de vid nu reprezintă neapărat un pericol pentru securitatea reactorului, dar acesta poate deveni foarte greu de controlat, în special la funcționarea cu putere redusă. Din acest motiv sunt necesare sisteme eficiente și fiabile de control a fluxului de neutroni, precum și un personal de exploatare foarte bine instruit care să înțeleagă comportamentul reactorului, în special în condiții la limită.

Regimul optim de funcționare al unui reactor nuclear presupune, așadar, funcționarea la o putere constantă. Funcționarea cu o putere parțială, ca și opririle reactorului, sunt urmate de dificultăți la revenirea la putere nominală. Principala cauză în acest sens constă în apariția la nivelul reactorului a unor produși de fisiune denumiți „otrăvuri”, cel dăunător fiind izotopul Xe-135. Acesta are o secțiune eficace de absorbție a neutronilor termici foarte mare ($3,5 \cdot 10^6$ barn). În consecință Xe-135 poate absorbi un număr foarte mare de neutroni, conducând chiar la oprirea reacției în lanț.

Xe-135 apare în reactor pe două căi:

- ca produs de fisiune – într-un procent de 5%;
- prin dezintegrarea unui alt produs de reacție, și anume a izotopului radioactiv I-135 – într-un procent de 95%.

Dispariția izotopului Xe-135 din reactor are loc astfel:

- prin absorbția unui neutron, devenind izotopul Xe-136 care este practic indiferent față de neutroni – 90%;
- prin dezintegrare radioactivă se transformă în izotopul Cs-135, de asemenea indiferent la neutroni – restul de 10%.

Aceste procese au constante de timp diferite, și anume 6,7 ore pentru formarea xenonului prin dezintegrarea iodului, respectiv de 9,2 ore pentru dispariția acestuia prin dezintegrarea în cesiu 135. Astfel, în cazul opririi reactorului, fluxul de neutroni devine zero iar concentrația de xenon continuă să crească pe seama formării mai rapide a acestuia decât a dispariției sale. După aproximativ 10 ore concentrația de Xe atinge valoarea maximă, ulterior începând să se reducă prin dezintegrare în aproximativ 40 ÷ 50 ore. Orice încercare de repornire a reactorului în acest interval va fi sortită eșecului.

8. Arderea combustibilului nuclear

După pornirea reactorului densitatea nucleelor fisionabile din zona activă scade treptat. Dacă se admite că fluxul de neutroni este constant, iar în reactor nu apar nuclee fisionabile artificiale, atunci scăderea materialului fisionabil într-un interval de timp dt se poate calcula conform relației:

$$dN = -\sigma_a \Phi N dt \quad (5.14)$$

în care: σ_a este secțiunea eficace de absorbție a neutronilor, Φ este fluxul de neutroni, iar N este numărul de nuclee fisionabile din reactor.

Dacă la momentul $t = 0$, numărul (densitatea) de nuclee fisionabile era N_0 , prin integrarea ecuației (5.14) se poate determina evoluția în timp a cantității de nuclee fisionabile, cu ajutorul relației :

$$N = N_0 e^{-\sigma_a \Phi t} \quad (5.15)$$

În realitate, în combustibilul nuclear se produc și nuclee fisionabile artificiale de plutoniu în urma capturării unor neutroni de către U-238. Astfel, variația în timp a cantității de nuclee fisionabile este rezultatul următoarelor procese:

- consumarea nucleelor de U-235 prin fisiune cu neutroni termici;
- consumarea nucleelor de U-238 prin absorbție de neutroni rapizi;
- formarea de nuclee fisionabile de plutoniu din U-238;
- consumarea nucleelor de plutoniu prin fisiune cu neutroni termici.

Ritmul de producere a nucleelor fisionabile de plutoniu este inferior celui de consum al nucleelor de U-235, în timp semnalandu-se scăderea densității de nuclee fisionabile. Acest fapt atrage după sine și scăderea puterii degajate de către reactor. Un asemenea comportament nu este de dorit pentru reactoarele energetice, motiv pentru care acestea sunt prevăzute o serie de sisteme de control a puterii debitate.

Combustibilul nuclear proaspăt are o densitate de nuclee fisionabile mai mare decât necesarul pentru întreținerea reacției în lanț la puterea nominală a reactorului (exces de reactivitate). Acest exces este controlat prin introducerea printre barele de combustibil a unor bare din materiale absorbante de neutroni, într-o proporție ce asigură funcționarea reactorului la putere nominală.

Pe durata funcționării reactorului aceste bare absorbante sunt extrase treptat din reactor, asigurând în acest fel un nivel constant al reacției în lanț. Când aceste bare ajung să fie complet extrase, posibilitatea de reglare este epuizată, iar perioada de utilizare a combustibilului s-a încheiat.

Cantitatea de energie degajată de combustibilul nuclear pe durata menținerii în reactor se exprimă prin noțiunea de grad de ardere. Valoarea acestuia se determină cu relația:

$$B = \frac{P_n T_a}{G} \text{ (MWz/tonă uraniu)} \quad (5.15)$$

în care: P_n puterea nominală a reactorului, T_a este timpul de ardere, iar G cantitatea inițială de combustibil din reactor.

Valoarea acestui parametru depinde de tipul combustibilului utilizat (uraniu natural, sau îmbogățit), de construcția reactorului și natura moderatorului. Pentru actuala generație de reactoare energetice gradul de ardere al combustibilului este cuprins între 4000 și 55000 MWz/tU.

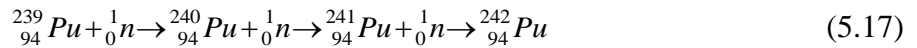
9. Producerea combustibilului artificial în reactoarele nucleare

Deși izotopul U-238 nu participă la reacția de fisiune, acesta are o secțiune eficace de captură importantă ce îi permite absorbția neutronilor liberi. Ulterior, prin alte transformări, în reactor apare un nou element fisionabil (fisil) și anume plutoniul, care nu se mai regăsește în natură, fiind epuizat prin dezintegrare radioactivă.

Reacția de transformare a izotopului U-238 este următoarea:



Plutoniu 239 este un izotop fisionabil, intrând în reacție cu neutronii termici și participând astfel la întreținerea reacției în lanț. Totodată, Pu-239 poate evolua în continuare prin absorbție de neutroni, conform secvenței următoare:



Caracterul izotopilor de plutoniu și procentele în care apar în reactor sunt redate mai jos:

- Pu-239 – izotop fisionabil (65 ÷ 70 %);
- Pu-240 – izotop fertil (20 ÷ 35 %);
- Pu-241 – izotop fisionabil (5 ÷ 10 %);
- Pu-242 – izotop stabil (0 ÷ 5 %);

Un alt material fertil este izotopul natural Th-232 care, supus fluxului de neutroni realizează reacții de captură rezultând, după 2 dezintegrări, izotopul fisionabil artificial U-233, conform reacției:



Procesul de producere a combustibilului artificial în reactoarele nucleare se caracterizează cantitativ prin coeficientul de conversie. Acesta se exprimă prin raportul:

$$c = \frac{\text{numar de nuclee fisionabil e produse}}{\text{numar de nuclee fisionabil e consumate}}$$

În funcție de valoarea acestui coeficient, reactoarele nucleare se împart în:

- *reactoare convertoare* ($c < 1$), din această categorie făcând parte toate reactoarele energetice;
- *reactoare reproducătoare* ($c > 1$), acestea funcționează cu neutroni rapizi (motiv pentru care se mai numesc și reactoare rapide).

Reactoarele reproducătoare vor furniza un număr mai mare de nuclee fisionabile, decât numărul nucleelor consumate, fiind astfel utilizate pentru obținerea de combustibil nuclear necesar reactoarelor convertoare. În prezent doar patru astfel de reactoare sunt operaționale, utilizarea lor comercială nefiind eficientă din punct de vedere economic.

10. Ciclul combustibilului nuclear

Denumirea generică de combustibil nuclear se referă la unii izotopi naturali și artificiali, care participă la producerea energiei în reactoarele nucleare. În funcție de modul de participare aceștia se clasifică după cum urmează:

- *izotopi fisili (fisionabili)*: participă direct la reacția în lanț (naturali: U-235, artificiali: U-233, Pu-239, Pu-241);
- *izotopi fertili*: nu participă direct la reacția în lanț, dar care se pot transforma în elemente fisionabile (naturali: U-238, Th-232, artificial: Pu-240).

Uraniul nu este un element foarte rar în natură, cantitatea totală existentă fiind mai mare decât cea a unor elemente frecvent utilizate (Cd, Ag, Hg, Au, etc.). În stare naturală uraniul este un amestec de trei izotopi, în următoarele concentrații: U-234, în proporție de 0,06 %, U-235, în proporție de 0,71% și U-238, în proporție de 99,23 %.

Minereul de uraniu intră în categoria resurselor epuizabile, rezervele sigure fiind evaluate în anul 2015 la circa $8,28 \cdot 10^6$ tone, din care $6,46 \cdot 10^5$ tone sunt exploatabile la un preț de 40 \$/kg, în timp ce $7,64 \cdot 10^6$ tone sunt exploatabile la prețul de 260 \$/kg. În prezent consumul de uraniu la nivel mondial este de $63 \cdot 10^3$ tone pe an, pentru o astfel de valoare rezervele de uraniu fiind suficiente pentru următorii 130 de ani.

De la starea în care se găsește în natură și până la arderea în reactor, uraniul suferă o serie de transformări care în ansamblu sunt cunoscute sub numele de ciclul combustibilului nuclear. O diagrama reprezentativă în acest sens este prezentată în figura următoare:

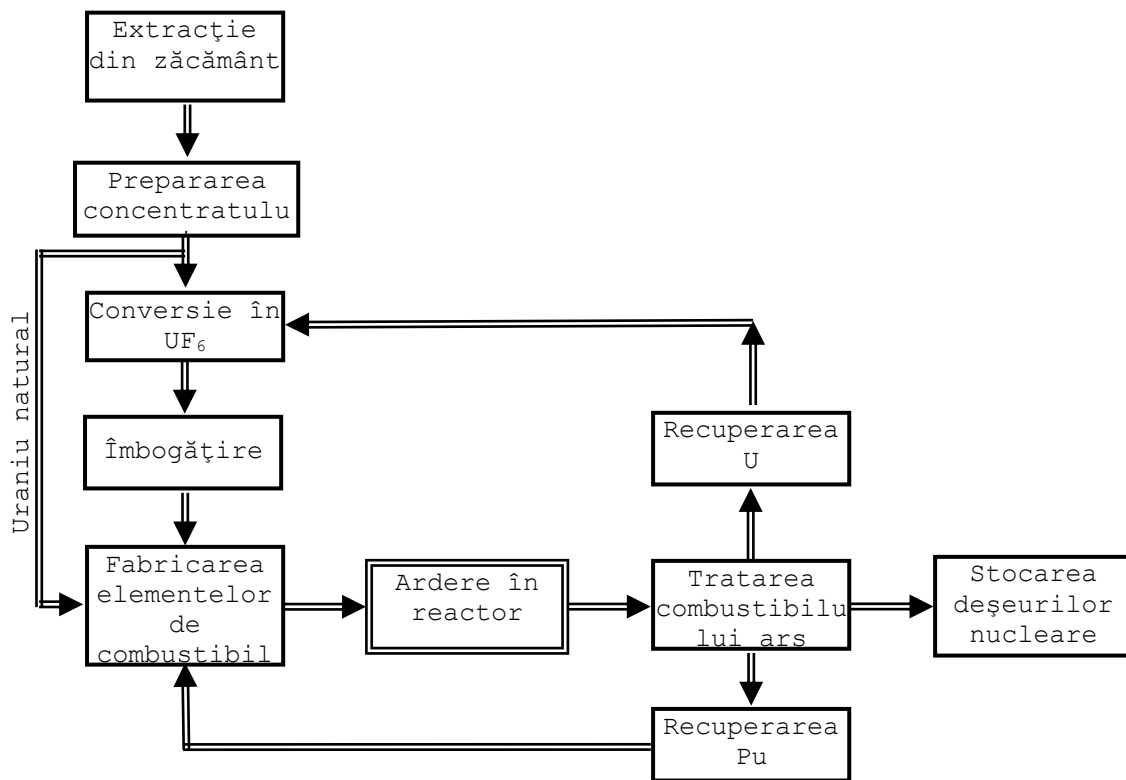


Fig.5.2. Ciclul combustibilului nuclear

Fiecare dintre aceste faze durează destul de mult (de la câteva săptămâni, la peste 1 an), iar costurile implicate sunt de asemenea foarte mari. Din acest motiv numai marile puteri economice pot realiza întreaga schemă.

a. Prepararea concentratului de uraniu

În această etapă se are în vedere eliminarea sterilului din minereul de uraniu și pregătirea acestuia pentru etapele următoare. Prepararea concentratului se execută cât mai aproape de mină, pentru a reduce distanța de transport a cantităților mari de steril.

Procedeele folosite sunt atât fizice (sortare, flotație, măcinare, concasare, etc.), dar mai ales chimice. Prelucrarea chimică presupune separarea compușilor de uraniu cu ajutorul unor solvenți, rezultând un produs este cunoscut sub denumirea comercială de *yellowcake*. Acesta este supus unor procedee de rafinare pentru creșterea purității. În urma acestor procese rezultă un amestec de oxizi care reprezintă concentratul de uraniu, care ulterior este prelucrat diferit, în funcție de modul de utilizare în reactor.

b. Conversia în hexafluorură de uraniu

Aceasta este o etapă intermediară, necesară numai dacă se urmărește îmbogățirea uraniului. Toate procedeele de îmbogățire a uraniului folosesc substanța prelucrată în stare gazoasă, iar UF₆ este singurul compus al uraniului care se poate aduce în stare gazoasă la temperaturi nu foarte ridicate (UF₆ sublimază la 56,5°C).

Sursa de fluor utilizată este acidul fluorhidric (HF), dar transformările au loc în condiții foarte grele datorită temperaturilor înalte necesare și a acțiunii puternic corozive a substanțelor folosite.

c. Îmbogățirea uraniului

Uraniul natural are un conținut foarte scăzut al izotopul fisionabil (U-235 – 0.71%), fapt care nu permite obținerea unor valori ridicate ale gradului de ardere a combustibilului nuclear. Procesul de creștere a ponderii izotopului U-235 în combustibilul nuclear poartă denumirea îmbogățire a uraniului.

Gradul de îmbogățire necesar poate fi de până la 5%, în cazul combustibilului nuclear pentru reactoarele comerciale, în timp ce pentru combustibilul folosit la propulsia navelor militare sunt necesare valori mult mai ridicate, de până la 90%.

Îmbogățirea uraniului este un proces de separare a izotopilor, ce poate fi realizat numai prin procedee fizice, întrucât izotopii oricărui element au aceleași proprietăți chimice. Separarea izotopilor este posibilă datorită comportării diferite a acestora la aplicarea unor solicitări. O astfel de comportare este datorată masei atomice diferite a izotopilor.

Principalele procedee dezvoltate sunt: difuzia prin membrane, centrifugarea, procedeul aerodinamic, separarea electromagnetică. Separarea cu laser este un procedeu mai nou, ce folosește o alta proprietate fizică a materiei și anume absorbția selectivă a energiei radiante. La momentul actual cel mai utilizat procedeu este centrifugarea. Schema de principiu a procesului de separare este redată în figura 5.3.

Eficiența unei trepte de separare este definită prin factorul de separare, α , conform relației:

$$\alpha = \frac{R'}{R} \quad (5.19)$$

în care R și R' reprezintă abundența izotopului considerat înainte și după separare.

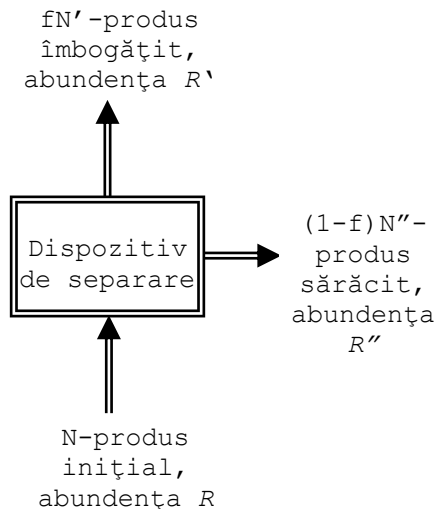


Fig.5.3. Treaptă de separare

Întrucât factorul de separare este cu puțin mai mare decât 1, pentru obținerea gradului de îmbogățire necesar, operația trebuie repetată într-o instalație conținând mai multe asemenea trepte înseriate (cascadă). Într-o cascadă de îmbogățire produsul îmbogățit este circulat în sens direct, iar produsul sărăcit se recirculă în sens invers, pentru a se recupera astfel un procent cât mai mare din izotopul util.

Schema bloc a instalației de îmbogățire este prezentată în figura următoare:

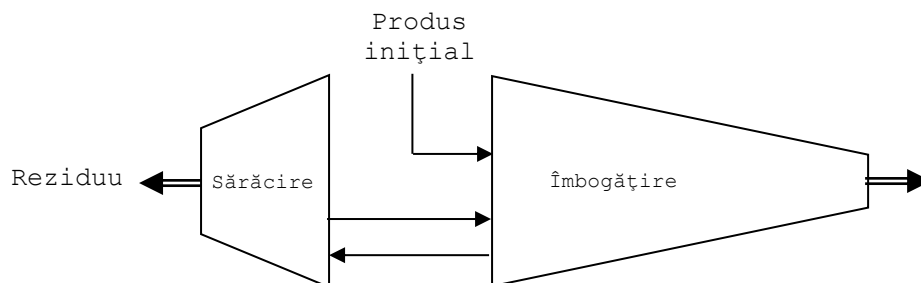


Fig.5.4. Schema bloc a instalației de îmbogățire

d. Fabricarea elementelor de combustibil

Pregătirea combustibilului nuclear în vederea utilizării în reactor presupune realizarea unor prelucrări ce vizează compoziția chimică, forma fizică (geometrică), respectiv protecția mecanică a acestuia.

În ceea ce privește compoziția chimică, la reactoarele termice varianta cea mai utilizată este sub forma dioxidului de uraniu (UO_2), acesta având un punct de topire de peste 2800°C . Sub această formă este posibilă și prelucrarea într-o structură poroasă, care asigură reținerea fragmentelor de fisiune gazoase. Acest aspect este esențial pentru evitarea deformării elementelor de combustibil.

Alte forme utilizate sunt carbura de uraniu (la reactoarele rapide), respectiv uraniul metalic. Acesta din urmă a fost însă abandonat datorită comportamentului său nefavorabil, atât în faza de prelucrare, dar mai ales pe durata menținerii sale în reactor.

Din punct de vedere fizic, combustibilul nuclear trebuie prelucrat în sensul realizării unor corpuri cilindrice de mici dimensiuni (pastile de uraniu), având diametrul și înălțimea de ordinul 1-2 cm. Sub această formă este asigurat transferul cât mai rapid a căldurii degajate prin reacția de fisiune către agentul de răcire.

Protecția mecanică a combustibilului nuclear vizează asigurarea integrității acestuia pe durata menținerii în reactor prin evitarea contactului direct cu agentul de răcire. Materialul de construcție pentru învelișul combustibilului trebuie să îndeplinească următoarele condiții:

- inerție chimică în raport cu combustibilul nuclear, cu produsele de fisiune și cu agentul de răcire;
- rezistență mecanică în condiții de iradiere și temperatură mare, ca și posibilitatea de prelucrare prin deformare plastică și prin sudare;
- transparență cât mai mare pentru neutroni, pentru a nu influența în mod negativ fluxul de neutroni.

Soluția optimă actuală constă în folosirea zirconului sub formă de aliaje, cel mai utilizat fiind cunoscut sub denumirea de *zircaloy*. Acesta este obținut în combinație cu elemente precum Sn, Fe, Cr, sau într-o variantă mai nouă, cu Ni și Te.

e. Tratarea combustibilului ars

Arderea în reactor implică modificarea compoziției combustibilului nuclear, însă nucleele fisionabile nu au fost consumate în totalitate. Fragmentele de fisiune rezultate, precum și materialul de protecție al combustibilului sunt puternic radioactive și nu mai au o altă utilizare.

Tratarea combustibilului ars înseamnă separarea elementelor reutilizabile (izotopii de uraniu și plutoniu) de fragmentele de fisiune și materialul de structură, care vor fi depozitate ca deșeurii. Datorită nivelului ridicat al radioactivității este necesară stocarea acestora pe termen lung, în zone cât mai izolate.

Principalele etape ale procesului de tratare a combustibilului ars sunt:

- ***răcirea (calmarea)***, care constă în păstrarea elementelor combustibile, așa cum au fost extrase din reactor, într-un bazin, aflat în interiorul clădirii reactorului, scufundate în apă pentru a pierde căldura datorată radiațiilor emise de fragmentele de fisiune, mai ales a acelor cu timp mic de înjumătățire. În acest interval (6-12 luni) radioactivitatea combustibilului scade exponențial până la un nivel acceptabil pentru a permite transportul la uzina de tratare;
- ***prelucrarea mecanică și chimică***, etapă care se realizează în uzine de retratare, pentru separarea părții recuperabile de deșeurile radioactive. În prezent sunt disponibile mai multe tehnologii pentru realizarea acestei etape.

Cantitatea de uraniu fisionabil recuperată va fi supusă unei noi proceduri de îmbogățire, pentru a atinge astfel concentrația necesară. Plutoniul fisionabil recuperat va reentra în circuit direct la etapa de fabricare a elementelor combustibile.