

Janusz Adamski
Instytut Techniki Ciepłej

EFEKTYWNOŚĆ PRODUKCJI PLUTONU W REAKTORZE JĄDROWYM Z PALIWEM URANOWYM

W pracy zamieszczono wyniki badań wpływu rezonansów w izotopach uranu i plutonu na wielkość produkcji transuranowców oraz wyniki badań przyrostu koncentracji plutonu w zależności od wielkości strumienia neutronów i wzbogacenia paliwa uranowego. Badano jednorodny reaktor kulisty z paliwem uranowym. Założono skład izotopowy rdzenia i wyznaczono promień krytyczny. Stosowano wielogrupowe przybliżenie dyfuzyjne.

WYKAZ OZNACZEŃ

- A - liczba masowa
- f - współczynnik normalizacji
- g - oznaczenie grupy energii
- i - oznaczenie strefy podziału rdzenia, i-ty izotop ciężki
- j - j-ty izotop zawarty w materiale rdzenia
- k_{ef} - efektywny współczynnik mnożenia
- L - liczba izotopów ciężkich uwzględnionych w analizie schematu przemian i reakcji jądrowych w paliwie uranowym
- l - liczba izotopów nierozszczepialnych w rdzeniu dla czasu $t = 0$
- M - liczba izotopów zawartych w materiale rdzenia
- N - liczba jąder atomowych w 1 cm^3
- P - moc cieplna $[MW_{(c)}]$, moc elektryczna $[MW_{(e)}]$

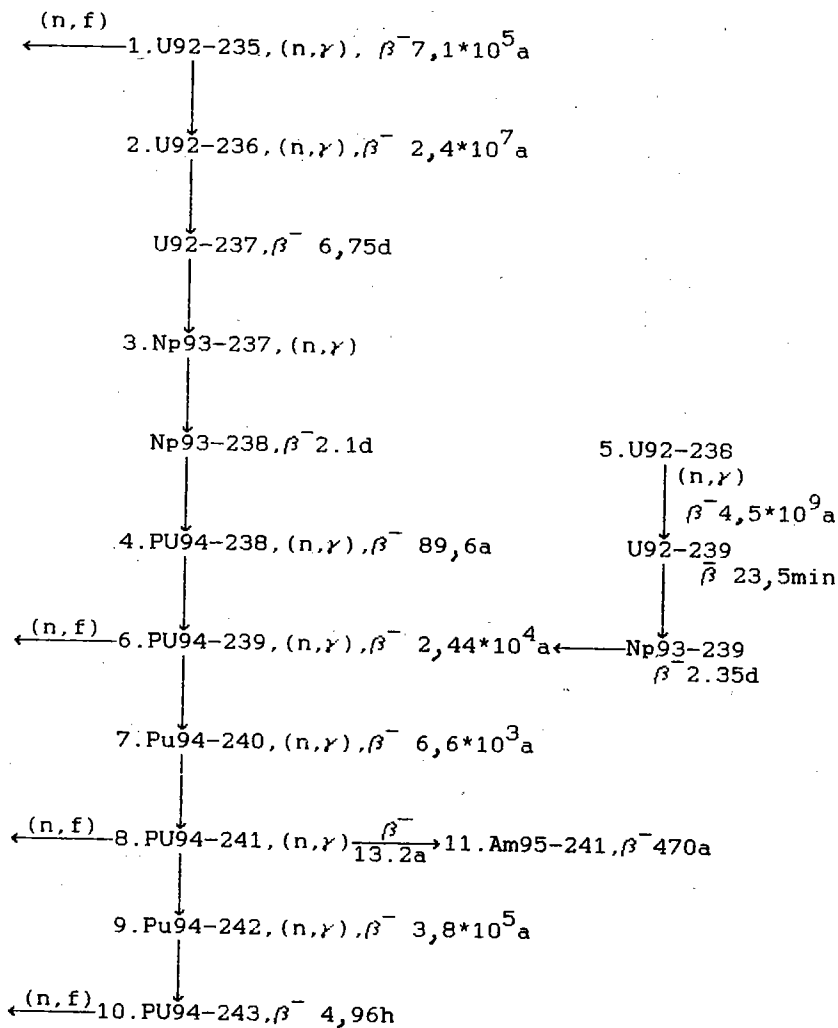
- \underline{r} - współrzędne punktu
 R_{kr} - promień krytyczny reaktora
 S_1 - koncentracja w rdzeniu i-tego izotopu ciężkiego [cm^{-3}]
 $T_{\frac{1}{2}}$ - okres półrozpadu [s]
 V - objętość
 W - wzbogacenie paliwa [%]
 WP - wypalenie paliwa [cm^{-3}]
 Z - liczba atomowa
 β^- - przemiana jądrowa z emisją elektronu
 $\bar{\epsilon}$ - średnia energia wyzwolona na jedno rozszczepienie
 ∇ - operator nabla
 η - średnia liczba neutronów emitowanych na jeden neutron pochłonięty w jądrze izotopu rozszczepialnego
 ν - średnia liczba neutronów emitowanych na jedno rozszczepienie
 κ - widmo neutronów rozszczepieniowych
 Σ - całkowity makroskopowy przekrój czynny [cm^{-1}]
 Σ_j - makroskopowy przekrój czynny na reakcję "i"
 $\sigma_j^{m,p}$ - makroskopowy przekrój czynny dla j-tego izotopu w rdzeniu dla $t = 0$, na p-tą reakcję jądrową [cm^{-1}],
 σ - całkowity mikroskopowy przekrój czynny
 σ_i^p - mikroskopowy przekrój czynny dla i-tego izotopu ciężkiego na p-tą reakcję jądrową
 σ_i - mikroskopowy przekrój czynny na reakcję "i", gdzie "i":
 a - absorpcja
 f - rozszczepienie
 γ - wychwyt radiacyjny
 n,n - rozpraszanie sprężyste
 n,n' - rozpraszanie niesprężyste
 n, α - wychwyt neutronu i emisja cząstki α
 ϕ - strumień neutronów
 $\underline{\Omega}$ - jednostkowy wektor kierunkowy
 λ - stała rozpadu [s^{-1}]

1. WSTĘP

Prawie wszystkie eksploatowane w świecie elektrownie jądrowe pracują w cyklu uranowo-plutonowym z reaktorami termicznymi i paliwem uranowym o wzbogaceniu paru procent. O wielkości wzbogacenia paliwa decydują względy ekonomiczne. Uran naturalny stanowi mieszaninę izotopów i zawiera: 99,282% uranu o liczbie masowej 238, 0,712% uranu 235 i 0,006% uranu 234. W każdym reaktorze jądrowym w wyniku kolejnych reakcji (n, γ) i przemian β^- ma miejsce przetwarzanie izotopów uranu w szereg izotopów plutonu, neptunu i uranu (rys.1). W wyniku oddziaływania neutronu z jądrem paliwa może zajść jedna z wielu reakcji jądrowych. Która z reakcji zajdzie, zależy od wartości mikroskopowego przekroju czynnego na tę reakcję. Zatem w izotopach uranu może zajść reakcja (n, f) , (n, γ) , $(n, 2n)$, $(n, 3n)$, (n, α) , (n, n) , (n, n') w zależności od wartości mikroskopowego przekroju czynnego, który jest funkcją energii oddziałującego z jądrem neutronu.

Z powstających w rdzeniu reaktora jądrowego transuranowców jedne są izotopami rozszczepialnymi a inne rodnymi. W paliwie uranowym izotopem rozszczepialnym jest uran 235, a izotopem rodnym uran 238. Przetwarzanie w reaktorach jądrowych izotopów rodnym w izotopy rozszczepialne jest istotnym zagadnieniem, gdyż prowadzi to do obniżenia kosztów produkcji energii elektrycznej w elektrowni jądrowej i przyczynia się do złagodzenia deficytu paliw konwencjonalnych. Wykorzystanie całego paliwa uranowego jako źródła energii jest istotne, gdyż inne niekonwencjonalne źródła energii, jak energia słoneczna, energia przyływu i odpływu morza, wiatru, ciepła ziemi, biogazu i energia wodna stanowią niewielkie źródła energii lub są trudno dostępne. Nieograniczone źródło energii stanowi reakcja syntezy jąder wodoru i helu. Nie wiadomo jednak czy uda się opanować wykorzystanie tej reakcji dla celów pokojowych w sposób kontrolowany i opłacalny [6, 9].

Proces wytwarzania transuranowców w reaktorze jądrowym przebiega z różną intensywnością w zależności od typu reaktora jądrowego. Powielanie paliwa jądrowego w cyklu uranowo-plutonowym jest najbardziej wydajne w jądrowych reaktorach przed-



Rys.1. Łańcuch izotopów powstających w paliwie uranowym w wyniku pochłaniania neutronów przez jądra ${}_{92}U^{235}$ i ${}_{92}U^{238}$, gdzie:

1. $U_{92-235}, (n, \gamma), \beta^{-} 7,1 \cdot 10^5 a$

oznacza: 1. - numer badanego izotopu, 92 - liczba atomowa, 235 - liczba masowa, (n, γ) - w izotopie zachodzi reakcja (n, γ) , β^{-} - zachodzi przemiana β^{-} z okresem zaniku $7,1 \cdot 10^5$ lat

kich. Obecnie czynnych jest na świecie kilka reaktorów energetycznych prędkich mnożących. Wytwarzana jest w nich energia oraz prowadzi się proces powielania paliwa jądrowego. Budowa niezawodnej i bezpiecznej elektrowni jądrowej z reaktorami mnożącymi jest kosztowna i konieczne jest spełnienie szeregu trudnych wymogów technologicznych podyktowanych względami bezpieczeństwa. W gospodarstwach rozwiniętych krajach świata jest realizowany program budowy reaktorów prędkich mnożących. Uważa się, iż konieczne jest opanowanie na skalę przemysłową procesu powielania paliwa jądrowego. Preferowane są reaktory prędkie mnożące z chłodziwem metalicznym (LMFBR). W Związku Radzieckim od roku 1972 jest czynny reaktor prędkie mnożący BN-350, a od roku 1980 BN-600. Prowadzone są prace nad realizacją programu budowy dwóch dalszych jednostek BN-800 i BN-1600. W Stanach Zjednoczonych nie ma jasnego obrazu co do realizacji programu budowy reaktorów prędkich mnożących. Czynne są dwa doświadczalne reaktory prędkie EBR-II i (FFTF) o mocy 400 MW_(c), ten ostatni został zrealizowany przy współpracy z Japonią i Wielką Brytanią. We Francji jest czynny od roku 1973 reaktor typu LMFBR-PHENIX o mocy 605/270, a od roku 1985 reaktor SUPER-PHENIX o mocy 3000/1242. Realizowany jest program budowy reaktorów prędkich mnożących przy współpracy z Belgią, Republiką Federalną Niemiec, Włochami, Holandią i Wielką Brytanią. Wynikiem tej współpracy ma być uruchomienie reaktora typu LMFBR-SUPER-PHENIX-II o mocy 3600/1500. W Japonii od roku 1977 czynny jest reaktor prędkie JOYO o mocy 100 MW_(c). W budowie jest reaktor MONJU o mocy 714/280. Planuje się budowę reaktora prędkiego o mocy 2550/1000. W Republice Federalnej Niemiec jest czynny od roku 1974 doświadczalny reaktor prędkie KNK-II o mocy 58/21, a od roku 1986 reaktor SNR-300 o mocy 762/312. Przy współpracy z Belgią i Holandią planuje się budowę reaktora prędkiego SNR-2 o mocy 3420/1300. W Wielkiej Brytanii od roku 1974 czynny jest doświadczalny reaktor prędkie o mocy 670/250. W wyniku współpracy z Francją, RFN, Włochami, Belgią i Holandią ma powstać reaktor CDFR o mocy 3300/1250. We Włoszech w budowie znajduje się reaktor PEC o mocy 118 MW_(c). Włosi współpracują z Francją w ramach realizacji na skalę przemysłową reaktorów typu LMFBR. W Indiach uruchomiono

w 1985 roku doświadczalny reaktor FBTR o mocy 42/15. Prowadzone są prace nad realizacją cyklu torowo-uranowego. Planuje się budowę reaktora PFBR o mocy 1250/500. W Kanadzie rozwija się reaktory typu CANDU przygotowywane do pracy w cyklu uranowo-plutonowym i torowo-uranowym. W tablicy 1 zestawiono czynne, budowane i przewidziane do realizacji powielające reaktory prędkie [8].

Jak wspomniano na wstępie, proces produkcji izotopów rozszczepialnych ma miejsce w każdym reaktorze jądrowym. Zachodzi on z różną intensywnością w zależności od typu i parametrów reaktora. Prowadzone są prace badawcze nad lepszym wykorzystaniem reaktorów energetycznych lekkowodnych do produkcji izotopów plutonu oraz nad powielaniem paliwa jądrowego w cyklu torowo-uranowym. Atrakcyjnymi reaktorami są reaktory wysokotemperaturowe zwane reaktorami HTGR. Stanowią rozwinięcie reaktorów AGR. Reaktory tego typu są rozwijane głównie w USA, Wielkiej Brytanii i Republice Federalnej Niemiec. Przykładem reaktora HTGR może być reaktor Fort Saint Vrain w USA o mocy 842/330 uruchomiony w 1974 roku. Paliwem w reaktorach HTGR jest uran o wzbogaceniu sięgającym 93%, w postaci węgliku uranu UC_2 , który tworzy mieszaninę z węglikiem toru ThC_2 . $^{90}Th^{232}$ jest izotopem rodnym, gdyż w wyniku reakcji (n, γ) powstaje izotop rozszczepialny $^{92}U^{233}$. Powielanie paliwa w cyklu torowo-uranowym w reaktorach HTGR jest przedmiotem intensywnych badań w wymienionych powyżej krajach oraz we Francji, Japonii i Indiach. Proces powielania paliwa jądrowego zachodzi efektywnie, jeżeli reaktor jądrowy ma odpowiednie parametry.

a) Powielanie paliwa zachodzi w reaktorach wysokostrumieniowych dużej mocy. W reaktorach małej mocy powielanie jest niezauważalne. Pomiędzy mocą reaktora a strumieniem neutronów istnieje związek o postaci

$$P = \iint_V \gamma \sum_f(\underline{r}, E) \phi(\underline{r}, E) dV dE \quad (1)$$

gdzie γ oznacza średnią energię wyzwoloną w reaktorze jądrowym na jeden akt rozszczepienia. Strumień neutronów w reaktorze jądrowym spełnia bilansowe równanie transportu neutronów

T a b l i c a 1

 Czynne, w budowie i przewidziane do realizacji
 powielające reaktory prędkie [9]

| Kraj | Nazwa reaktora | Moc [MW _(c) /MW _(e)] | Data uruchomienia |
|------------------|--------------------|--|-------------------|
| Czynne | | | |
| USA | EBR-II | 62,5/20,0 | 1963 |
| ZSRR | BOR-60 | 60/12 | 1969 |
| | BR-10 ^b | 10/0 | 1973 |
| | BN-350 | 1000/150 ^a | 1972 |
| | BN-600 | 1470/600 | 1980 |
| Francja | PHENIX | 605/270 ^c | 1973 |
| | SUPER-PHENIX | 3000/1242 | 1985 |
| Anglia | PFR | 670/250 | 1974 |
| RFN | KNK-II | 58/21 | 1977 |
| | SNR-300 | 762/312 | 1986 |
| Japonia | JOYO | 100/0 | 1977 |
| Indie | FBTR | 42/15 | 1985 |
| W budowie | | | |
| Włochy | PEC | 118/0 | 1989 |
| Japonia | MONJU | 714/280 | 1991 |
| Planowane | | | |
| ZSRR | BN-800 | 2100/800 | |
| | BN-1600 | 4200/1600 | |
| Francja | SUPER-PHENIX-II | 3600/1500 | |
| RFN | SNR-2 | 3420/1300 | |
| Anglia | CDFR | 3300/1250 | |
| Indie | PFBR | 1250/500 | |
| Japonia | DFBR | 2550/1000 | |

^a 150 MW_(e) + 120 000 m³/d odsolonej wody morskiej.

^b Początkowo BR-5 (5,0 MW_(c)) uruchomiony w 1958 roku.

^c Projektowana moc wynosiła 568/250.

dla stanu ustalonego. Jest funkcją źródła neutronów, makroskopowych przekrojów czynnych $\Sigma(r, E)$, widma rozszczepieniowego $\kappa(E)$, średniej liczby neutronów emitowanych na jeden akt rozszczepienia $\nu(E)$, kształtu i wielkości reaktora oraz jego mocy. Konstruktor reaktora ma wpływ na niektóre z tych parametrów stąd strumień neutronów można formować.

b) $\eta(E)$ oznacza średnią liczbę emitowanych neutronów na skutek wychwytu neutronu przez jądro rozszczepialnego izotopu. Wartość $\eta(E)$ zależy od energii kinetycznej neutronu wywołującego rozszczepienie i od rodzaju izotopu paliwa. Proces powielania paliwa jest bardziej efektywny dla dużych wartości $\eta(E)$. Stąd w cyklu uranowo-plutonowym preferuje się reaktory prędkie, a w cyklu torowo-uranowym reaktory termiczne.

c) W paliwie uranowym powstają izotopy plutonu, neptunu i uranu w wyniku reakcji (n, γ) w uranie 235 i w uranie 238 (rys.1). Liczba reakcji jądrowych:

$$R_1 = \iiint_V \sum_1^{\infty} \Sigma_1(\underline{r}, E) \phi(\underline{r}, E) dV dE \quad (2)$$

zależy od iloczynu makroskopowego przekroju czynnego i strumienia neutronów wycałkowanego po energii i objętości reaktora jądrowego. Ponieważ $\sum_1(n, \gamma) = N \sigma_1(n, \gamma)$, to liczba reakcji jądrowych R_1 będzie duża, jeżeli rezonanse w izotopach uranu, plutonu i neptunu pokryją się z maksimum rozkładu energetycznego strumienia neutronów w reaktorze jądrowym.

d) Efektywność procesu powielania paliwa zależy od czasu napromieniowania paliwa w reaktorze. Największy przyrost koncentracji transuranowców w paliwie jądrowym ma miejsce w pierwszych dniach po rozruchu reaktora ze świeżym paliwem. Po pewnym czasie pracy reaktora koncentracja transuranowców się zmniejsza [2].

e) Wydajność procesu powielania zależy od rozkładu energetycznego strumienia neutronów. Rozkład ten zależy od składu izotopowego i budowy rdzenia [2].

f) Wpływ na proces powielania ma wzbogacenie paliwa.

g) Powielanie paliwa zależy od sposobu rozmieszczenia izotopów rodnych w reaktorze. Izotopy te są zawarte w pastylkach paliwowych i zazwyczaj w płaszczu otaczającym rdzeń reaktora.

Jak widać, efektywność procesu powielania paliwa w reaktorze jądrowym zależy od wielu parametrów wzajemnie od siebie zależnych.

Materiały rozszczepialne otrzymuje się również przy pomocy innych metod. Pod koniec lat czterdziestych otrzymywano uran 235 w akceleratorze do badań materiałowych. Koszt jednego kilograma czystego uranu 235 otrzymywanego tą metodą wynosił 400 000 zł [8].

W przedstawionej pracy podano wyniki badań wpływu rezonansów w izotopach uranu i plutonu na wielkość produkcji transuranowców oraz przyrost koncentracji plutonu w zależności od wielkości strumienia neutronów i wzbogacenia paliwa uranowego.

2. PROCEDURA BADAŃ

Badano, jak wpływa na produkcję transuranowców skład izotopowy rdzenia reaktora [2]. Zbadano wpływ rezonansów w izotopach uranu i plutonu. Wpływ wielkości strumienia neutronów i wzbogacenia paliwa na przyrost koncentracji izotopów plutonu w paliwie uranowym. Badania prowadzono zgodnie z podaną poniżej procedurą:

a) Określenie modelu badanego reaktora jądrowego, geometrii rdzenia, rodzaju paliwa jądrowego i składu materiałowego rdzenia

b) Analiza schematu przemian i reakcji jądrowych w paliwie uranowym. Podanie równań bilansowych koncentracji transuranowców i ich rozwiązanie dla zerowych warunków początkowych z dwoma izotopami źródłowymi

c) Wyznaczanie grupowego strumienia neutronów w badanym reaktorze z równań bilansowych transportu neutronów dla stanu krytycznego reaktora

d) Opracowanie kodu obliczeniowego do wyznaczania koncentracji transuranowców w przybliżeniu wielogrupowym

e) Wyznaczanie koncentracji transuranowców w zależności od zmiennego składu materiałowego rdzenia. Określenie składu materiałowego rdzenia, któremu odpowiada największa koncentracja transuranowców w paliwie uranowym

f) Badanie wpływu rezonansów w izotopach uranu i plutonu na wielkość koncentracji transuranowców dla określonego uprzednio najlepszego składu materiałowego rdzenia reaktora, poprzez zmianę wartości wielogrupowych przekrojów czynnych w wybranych przedziałach energii kinetycznej neutronów w rdzeniu

g) Zbadanie przyrostu koncentracji izotopów plutonu w zależności od wielkości strumienia neutronów w reaktorze Dla określonego uprzednio reaktora o znanym składzie izotopowym rdzenia, znanym wzbogaceniu paliwa uranowego i znanym promieniu krytycznym wyznacza się grupowy strumień neutronów i koncentrację izotopów plutonu dla różnych czasów napromienowania paliwa. Następnie zmienia się wartości strumienia neutronów proporcjonalnego do mocy reaktora w granicach od 10^{13} do 10^{16} $\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ i bada się, jak wpływa wielkość strumienia neutronów na zawartość izotopów plutonu w rdzeniu dla różnych czasów napromienowania paliwa

h) Produkcja izotopów plutonu w zależności od wzbogacenia paliwa uranowego

W badanym reaktorze zmienia się stosunek koncentracji początkowej uranu 235 do koncentracji początkowej uranu 238 i wyznacza grupowy strumień neutronów. Następnie wyznacza się koncentrację i masę wytworzonych izotopów plutonu dla różnych czasów napromienowania paliwa w reaktorze.

3. WPŁYW REZONANSÓW W IZOTOPACH URANU I PLUTONU NA WIELKOŚĆ PRODUKCJI TRANSURANOWCÓW

Zgodnie z podaną w rozdz. 2 procedurą analizowano schemat przemian i reakcji jądrowych pokazany na rys.1. Założono:

- pomija się izotopy z $T_{1/2} < 10d$,
- ubytek koncentracji izotopów jest wynikiem pochłaniania neutronów,
- pomija się przemianę β^- z wyjątkiem przemiany β^- w ${}_{94}\text{Pu}^{241}$.

Układ równań koncentracji transuranowców ma postać [2]:

$$\begin{aligned} \dot{N}_1 &= -N_1 \sum_{g=1}^6 \sigma_{a,g}^1 \phi_g \\ \dot{N}_2 &= N_1 \sum_{g=1}^6 \sigma_{c,g}^1 \phi_g - N_2 \sum_{g=1}^6 \sigma_{a,g}^2 \phi_g \\ \dot{N}_3 &= N_2 \sum_{g=1}^6 \sigma_{c,g}^2 \phi_g - N_3 \sum_{g=1}^6 \sigma_{a,g}^3 \phi_g \\ \dot{N}_4 &= N_3 \sum_{g=1}^6 \sigma_{c,g}^3 \phi_g - N_4 \sum_{g=1}^6 \sigma_{a,g}^4 \phi_g \\ \dot{N}_5 &= -N_5 \sum_{g=1}^6 \sigma_{a,g}^5 \phi_g \\ \dot{N}_6 &= N_4 \sum_{g=1}^6 \sigma_{c,g}^4 \phi_g - N_6 \sum_{g=1}^6 \sigma_{a,g}^6 \phi_g + N_5 \sum_{g=1}^6 \sigma_{c,g}^5 \phi_g \\ \dot{N}_7 &= N_6 \sum_{g=1}^6 \sigma_{c,g}^6 \phi_g - N_7 \sum_{g=1}^6 \sigma_{a,g}^7 \phi_g \\ \dot{N}_8 &= N_7 \sum_{g=1}^6 \sigma_{c,g}^7 \phi_g - N_8 \sum_{g=1}^6 \sigma_{a,g}^8 \phi_g - \lambda_8 N_8 \\ \dot{N}_9 &= N_8 \sum_{g=1}^6 \sigma_{c,g}^8 \phi_g - N_9 \sum_{g=1}^6 \sigma_{a,g}^9 \phi_g \\ \dot{N}_{10} &= N_9 \sum_{g=1}^6 \sigma_{c,g}^9 \phi_g - N_{10} \sum_{g=1}^6 \sigma_{a,g}^{10} \phi_g \\ \dot{N}_{11} &= \lambda_8 N_8 - N_{11} \sum_{g=1}^6 \sigma_{a,g}^{11} \phi_g \end{aligned} \quad (3)$$

Oznaczenia:

1 - uran 235, 2 - uran 236, 3 - neptun 237,

4 - pluton 238, 5 - uran 238, 6 - pluton 239,

7 - pluton 240, 8 - pluton 241, 9 - pluton 242,

10 - pluton 243, 11 - ameryk 241

 $\sigma_{a,g}^i, \sigma_{c,g}^i$ - grupowe mikroskopowe przekroje czynne

i = 1, 2, ..., 11 - numery izotopów

g = 1, 2, ..., G - grupa energii

a - absorpcja, c - reakcja (n, γ)

Warunki początkowe:

$$N_1(0) = N_1^0, \quad N_5(0) = N_5^0$$

$$\begin{aligned} N_2(0) = N_3(0) = N_4(0) = N_6(0) = N_7(0) = N_8(0) = N_9(0) = \\ = N_{10}(0) = N_{11}(0) = 0 \end{aligned}$$

gdzie N_1^0 i N_5^0 oznaczają koncentracje początkowe ${}_{92}\text{U}^{235}$ i ${}_{92}\text{U}^{238}$.

Rozwiązanie układu równań (3) ma postać:

$$\begin{aligned} N_1(t) &= N_1^0 \exp\left(-\sum_{g=1}^G \sigma_{a,g}^1 \phi_g t\right) \\ N_2(t) &= N_1^0 \frac{\sum_{g=1}^G \sigma_{c,g}^1 \phi_g}{\sum_{g=1}^G \sigma_{a,g}^2 \phi_g - \sum_{g=1}^G \sigma_{a,g}^1 \phi_g} \left(\exp\left(-\sum_{g=1}^G \sigma_{a,g}^1 \phi_g t\right) - \right. \\ &\quad \left. + \exp\left(-\sum_{g=1}^G \sigma_{a,g}^2 \phi_g t\right) \right) \end{aligned} \quad (4)$$

Koncentracje $N_3(t), \dots, N_{11}(t)$ w układzie równań (4) są dane wyrażeniami o podobnej postaci. Zatem rozwiązanie układu równań (3) można napisać w skróconej postaci:

$$N_n(t) = \sum_{i=1}^k A_i \exp \left(- \left(\sum_{g=1}^G \beta_g \phi_g + \lambda_j \right) t \right) \quad (5)$$

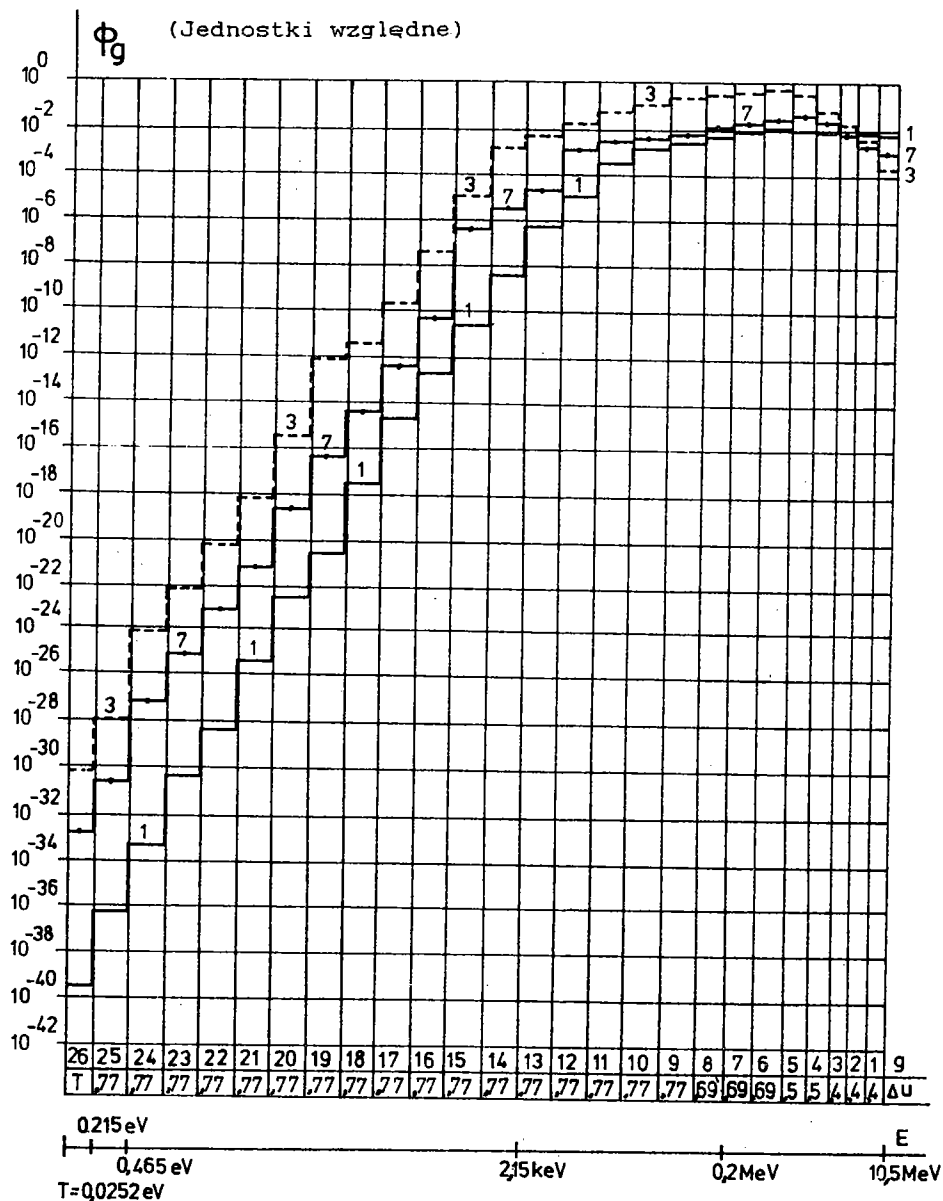
gdzie: $n = 1, 2, 3, \dots, 11$, $k = 1, 2, 3, \dots, 11$, $j = 8$ - pluton 241.

W równaniach (3) występuje grupowy strumień neutronów. Założono skład izotopowy rdzenia reaktora jednorodnego z paliwem uranowym [2]: 50% ${}_{92}\text{U}^{235}$, 30% ${}_{92}\text{U}^{238}$, 10% ${}_{11}\text{Na}^{23}$, 5% ${}_{26}\text{Fe}^{56}$, 3% ${}_{42}\text{Mo}^{92}$ i 2% ${}_{28}\text{Ni}^{60}$. W przybliżeniu 26-grupowym wyznaczono strumień neutronów (rys.2). Korzystano z kodu ANISN-W [4], [7]. Strumień grupowy mnożono przez $10^{15} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$. Jest to wartość strumienia spotykana w reaktorach prędkich [6]. Koncentrację transuranowców wyznaczono za pomocą kodu CON1 (rys.3) [2]. Dla tak określonego jednorodnego kulistego reaktora o promieniu krytycznym 8,7438 cm, wzbogaceniu paliwa uranowego 63% i podanym wyżej składzie izotopowym rdzenia zbadano wpływ rezonansów na produkcję ${}_{94}\text{Pu}^{239}$. W tym celu zmieniano wartości 26-grupowych przekrojów czynnych β_g^a i β_g^c w bloku danych wejściowych kodu CON1 [1, 10] i wyznaczano koncentrację plutonu dla czasu napromieniowania paliwa w reaktorze $t_x = 30$ dni. Stwierdzono, iż koncentracja plutonu 239 zmienia się o kilkanaście procent w zależności od badanego przedziału energii neutronów, co pokazano w tabl. 2.

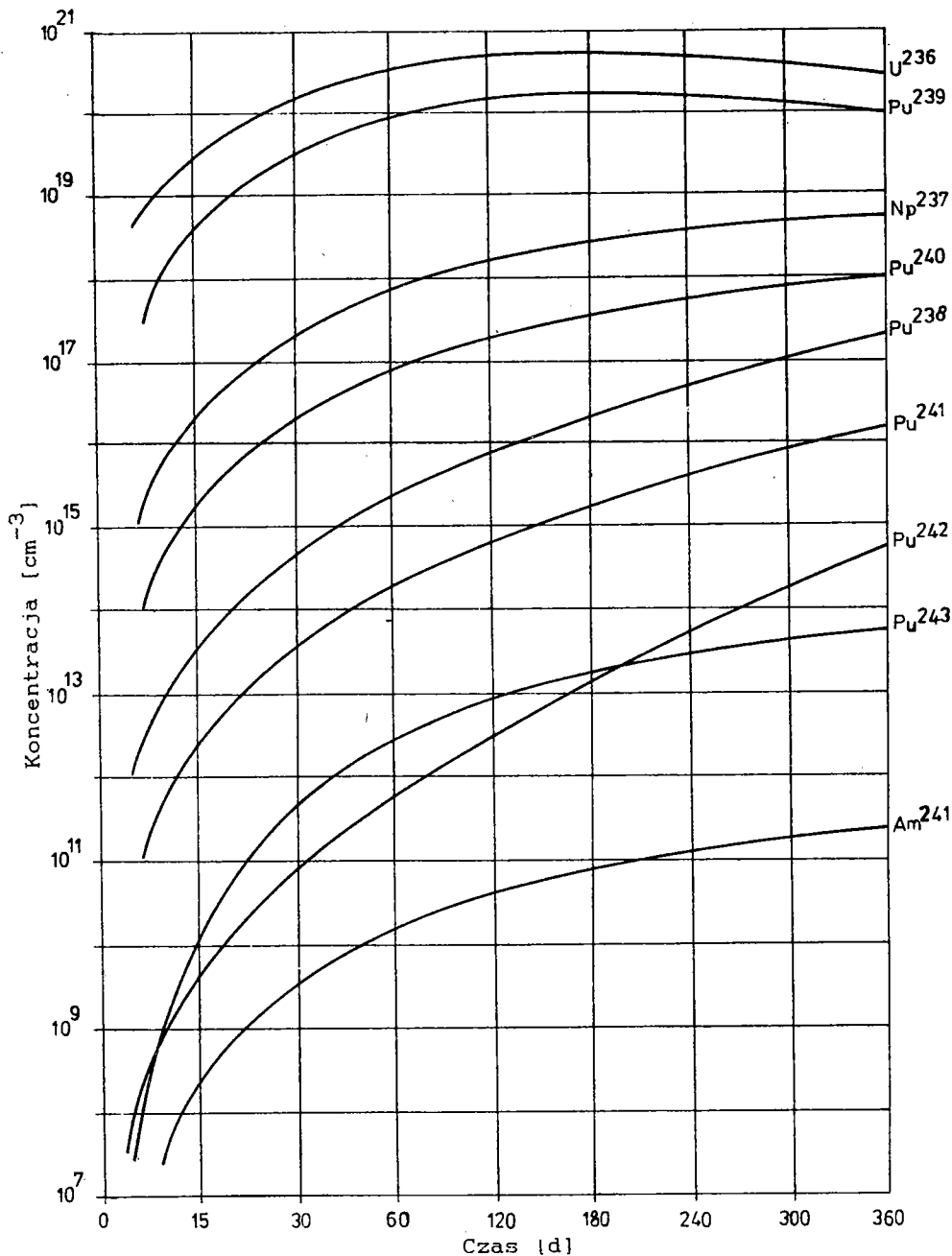
T a b l i c a 2

| Energia neutronów | Zmiana koncentracji ${}_{94}\text{Pu}^{239}$ [%] |
|---------------------|--|
| 0 do 10 keV | 0,5 |
| 10 keV do 100 keV | 5,0 |
| 100 keV do 1,4 MeV | 17,0 |
| 1,4 MeV do 10,5 MeV | 5,0 |

Podobne wartości zmiany koncentracji otrzymano dla ${}_{92}\text{U}^{236}$, ${}_{93}\text{Np}^{237}$ i ${}_{94}\text{Pu}^{238}$. Jak widać, przyrost koncentracji tych izotopów jest czuły na rezonanse leżące w zakresie energii, gdzie występują maksima rozkładu energetycznego strumienia neutronów w reaktorze. Tam, gdzie $\phi(E)$ jest mały, rezonanse nie odgrywają większej roli.



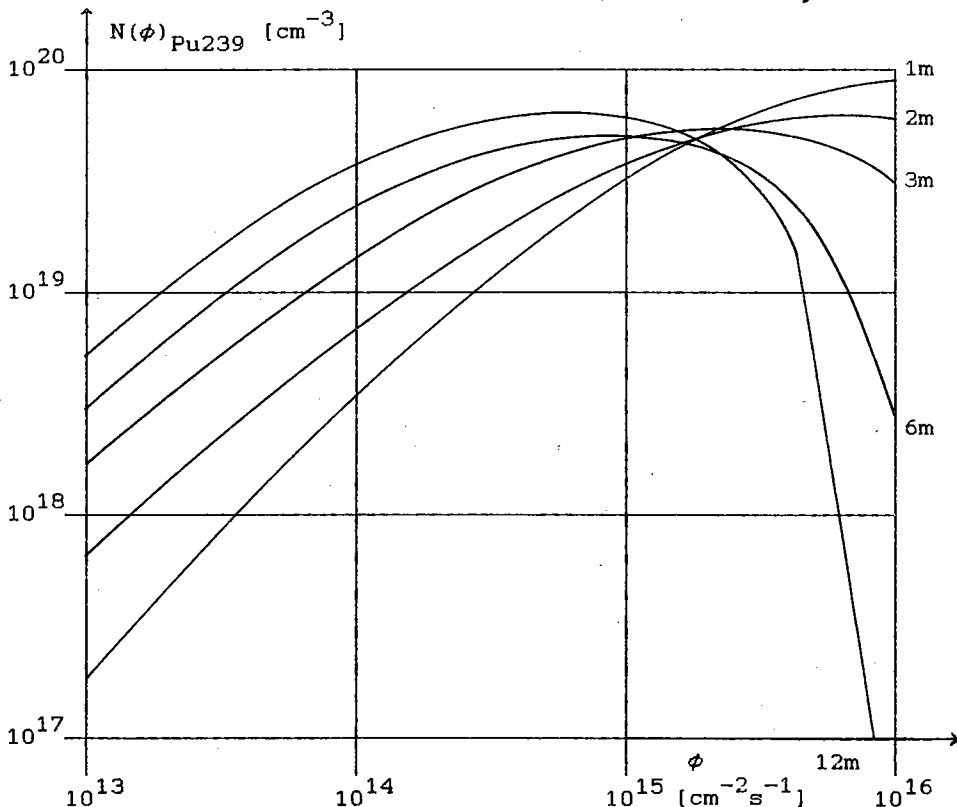
Rys.2. Dwudziestosześciogrupowy strumień neutronów w badanym reaktorze dla składu materiałowego rdzenia nr 1, nr 3 i nr 7 [2]



Rys.3. Przyrost średniej koncentracji transuranowców w jednostce objętości badanego reaktora, w przybliżeniu 26-grupowym, dla składu materiałowego rdzenia nr 3 [2]

4. PRZYROST KONCENTRACJI IZOTOPÓW PLUTONU W ZALEŻNOŚCI OD WIELKOŚCI STRUMIENIA NEUTRONÓW

Zbadano przyrost koncentracji izotopów plutonu i dla porównania uranu ^{236}U w jednorodnym reaktorze z paliwem uranowym o zadanym składzie izotopowym rdzenia w zależności od wielkości strumienia neutronów. Skład izotopowy rdzenia przyjęto taki jak w rozdz. 3 (skład nr 3 [2]). Koncentrację wyznaczano za pomocą kodu CON1 zmieniając wartość strumienia neutronów proporcjonalnego do mocy reaktora w granicach od 10^{13} do $10^{16} \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$. Obliczenia wykonano dla różnych czasów napromieniowania paliwa w rdzeniu. Wyniki obliczeń dla $^{94}\text{Pu}^{239}$

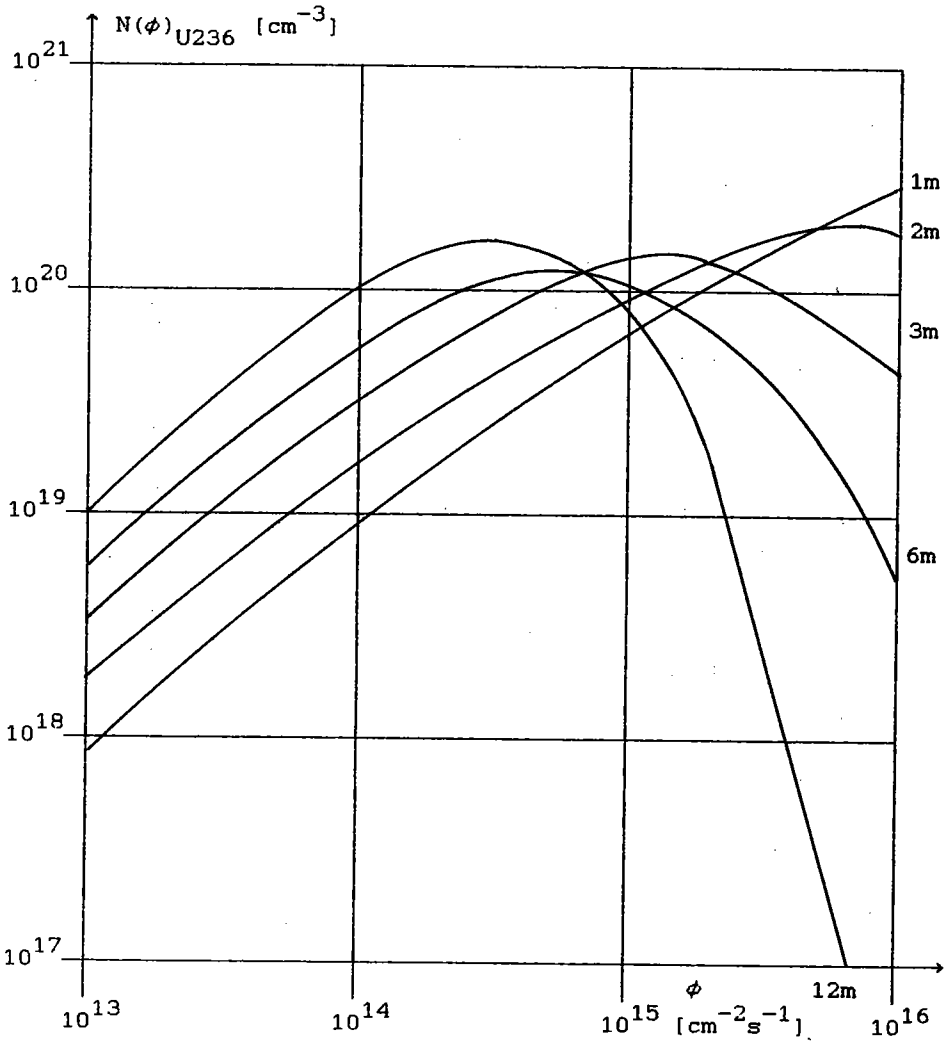


Rys.4. Koncentracja $^{94}\text{Pu}^{239}$ w zależności od wielkości strumienia neutronów dla różnych czasów napromieniowania paliwa (1,2,3,6 i 12 miesięcy). Jednorodny reaktor kulisty. Skład izotopowy rdzenia nr 3 [2]

T a b l i c a 3

Przyrost koncentracji ${}_{94}\text{Pu}^{239}$ w zależności od wielkości strumienia neutronów w reaktorze jednorodnym z paliwem uranowym dla różnych czasów napromieniowania paliwa

| Φ [$\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$] | Koncentracja ${}_{94}\text{Pu}^{239}$ [cm^{-3}] | | | | |
|---|--|------------------------|------------------------|-----------------------|-----------------------|
| | 1 mies. | 2 mies. | 3 mies. | 6 mies. | 12 mies. |
| 10^{16} | $9,55 \times 10^{19}$ | $6,17 \times 10^{19}$ | $2,99 \times 10^{19}$ | $2,02 \times 10^{18}$ | $4,69 \times 10^{15}$ |
| 5×10^{15} | $7,77 \times 10^{19}$ | $8,95 \times 10^{19}$ | $7,74 \times 10^{19}$ | $2,97 \times 10^{19}$ | $2,19 \times 10^{19}$ |
| $1,5 \times 10^{15}$ | $3,41 \times 10^{19}$ | $5,79 \times 10^{19}$ | $7,378 \times 10^{19}$ | $9,00 \times 10^{19}$ | $6,71 \times 10^{10}$ |
| $1,3 \times 10^{15}$ | $3,04 \times 10^{19}$ | $5,278 \times 10^{19}$ | $6,86 \times 10^{19}$ | $8,95 \times 10^{19}$ | $7,63 \times 10^{19}$ |
| $1,1 \times 10^{15}$ | $2,63 \times 10^{19}$ | $4,66 \times 10^{19}$ | $6,20 \times 10^{19}$ | $8,64 \times 10^{19}$ | $8,39 \times 10^{19}$ |
| 10^{15} | $2,41 \times 10^{19}$ | $4,32 \times 10^{19}$ | $5,81 \times 10^{19}$ | $8,34 \times 10^{19}$ | $8,61 \times 10^{19}$ |
| 5×10^{14} | $1,28 \times 10^{19}$ | $2,41 \times 10^{19}$ | $3,43 \times 10^{19}$ | $5,81 \times 10^{19}$ | $8,35 \times 10^{19}$ |
| $1,9 \times 10^{14}$ | $5,01 \times 10^{18}$ | $9,82 \times 10^{18}$ | $1,44 \times 10^{19}$ | $2,71 \times 10^{19}$ | $4,78 \times 10^{19}$ |
| $1,5 \times 10^{14}$ | $3,95 \times 10^{18}$ | $7,77 \times 10^{18}$ | $1,15 \times 10^{19}$ | $2,18 \times 10^{19}$ | $3,96 \times 10^{19}$ |
| $1,3 \times 10^{14}$ | $3,45 \times 10^{18}$ | $6,81 \times 10^{18}$ | $1,00 \times 10^{19}$ | $1,93 \times 10^{19}$ | $6,44 \times 10^{19}$ |
| 10^{14} | $2,93 \times 10^{18}$ | $5,79 \times 10^{18}$ | $8,59 \times 10^{18}$ | $1,66 \times 10^{19}$ | $3,10 \times 10^{19}$ |
| 5×10^{13} | $6,71 \times 10^{17}$ | $2,67 \times 10^{18}$ | $3,98 \times 10^{18}$ | $7,82 \times 10^{18}$ | $1,51 \times 10^{19}$ |
| $1,5 \times 10^{13}$ | $4,01 \times 10^{17}$ | $8,01 \times 10^{17}$ | $1,20 \times 10^{18}$ | $2,38 \times 10^{18}$ | $4,73 \times 10^{18}$ |
| 10^{13} | $1,48 \times 10^{17}$ | $5,91 \times 10^{17}$ | $8,85 \times 10^{17}$ | $1,76 \times 10^{18}$ | $3,50 \times 10^{18}$ |



Rys.5. Koncentracja ^{236}U w zależności od wielkości strumienia neutronów dla różnych czasów napromieniowania paliwa (1,2,3,6 i 12 miesięcy). Jednorodny reaktor kulisty. Skład izotopowy rdzenia nr 3 [2]

T a b l i c a 4

Przyrost koncentracji ${}_{92}\text{U}^{236}$ w zależności od wielkości strumienia neutronów w reaktorze jednorodnym z paliwem uranowym dla różnych czasów napromieniowania paliwa

| Φ [$\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$] | Koncentracja ${}_{92}\text{U}^{236}$ [cm^{-3}] | | | | |
|---|---|-----------------------|------------------------|-----------------------|-----------------------|
| | 1 mies. | 2 mies. | 3 mies. | 6 mies. | 12 mies. |
| 10^{16} | $2,76 \times 10^{20}$ | $1,82 \times 10^{20}$ | $8,97 \times 10^{19}$ | $6,41 \times 10^{18}$ | $1,64 \times 10^{16}$ |
| 5×10^{15} | $1,40 \times 10^{20}$ | $2,50 \times 10^{20}$ | $2,19 \times 10^{20}$ | $8,70 \times 10^{19}$ | $6,89 \times 10^{18}$ |
| $1,5 \times 10^{15}$ | $3,41 \times 10^{19}$ | $1,59 \times 10^{20}$ | $2,038 \times 10^{20}$ | $2,50 \times 10^{20}$ | $1,91 \times 10^{20}$ |
| $1,3 \times 10^{15}$ | $8,28 \times 10^{19}$ | $1,44 \times 10^{20}$ | $1,88 \times 10^{20}$ | $2,48 \times 10^{20}$ | $2,15 \times 10^{20}$ |
| $1,1 \times 10^{15}$ | $7,15 \times 10^{19}$ | $1,27 \times 10^{20}$ | $1,70 \times 10^{20}$ | $2,30 \times 10^{20}$ | $2,36 \times 10^{20}$ |
| 10^{15} | $6,57 \times 10^{19}$ | $1,18 \times 10^{20}$ | $1,59 \times 10^{20}$ | $2,30 \times 10^{20}$ | $2,41 \times 10^{20}$ |
| 5×10^{14} | $3,47 \times 10^{19}$ | $6,57 \times 10^{19}$ | $9,34 \times 10^{19}$ | $1,59 \times 10^{20}$ | $2,30 \times 10^{20}$ |
| $1,9 \times 10^{14}$ | $1,36 \times 10^{19}$ | $2,67 \times 10^{19}$ | $3,93 \times 10^{19}$ | $7,38 \times 10^{19}$ | $1,31 \times 10^{20}$ |
| $1,5 \times 10^{14}$ | $1,07 \times 10^{19}$ | $2,11 \times 10^{19}$ | $3,12 \times 10^{19}$ | $5,95 \times 10^{19}$ | $1,08 \times 10^{20}$ |
| $1,3 \times 10^{14}$ | $9,38 \times 10^{18}$ | $1,85 \times 10^{19}$ | $2,74 \times 10^{19}$ | $5,25 \times 10^{19}$ | $9,66 \times 10^{19}$ |
| 10^{14} | $8,27 \times 10^{18}$ | $1,63 \times 10^{19}$ | $2,43 \times 10^{19}$ | $4,70 \times 10^{19}$ | $8,79 \times 10^{19}$ |
| 5×10^{13} | $1,83 \times 10^{18}$ | $7,24 \times 10^{18}$ | $1,08 \times 10^{19}$ | $2,13 \times 10^{19}$ | $4,12 \times 10^{19}$ |
| $1,5 \times 10^{13}$ | $1,09 \times 10^{18}$ | $2,18 \times 10^{18}$ | $3,26 \times 10^{18}$ | $6,49 \times 10^{18}$ | $1,28 \times 10^{19}$ |
| 10^{13} | $8,35 \times 10^{17}$ | $1,67 \times 10^{18}$ | $2,50 \times 10^{18}$ | $4,99 \times 10^{18}$ | $9,91 \times 10^{18}$ |

przedstawiono w tabl. 3 i na rys.4. Zmiana wartości strumienia neutronów z 10^{15} do $1,1 \times 10^{15} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ powoduje zmianę koncentracji ${}_{94}\text{Pu}^{239}$ o 10%, dla czasu napromieniowania paliwa w reaktorze $t_x = 30$ dni. Jak widać, koncentracja produkowanych w rdzeniu izotopów zależy bardziej od wartości strumienia neutronów aniżeli od wartości rezonansowych przekrojów czynnych (rozd. 2). Koncentracja ${}_{94}\text{Pu}^{239}$ w rdzeniu rośnie wraz ze zmianą wartości strumienia neutronów w zakresie od 10^{13} do $10^{16} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ dla czasu napromieniowania paliwa $t_x = 30$ dni. Dla dłuższych czasów napromieniowania od 30 dni i dla strumienia neutronów większego od $10^{15} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ koncentracja ${}_{94}\text{Pu}^{239}$ zmniejsza się. Podobne wyniki otrzymano dla pozostałych izotopów. Dla porównania w tabl. 4 i na rys.5 pokazano wyniki obliczeń dla ${}_{92}\text{U}^{236}$.

5. PRODUKCJA IZOTOPÓW PLUTONU PRZY RÓŻNYM WZBOGACENIU PALIWA URANOWEGO

Badania prowadzono zgodnie z przyjętą w rozdz. 2 procedurą. Rozpatrywano jednorodny reaktor kulisty z paliwem uranowym o składzie izotopowym rdzenia [2]:

50% ${}_{92}\text{U}^{235}$, 30% ${}_{92}\text{U}^{238}$, 10% ${}_{11}\text{Na}^{23}$,
5% ${}_{26}\text{Fe}^{56}$, 2% ${}_{28}\text{Ni}^{60}$, 3% ${}_{42}\text{Mo}^{92}$.

W tym reaktorze wzbogacenie paliwa uranowego wynosi 63%, a początkowa koncentracja uranu: $N_1^0 + N_5^0 = 3,8977 \times 10^{22} \text{ cm}^{-3}$. W badanym reaktorze zmieniano stosunek koncentracji ${}_{92}\text{U}^{235}$ do koncentracji ${}_{92}\text{U}^{238}$, pozostawiając koncentracje pozostałych izotopów bez zmian. Wzbogacenie paliwa zmieniano w zakresie od 40 do 100%, wyliczono grupowy strumień neutronów i koncentrację izotopów plutonu, uranu i neptunu dla różnych wzbogaceń. Strumień neutronów wyznaczano w przybliżeniu dyfuzyjnym sześciogrupowym dla stanu krytycznego reaktora. Otrzymywany strumień jest normalizowany do jedności zgodnie ze wzorem [2]:

Promień krytyczny badanego reaktora
w zależności od wzbogacenia paliwa uranowego,
wyznaczony w przybliżeniu sześciogrupowym
programem ANISN-W

| W [%] | $N_1^0 \cdot 10^{22}$ [cm ⁻³] | $N_5^0 \cdot 10^{22}$ [cm ⁻³] | R_{kr} [cm] | R_{kr}^3 [cm ³] | $\frac{R_{kr,x}^3}{R_{kr,63\%}^3} \cdot 10^{15}$ |
|----------|--|--|------------------|----------------------------------|--|
| 100 | 3,897719 | 0,0 | 9,9039 | 971,4 | $0,416 \cdot 10^{15}$ |
| 95 | 3,702833 | 0,194886 | 10,2143 | 1065,7 | $0,456 \cdot 10^{15}$ |
| 90 | 3,507947 | 0,389772 | 10,5675 | 1180,1 | $0,505 \cdot 10^{15}$ |
| 80 | 3,118175 | 0,779544 | 11,3835 | 1475,1 | $0,632 \cdot 10^{15}$ |
| 70 | 2,728390 | 1,169329 | 12,3840 | 1899,2 | $0,813 \cdot 10^{15}$ |
| 63 | 2,447644 | 1,450075 | 13,2664 | 2334,8 | 10^{15} |
| 60 | 2,258620 | 1,639099 | 13,9713 | 2727,1 | $1,168 \cdot 10^{15}$ |
| 50 | 1,948859 | 1,948859 | 15,3657 | 3627,9 | $1,554 \cdot 10^{15}$ |
| 40 | 1,559087 | 2,338632 | 17,8810 | 5717,1 | $2,449 \cdot 10^{15}$ |
| 30 | 1,169316 | 2,728403 | 22,1173 | 10819,2 | $4,634 \cdot 10^{15}$ |
| 20 | 0,779540 | 3,128179 | 31,9978 | 32761,3 | - |
| 10 | 0,389772 | 3,507947 | $15 \cdot 10^7$ | - | - |

$$\sum_g \frac{\kappa_g}{k_{ef}} \sum_i \sum_g \nu_g \sum_{g,i}^f \Phi_{g,i} f_g v_i = 1 \quad (6)$$

Zatem normalizacja strumienia polega na tym, że całkowita liczba neutronów rozszczepieniowych na sekundę w całym reaktorze jest równa jeden. Wyliczony strumień grupowy mnożono przez strumień neutronów proporcjonalny do mocy reaktora (tabl. 5). Strumień grupowy dla wzbogacenia 63% mnożono przez $10^{15} [\text{cm}^{-2} \text{s}^{-1}]$, a dla innych wzbogaceń przez

$$10^{15} \frac{V_x}{V_{63\%}} = \frac{R_{kr}^3 x}{R_{kr}^3 63\%}$$

co pozwoliło uwzględnić różne objętości krytyczne reaktora odpowiadające różnym wzbogaceniom paliwa. Koncentrację izotopów uranu, neptunu i plutonu wyznaczano przy pomocy kodu CON1. W tabelicy 6 podano koncentrację ${}_{94}\text{Pu}^{239}$ w zależności od wzbogacenia paliwa dla czterech czasów napromieniowania: 15, 30, 38 i 60 dni. W tabelicy 7 podano wypalenie ${}_{92}\text{U}^{235}$ i ${}_{92}\text{U}^{238}$ w zależności od wzbogacenia dla różnych czasów napromieniowania paliwa. Wypalenie wyznaczano z zależności

$$(N(0) - N(t))|_{W=x} = WP [\text{cm}^{-3}] \quad (7)$$

Występująca w wyrażeniu (7) koncentracja izotopów uranu zawartych w paliwie zależy od czasu, mikroskopowych i makroskopowych przekrojów czynnych, od składu izotopowego rdzenia, strumienia neutronów, widma rozszczepieniowego i od liczby neutronów wyzwanych w jednym akcie rozszczepienia. Można to zapisać w postaci:

$$N = F\left(t, \sum_{j=1}^L \sigma_j^P(E), \sum_{i=1}^{L-1} S_i, \Phi(E, \sum_{j=1}^M (\sigma_j^M, P(E, S_j))), \sum_{j=1}^M \nu_j(E), \kappa_j(E)\right)$$

Na rysunku 6 pokazano wypalenie uranu 235 i uranu 238 oraz koncentrację plutonu 239 w zależności od wzbogacenia paliwa dla 15 dni napromieniowania paliwa w reaktorze jądrowym, a na

T a b l i c a 6

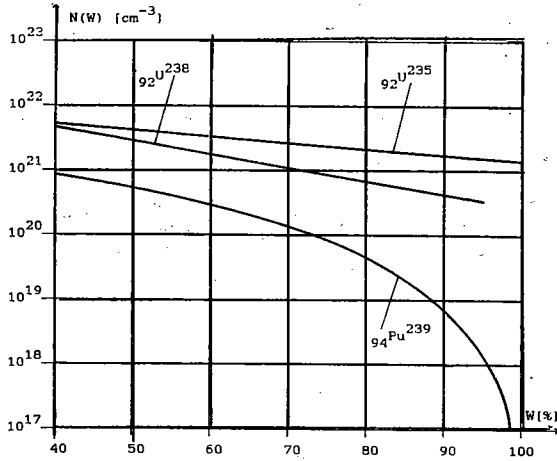
Koncentracja ${}_{94}\text{Pu}^{239}$ w zależności od wzbogacenia paliwa dla różnych czasów napromieniowania paliwa w reaktorze

| W [%] | $N(W)_{\text{Pu}239} [\text{cm}^{-3}]$ | | | |
|-------|--|--------------------------|--------------------------|--------------------------|
| | czas napromieniowania paliwa w rdzeniu [d] | | | |
| | 15 | 30 | 38 | 60 |
| 100 | $2,19156 \times 10^{13}$ | $3,39213 \times 10^{14}$ | $1,26905 \times 10^{15}$ | $5,07983 \times 10^{15}$ |
| 95 | $7,31711 \times 10^{18}$ | $1,39301 \times 10^{19}$ | $1,87511 \times 10^{19}$ | $2,52647 \times 10^{19}$ |
| 90 | $1,72435 \times 10^{19}$ | $3,25402 \times 10^{19}$ | $4,34988 \times 10^{19}$ | $5,80071 \times 10^{19}$ |
| 80 | $4,90520 \times 10^{19}$ | $9,02955 \times 10^{19}$ | $1,18362 \times 10^{20}$ | $1,53340 \times 10^{20}$ |
| 70 | $5,29140 \times 10^{20}$ | $5,59038 \times 10^{20}$ | $5,27374 \times 10^{20}$ | $4,77713 \times 10^{20}$ |
| 63 | $1,79573 \times 10^{20}$ | $3,02936 \times 10^{20}$ | $3,71046 \times 10^{20}$ | $4,35649 \times 10^{20}$ |
| 60 | $2,49944 \times 10^{20}$ | $4,02855 \times 10^{20}$ | $4,76552 \times 10^{20}$ | $5,32610 \times 10^{20}$ |
| 50 | $4,18989 \times 10^{20}$ | $6,02144 \times 10^{20}$ | $6,54067 \times 10^{20}$ | $6,50382 \times 10^{20}$ |
| 40 | $7,41723 \times 10^{20}$ | $7,97891 \times 10^{20}$ | $7,10542 \times 10^{20}$ | $5,52010 \times 10^{20}$ |

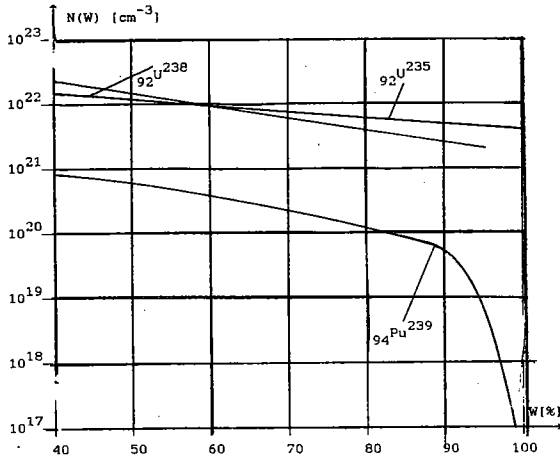
T a b l i c a 7

Wypalenie ${}^{92}\text{U}^{235}$ i ${}^{92}\text{U}^{238}$ w zależności
od wzbogacenia paliwa dla różnych czasów
napromieniowania paliwa w reaktorze

| W [%] | Wypalenie WP(W) [cm^{-3}] | | | |
|----------|--------------------------------------|-------------------------|--------------------------|--------------------------|
| | ${}^{92}\text{U}^{235}$ | | ${}^{92}\text{U}^{238}$ | |
| | czas napromieniowania paliwa [d] | | | |
| | 15 | 60 | 15 | 60 |
| 100 | $1,19392 \cdot 10^{21}$ | $4,56070 \cdot 10^{21}$ | 0,0 | 0,0 |
| 95 | $1,31126 \cdot 10^{21}$ | $4,97295 \cdot 10^{21}$ | $4,53290 \cdot 10^{20}$ | $1,75086 \cdot 10^{21}$ |
| 90 | $1,45575 \cdot 10^{21}$ | $5,47047 \cdot 10^{21}$ | $1,056523 \cdot 10^{21}$ | $4,05625 \cdot 10^{21}$ |
| 80 | $1,82804 \cdot 10^{21}$ | $6,69390 \cdot 10^{21}$ | $2,94986 \cdot 10^{21}$ | $7,12736 \cdot 10^{21}$ |
| 70 | $1,17384 \cdot 10^{22}$ | $2,44085 \cdot 10^{22}$ | $2,22246 \cdot 10^{21}$ | $6,66128 \cdot 10^{22}$ |
| 63 | $2,86903 \cdot 10^{22}$ | $9,61141 \cdot 10^{21}$ | $1,07858 \cdot 10^{21}$ | $3,85640 \cdot 10^{21}$ |
| 60 | $3,32045 \cdot 10^{21}$ | $1,06294 \cdot 10^{22}$ | $1,52508 \cdot 10^{21}$ | $5,309050 \cdot 10^{21}$ |
| 50 | $4,28379 \cdot 10^{21}$ | $1,22678 \cdot 10^{22}$ | $2,71398 \cdot 10^{21}$ | $8,79142 \cdot 10^{21}$ |
| 40 | $6,13671 \cdot 10^{21}$ | $1,34622 \cdot 10^{22}$ | $5,95396 \cdot 10^{21}$ | $1,61663 \cdot 10^{22}$ |



Rys.6. Koncentracja ${}^{94}\text{Pu}^{239}$ i wypalenie paliwa uranowego w zależności od wzbogacenia paliwa po 15 dniach napromieniowania. Reaktor jednorodny kulisty o zadanym składzie materiałowym [2]



Rys.7. Koncentracja ${}^{94}\text{Pu}^{239}$ i wypalenie paliwa uranowego w zależności od wzbogacenia paliwa po 60 dniach napromieniowania. Reaktor jednorodny kulisty o zadanym składzie materiałowym [2]

rys.7 - dla 60 dni napromieniowania. Jak widać w jednym i drugim przypadku w zakresie od 40% do 80% wzbogacenia koncentracja plutonu 239 zmniejsza się w granicach jednej dekady. Jeżeli wzbogacenie paliwa jest większe od 80%, to koncentracja plutonu 239 gwałtownie spada. Jest możliwy proces produkcji plutonu 239 przy wzbogaceniu mniejszym od 40%, ale wymagałoby to strumienia neutronów w rdzeniu $3 \times 10^{15} \text{ [cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}]$, co jest niewykonalne biorąc pod uwagę możliwość odbioru ciepła z paliwa.

6. WNIOSKI

Produkcja izotopów rozszczepialnych w reaktorze jądrowym mało zależy od rezonansów w izotopach uranu, neptunu i plutonu. Przyrost koncentracji tych izotopów jest czuły na rezonanse leżące w zakresie energii, gdzie występują maksima rozkładu energetycznego strumienia neutronów w reaktorze. Zmiany koncentracji tych izotopów na skutek istnienia rezonansów wynoszą od kilku do kilkunastu procent w zależności od badanego przedziału energii neutronów. W przedziałach energii neutronów gdzie $\Phi(E)$ jest mały rezonanse nie odgrywają większej roli. Produkcja izotopów rozszczepialnych w reaktorze zależy bardziej od wartości strumienia neutronów. Zmiana wartości strumienia neutronów z 10^{15} do $1,1 \times 10^{15} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ powoduje zmianę koncentracji plutonu 239 o 10% dla 30 dni czasu napromieniowania paliwa w reaktorze. Jeżeli czas napromieniowania paliwa jest większy od 30 dni i równocześnie strumień neutronów jest większy od $10^{15} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$, to koncentracja plutonu 239 zmniejsza się. Jest to spowodowane szybszym wypalaniem uranu 235 i uranu 238. Należy sądzić, iż najlepszy byłby czas wypalania paliwa w reaktorze - 15 dni i strumień neutronów $3 \times 10^{15} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$.

Produkcję izotopów rozszczepialnych w reaktorze można prowadzić stosując różne wzbogacenie paliwa uranowego. Koszt jednostkowy paliwa uranowego rośnie wykładniczo wraz ze wzrostem wzbogacenia paliwa. W zakresie od 40% do 80% wzbogacenia paliwa koncentracja plutonu 239 zmniejsza się w granicach jednej dekady. Powyżej 80% wzbogacenia paliwa koncentracja pluto-

ну 239 в рдzeniu значительно спадает. Производство плутония 239 при обогащении меньшим от 40% требует использования потока нейтронов в рдzeniu реактора $3 \times 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$, что является очень трудным, принимая во внимание возможность отбора тепла из топлива.

LITERATURA

1. Abagian L.P., Bazazianc N.O., Bondarienko I.I., Nikolaev M.N.: Групповые константы для расчета ядерных реакторов. Атомиздат, Москва 1964.
2. Adamski J.: Wyznaczenie koncentracji transuranowców w reaktorze jądrowym z paliwem uranowym. BITC PW Nr 70 (1988).
3. Ackermann G.: Betrieb und Instandhaltung von Kernkraftwerken. VEB Deutscher Verlag für Grundstoffindustrie, Lipsk (1982).
4. ANISN-W. Multigroup one dimensional discrete ordinates transport code with anisotropic scattering. CCC-225 (1975).
5. Bell G.I., Glasstone S.: Nuclear reactor theory. Van Nostrand Reinhold Company (1970).
6. Fast breeder reactors: experience and trends. (1986) LYON (22 - 26 July 1985).
7. Jaeger R., G.: Engineering compendium on radiation shielding. Vol. I. Shielding fundamentals and method. Springer Verlag, Wieden (1968).
8. Kouts H.: TND Requirements for alternate fuel cycles. IAEA-TECDOC-232 (1980).
9. RNR 1500 (Superphenix 2): design studies. Nuclear Engineering International (Feb. 1988).
10. Voropaev A.I.: Group neutron fission and radiative-capture cross-section for transactinides. IAEA-Nuclear Data Section INDC/CCP/149/LV (1980).

ЭФФЕКТИВНОСТЬ ПРОИЗВОДСТВА ПЛУТОНА В ЯДЕРНОМ РЕАКТОРЕ С УРАНОВЫМ ТОПЛИВОМ

А н н о т а ц и я

В работе приводятся результаты исследования влияния резонансов в изотопах урана и плутония на размеры производства трансуранидов и приращения концентрации плутония в зависимости от значения потока нейтронов и степени обогащения ядерного топлива. Выбирается исходный изотопный состав сердечника и определяется критический радиус. Используется многогрупповое диффузионное приближение.

EFFICIENCY PRODUCTION OF PLUTONIUM IN THE NUCLEAR REACTOR
WITH URANIUM FUEL

S u m m a r y

In this paper the production of plutonium isotopes in the nuclear reactor core has been investigated. The effect of the resonances and flux magnitude and fuel enrichment on the concentration growth of plutonium has been shown.