ZESZYTY NAUKOWE POLITECHNIKI ŚLĄSKIEJ 1981

Seria: ENERGETYKA z. 79 Nr kol. 703

Władysław ŁUKASZEK, Stanisław KUCYPERA

ZASTOSOWANIE METODY PÓŁANALITYCZNEJ DO OBLICZANIA GRUBOŚCI OSŁON BIOLOGICZNYCH REAKTORÓW JĄDROWYCH

CZĘŚĆ I. PODSTAWY METODY PÓŁANALITYCZNEJ. OSŁABIENIE NEUTRONÓW

Streszczenie. W artykule opisano podstawy metody półanalitycznej w zastosowaniu do obliczeń osłabienia promieniowania (neutronów, gamma) w ośrodkach materialnych. Metodę wykorzystano do wyznaczenia rozkładu gęstości strumienia neutronów dla płaskiego układu reflektora i osłony.

WYKAZ WAŻNIEJSZYCH OZNACZEŃ

Litery łacińskie

B - dawkowy współczynnik narostu,

D - współczynnik dyfuzji, cm,

F - powierzchnia, cm^2,

L - długość dyfuzji rdzenia, cm,

m - liczba masowa,

M - moc cieplna, W,

P - moc dawki, mrem/h,

S - wydajność źródła objętościowa ($\frac{1}{cm^3 s}$) lub powierzchniowa ($\frac{1}{cm^2 s}$),

V - objętość, cm^3,

W - wyraz źródła, $\frac{1}{cm^3 s}$,

y - współrzędna, cm,

z - współrzędna, cm.

Litery greckie

$\varkappa$ - odwrotność długości dyfuzji, cm^{-1},

ν - średnia liczba neutronów rozszczepieniowych przypadających na jedno rozszczepienie,

Σ - przekrój makroskopowy, cm^{-1},

φ - gęstość strumienia, $\frac{1}{cm^2 s}$.

Symbole mieszane

B_G^2 - parametr geometryczny reaktora, cm^{-2},

$\overline{\cos\theta}$ - średni cosinus kąta rozproszenia,

k_∞ - współczynnik mnożenia w układzie nieskończonym,

Σ_T - całkowity makroskopowy przekrój czynny, cm^{-1}.

Indeksy

a - absorpcja,

f - neutrony prędkie,

p - źródło płaskie,

R - usunięcie,

s - rozproszenie,

t - neutrony termiczne,

v - dotyczy objętości,

1 - dotyczy rdzenia,

2 - dotyczy reflektora,

3 - dotyczy osłony.

1. Wprowadzenie

Do prostych metod, stosowanych w obliczeniach grubości osłon biologicznych reaktorów jądrowych, należy metoda półanalityczna. Zgodnie z pozycją ([1], s. 9) w metodzie półanalitycznej aproksymuje się transmisję (osłabienie) promieniowania wzdłuż określonego kierunku w układzie źródło - detektor - osłona za pomocą wyrażenia analitycznego o odpowiedniej postaci. Wyrażenie analityczne jest funkcją odległości między wybranym punktem (elementem) źródła i punktem detekcji. Postać wyrażenia wybiera się a priori w oparciu o znane prawa rozprzestrzeniania się promieniowania w ośrodkach. Zgodnie z podanym wyborem postaci wyrażenia parametry wyrażenia posiadają określone znaczenie i często są reprezentowane przez wielkości fizyczne. Wartości liczbowe parametrów wybierane są a posteriori na podstawie dostępnych danych literaturowych (teoretycznych i doświadczalnych). Do grupy danych literaturowych źródłowych można zaliczyć:

- mikroskopowe przekroje czynne,
- współczynniki oddziaływania,
- współczynniki narostu,
- udziały emitowanych rodzajów promieniowania.

Za pomocą prostych obliczeń z danych źródłowych mogą być wyznaczone wartości danych wtórnych, np. wartości makroskopowych przekrojów czynnych, współczynniki dyfuzji, wydajności źródeł promieniowania.

Metoda półanalityczna może być stosowana do obliczeń osłabienia promieniowania w osłonach o złożonej geometrii i o niejednorodnym składzie materiałowym.

Dokładność wyników uzyskanych metodą półanalityczną zależy od wyboru formuły aproksymującej i od błędów wyznaczenia dostępnych w literaturze wartości liczbowych dla zastosowanych parametrów.

Metodę półanalityczną można stosować w obliczeniach osłabienia neutronów i promieniowania gamma. Wyrażenie analityczne uwzględniające w ośrodku jednorodnym absorpcję i rozproszenie promieniowania emitowanego przez źródło punktowe może być zapisane w postaci funkcji

$$f(R) = \frac{B}{R^2} e^{-\Sigma_R R}, \tag{1}$$

gdzie R oznacza odległość detektora od źródła. Współczynnik narostu dla neutronów prędkich może być zadany w postaci

$$B = \Sigma_R R \, e^{-(\Sigma_R - \Sigma_T)R}, \tag{2}$$

będącej kombinacją liniowego i wykładniczego współczynnika narostu. Dla promieniowania gamma może być zastosowany współczynnik narostu w postaci zaproponowanej przez J.J. Taylora ([1], s.113).

Podane formuły mogą być w prosty sposób dostosowane do przypadku ośrodka jednorodnego przedziałami. W szczególności za pomocą wzoru D.L.Brodera ([2], s. 107-110) dostosowuje się współczynnik narostu J.J. Taylora do obliczeń w ośrodkach warstwowych. Formuły (1) i (2) łatwo jest wykorzystać w przypadku źródeł promieniowania liniowych, powierzchniowych lub objętościowych, rozpatrując wymienione źródła jako zbiory źródeł punktowych.

W niniejszym artykule stosuje się metodę półanalityczną w przypadku układu o płaskiej geometrii, obejmującego rdzeń, reflektor i osłonę. Geometria płaska jest typowa dla reaktorów grafitowych (z dużym rdzeniem). W rozważaniach zakłada się jednorodne ośrodki w obszarze rdzenia, reflektora i osłony. Konsekwencją przyjęcia płaskiej geometrii i założenia jednorodnych ośrodków jest jednowymiarowy model obliczeń osłabiania promieniowania.

Zakłada się, że są określone następujące dane dotyczące reaktora, niezbędne do wykonania obliczeń:

- moc cieplna reaktora,
- wymiary geometryczne rdzenia,
- parametr geometryczny reaktora,
- współczynnik mnożenia w układzie nieskończonym,

- długość dyfuzji neutronów termicznych w rdzeniu,
- gęstość i udziały wagowe składników dla rdzenia, reflektora i osłony,
- grubość warstwy reflektora.

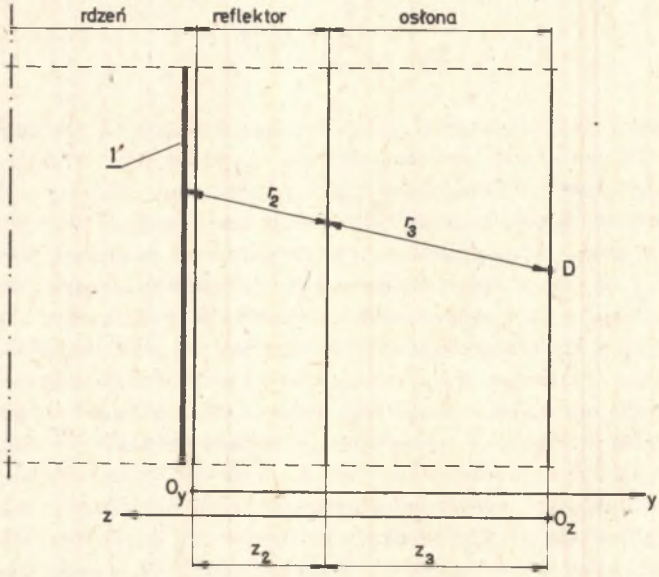
2. Neutrony

W obliczeniach osłabienia neutrony emitowane z rdzenia zostały zebrane w dwie grupy neutronów: prędką i termiczną. Metodę półanalityczną zastosowano w obliczeniach osłabienia neutronów prędkich. Rozkład gęstości strumienia neutronów termicznych wyznaczono metodą dyfuzji.

2.1. Neutrony prędkie

Rdzeń reaktora może być rozważany jako źródło neutronów prędkich o stałej wydajności objętościowej określonej wzorem

$$S_{v,f,1} = \frac{3,1 \cdot 10^{10} \cdot M \cdot \nu}{V}. \tag{3}$$



Rys. 1. Zastępcze źródło płaskie neutronów prędkich rdzenia (1) o wydajności $S_{p,f,1}$. Punkt obliczenia mocy dawki na zewnętrznej powierzchni osłony oznaczono literą D

Zgodnie z zasadą wyznaczania zastępczego źródła płaskiego dla źródła objętościowego ([1], s. 197) wprowadza się zamiast rdzenia źródło płaskie neutronów prędkich o wydajności powierzchniowej

$$S_{p,f,1} = \frac{S_{v,f,1}}{\Sigma_{R,1}} \tag{4}$$

ulokowane na ścianie rdzenia (rys. 1).

Rozkład gęstości strumienia neutronów prędkich w reflektorze i w osłonie, uwarunkowany zastępczym źródłem płaskim, może być opisany za pomocą wzoru

$$\varphi_f(y) = \begin{cases} \frac{S_{p,f,1}}{2} e^{-\Sigma_{R,2} y}, & 0 \leqslant y < z_2, \\ \frac{S_{p,f,1}}{2} e^{-\Sigma_{R,2} z_2} e^{-\Sigma_{R,3}(y-z_2)}, & z_2 \leqslant y \leqslant (z_2 + z_3). \end{cases} \tag{5}$$

Rozkład gęstości strumienia neutronów prędkich wprowadzono przy założeniu współczynnika narostu w postaci (2) i zastosowaniu przekrojów czynnych na usunięcie efektywne.

Przyjmując, że gęstości strumienia neutronów prędkich równej $20 \frac{1}{cm^2 s}$ odpowiada moc (równoważnika) dawki $2{,}5 \frac{mrem}{h}$, otrzymujemy wzór

$$P_f(y) = \frac{1}{8} \varphi_f(y). \tag{6}$$

2.2. Neutrony termiczne

Rozkład gęstości strumienia neutronów termicznych w reflektorze i osłonie może być wyznaczony za pomocą rozwiązania równania dyfuzji

$$\begin{cases} D_2 \frac{d^2\varphi_t}{dy^2} - \Sigma_{a,2}\varphi_t + W_2(y) = 0, & 0 \leqslant y < z_2, \\ D_3 \frac{d^2\varphi_t}{dy^2} - \Sigma_{a,3}\varphi_t + W_3(y) = 0, & z_2 \leqslant y \leqslant (z_2 + z_3). \end{cases} \tag{7}$$

Współczynniki dyfuzji obliczono wg wzoru dostosowanego dla ośrodków jednorodnych, n składnikowych (k = 1,2,...,n)

$$D = \frac{1}{3 \sum\limits_{(k)} \left[(\Sigma_a + \Sigma_s)(1 - \overline{\cos\theta}) \right]_k}, \tag{8}$$

gdzie $\overline{\cos\theta} \approx \frac{2}{3\,m}$.

Wyrazy źródeł neutronów termicznych określono przy założeniu, że neutron prędki usunięty z wiązki przechodzi do grupy termicznej. Zgodnie z tym założeniem

$$W_2(y) = \left|\frac{d\varphi_f(y)}{dy}\right| = \frac{S_{p,f,1}}{2}\,\Sigma_{R,2}\,e^{-\Sigma_{R,2}y}, \quad 0 \leq y < z_2,$$

$$W_3(y) = \left|\frac{d\varphi_f(y)}{dy}\right| = \frac{S_{p,f,1}}{2}\,\Sigma_{R,3}\,e^{(\Sigma_{R,3}-\Sigma_{R,2})z_2}\,e^{-\Sigma_{R,3}y},$$

$$z_2 \leq y \leq (z_2+z_3).$$

Całka ogólna dla gęstości strumienia neutronów termicznych może być zapisana w postaci

$$\varphi_t(y) = \begin{cases} ae^{-\varkappa_2 y} + be^{\varkappa_2 y} + c_2\,e^{-\Sigma_{R,2}y}, \\ ce^{-\varkappa_3 y} + de^{\varkappa_3 y} + c_3\,e^{-\Sigma_{R,3}y}, \end{cases} \tag{9}$$

gdzie

$$c_2 = \frac{1}{\varkappa_2^2 - \Sigma_{R,2}^2}\,\frac{S_{p,f,1}}{2\,D_2}\,\Sigma_{R,2}, \quad c_3 = \frac{1}{\varkappa_3^2 - \Sigma_{R,3}^2}\,\frac{S_{p,f,1}}{2\,D_3}\,\Sigma_{R,3}\,e^{(\Sigma_{R,3}-\Sigma_{R,2})z_2}.$$

Stałe całkowania a, b, c, d wynikają z warunków brzegowych

$$\begin{cases} \varphi_t(0) = \varphi_o, \\ \varphi_t(z_2)\big|_- = \varphi_t(z_2)\big|_+, \\ D_2\,\dfrac{d\varphi_t(z_2)}{dz}\Big|_- = D_3\,\dfrac{d\varphi_t(z_2)}{dz}\Big|_+ \\ \varphi_t(\infty) = 0. \end{cases} \tag{10}$$

Dla obliczenia brzegowej gęstości strumienia neutronów termicznych zastosowano wzór

$$\varphi_o = 2\,S_{v,f,1}\,\frac{V}{F}\,B_G^2\,\frac{L^2}{k_\infty}, \tag{11}$$

zaadaptowany z pozycji ([3], s. 346), wykorzystujący prawdopodobieństwo ucieczki neutronu termicznego z rdzenia.

Wartości stałych a, b, c, d, wyznaczone z układu (10), determinują rozkład gęstości strumienia neutronów termicznych opisany zależnością (9).

Wprowadzając współczynnik

$$K = 270 \frac{1}{cm^2 s} \Big/ \frac{mrem}{h},$$

otrzymujemy wzór na moc równoważnika dawki dla neutronów termicznych

$$P_t(y) = \frac{1}{270} \varphi_t(y). \tag{12}$$

3. Uwagi końcowe

Obliczenie grubości osłony biologicznej reaktora wymaga uwzględnienia osłabienia neutronów i promieniowania gamma. Obliczenia osłabienia promieniowania gamma i obliczenia grubości osłony biologicznej reaktora metodą półanalityczną stanowić będą dalszy ciąg niniejszej pracy.

LITERATURA

[1] Blizard E.P.: Biologiczeskaja zaszczita rieaktorow. (Tłum.z jęz.ang.), Atomizdat, Moskwa 1963.

[2] Kimel L.P., Maszkowicz B.P.: Zaszczita ot ionizirujuszczich izluczenij. Atomizdat, Moskwa 1972.

[3] Komarowskij A.N.: Stroitielstwo jadernych ustanowok. Atomizdat, Moskwa 1965.

Recenzent: Doc. dr hab. Józef SZPILECKI

Praca wpłynęła do Redakcji w dniu 9 września 1980 r.

ПРИМЕНЕНИЕ ПОЛУАНАЛИТИЧЕСКОГО МЕТОДА ДЛЯ РАСЧЕТА ТОЛЩИНЫ БИОЛОГИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

I часть. Основы полуаналитического метода.
Ослабление плотности потока нейтронов

Р е з ю м е

В статье описаны основы полуаналитического метода в применении для расчётов ослабления излучения (нейтронов, гамма излучения) в материальных средах. Этот метод был использован для определения распределения плотности потока нейтронов для плоской системы рефлектора и защиты.

THE APPLICATION OF SEMIANALITIC METHOD FOR CALCULATING THE THICKNESS OF BIOLOGICAL SHIELDS OF NUCLEAR REACTORS

Part I. Theoretical basis of a semianalytic method. Attenuation of neutrons' radiation

S u m m a r y

In this paper the basis of a semianalytic method for calculating attenuation of rays (neutron, gamma - rays) in material medium is described.

The method was applied in determining the neutrons' flux density in one dimensional cartesian geometry of the reflector and the shield.