Neutronika semestr letni 2024/25

Krzysztof Miernik

▲ロト▲聞と▲臣と▲臣と 臣 のえぐ

(1)

Część III - Parametry reaktora

(2)

Reakcja łańcuchowa

• Średnio w rozszczepieniu ²³⁵U powstaje 2.413 neutronu, a w rozszczepieniu ²³⁹Pu - 2.875.



 Neutrony powstające w rozszczepieniu mogą powodować kolejne akty rozszczepienia (najprawdopodobniej po spowolnieniu) - otrzymujemy reakcję łańcuchową.



Źródła neutronów

 Oprócz samej reakcji rozszczepienia, w reaktorze mamy inne źródła neutronów. Aby zapoczątkować reakcję łańcuchową rozszczepień musimy zacząć od jakiś neutronów i dlatego neutrony o innych pochodzeniu są nazywane neutronami źródłowymi.

Źródła neutronów

- Oprócz samej reakcji rozszczepienia, w reaktorze mamy inne źródła neutronów. Aby zapoczątkować reakcję łańcuchową rozszczepień musimy zacząć od jakiś neutronów i dlatego neutrony o innych pochodzeniu są nazywane neutronami źródłowymi.
- Neutrony mogą mieć pochodzenie wewnętrzne lub zewnętrzne

Źródła neutronów

- Oprócz samej reakcji rozszczepienia, w reaktorze mamy inne źródła neutronów. Aby zapoczątkować reakcję łańcuchową rozszczepień musimy zacząć od jakiś neutronów i dlatego neutrony o innych pochodzeniu są nazywane neutronami źródłowymi.
- Neutrony mogą mieć pochodzenie wewnętrzne lub zewnętrzne
- Niektóre neutrony powstają w materiałach w reaktorze ze względu na mnogość możliwych reakcji ((*α*, *n*), (*γ*, *n*)). Izotopy uranu ^{235,238}U czy plutonu ^{239,240}Pu w niewielkim stopniu ulegają spontanicznemu rozszczepieniu.

Izotop	$T_{1/2}^{SF}$ (lata)	$T^{lpha}_{1/2}$ (lata)	neutrony/gram/sekundę
²³⁵ U	1.8×10^{17}	$6.6 imes 10^8$	8.0×10^{-4}
²³⁸ U	8.0×10^{15}	$4.5 imes 10^9$	1.6×10^{-2}
²³⁹ Pu	$5.5 imes 10^5$	2.4×10^4	3.0×10^{-2}
²⁴⁰ Pu	$1.2 imes 10^{11}$	$6.6 imes 10^3$	1.0×10^{3}
²⁵² Cf	66.0	2.65	2.3×10^{12}

イロト イロト イヨト イヨト

 Oprócz rozszczepień spontanicznych, kolejnym źródłem wewnętrznym są reakcje boronu i paliwa. Boron jest używany w reaktorach jako materiał wychwytujący neutrony, do sterowania reaktorem lub przedłużania cyklu wymiany paliwa. Izotop ¹¹B (80.1% naturalnego rozpowszechnienia) ulega reakcji z cząstkami α emitowanymi przez paliwo

$${}^{11}_{5}\mathrm{B} + {}^{4}_{2}\alpha \rightarrow {}^{14}_{7}\mathrm{N} + {}^{1}_{0}\mathrm{n}$$

Boron-11 musi znajdować się bardzo blisko paliwa, aby ta reakcja zaszła, ze względu na krótki zasięg cząstek α . Jeżeli taka jest konfiguracja rdzenia, ta reakcja jest ważnym źródłem startowym dla reaktora.

< ロ > < 同 > < 三 > < 三 > .

 Oprócz rozszczepień spontanicznych, kolejnym źródłem wewnętrznym są reakcje boronu i paliwa. Boron jest używany w reaktorach jako materiał wychwytujący neutrony, do sterowania reaktorem lub przedłużania cyklu wymiany paliwa. Izotop ¹¹B (80.1% naturalnego rozpowszechnienia) ulega reakcji z cząstkami α emitowanymi przez paliwo

$${}^{11}_{5}\mathrm{B} + {}^{4}_{2}\alpha \rightarrow {}^{14}_{7}\mathrm{N} + {}^{1}_{0}\mathrm{n}$$

Boron-11 musi znajdować się bardzo blisko paliwa, aby ta reakcja zaszła, ze względu na krótki zasięg cząstek α . Jeżeli taka jest konfiguracja rdzenia, ta reakcja jest ważnym źródłem startowym dla reaktora.

W reaktorze, który działał przez jakiś czas, powstaje inne ważne źródło neutronów.

$$^2_1\!\mathrm{H} + \gamma \rightarrow {}^1_1\!\mathrm{H} + {}^1_0\!\mathrm{n}$$

W reaktorze, który ma już częściowo zużyte paliwo mamy dużo promieniowania γ pochodzącego z rozpadów produktów rozszczepienia. Wszystkie reaktory lekkowodne mają pewną zawartość deuteru w wodzie (naturalnie występuje w 0.015%). Reaktory ciężkowodne mają ponad 90% deuteru w wodzie. W każdym przypadku istnieją warunki, aby taka reakcja mogła zachodzić. Wraz z czasem maleje emisja γ z produktów rozszczepienia i poziom tej reakcji też spada.

・ロト ・ 同 ト ・ ヨ ト ・ ヨ ト

 Intensywność wewnętrznych źródeł neutronów może być niedostateczna, a dodatkowo zależy od historii operacji reaktora, i w wielu przypadkach w reaktorach montuje się dodatkowe źródła neutronów, które zapewniają odpowiedni poziom neutronów do kontroli i startu reaktora.

- Intensywność wewnętrznych źródeł neutronów może być niedostateczna, a dodatkowo zależy od historii operacji reaktora, i w wielu przypadkach w reaktorach montuje się dodatkowe źródła neutronów, które zapewniają odpowiedni poziom neutronów do kontroli i startu reaktora.
- Jednym z najsilniejszych źródeł neutronów jest ²⁵²Cf emitujący 2 × 10¹² neutronów na sekundę na gram. Niestety jego okres połowicznego zaniku to tylko 2.65 roku.

- Intensywność wewnętrznych źródeł neutronów może być niedostateczna, a dodatkowo zależy od historii operacji reaktora, i w wielu przypadkach w reaktorach montuje się dodatkowe źródła neutronów, które zapewniają odpowiedni poziom neutronów do kontroli i startu reaktora.
- Jednym z najsilniejszych źródeł neutronów jest ²⁵²Cf emitujący 2 × 10¹² neutronów na sekundę na gram. Niestety jego okres połowicznego zaniku to tylko 2.65 roku.
- Wiele z instalowanych źródeł neutronów używa reakcji (α, n) z berylem. Zwykle jest to mieszanina berylu z emiterem cząstek α (np. ²³⁹Pu, ²²⁶Ra, ²⁴¹Am)

$${}^{9}_{4}\text{Be} + {}^{4}_{2}\alpha \rightarrow {}^{13}_{6}\text{C}^{*} \rightarrow {}^{12}_{6}\text{C} + {}^{1}n$$

< = > < = > < = > < = >

- Intensywność wewnętrznych źródeł neutronów może być niedostateczna, a dodatkowo zależy od historii operacji reaktora, i w wielu przypadkach w reaktorach montuje się dodatkowe źródła neutronów, które zapewniają odpowiedni poziom neutronów do kontroli i startu reaktora.
- Jednym z najsilniejszych źródeł neutronów jest ²⁵²Cf emitujący 2 × 10¹² neutronów na sekundę na gram. Niestety jego okres połowicznego zaniku to tylko 2.65 roku.
- Wiele z instalowanych źródeł neutronów używa reakcji (α, n) z berylem. Zwykle jest to mieszanina berylu z emiterem cząstek α (np. ²³⁹Pu, ²²⁶Ra, ²⁴¹Am)

$${}^{9}_{4}\mathrm{Be} + {}^{4}_{2}\alpha \rightarrow {}^{13}_{6}\mathrm{C}^{*} \rightarrow {}^{12}_{6}\mathrm{C} + {}^{1}n$$

 Beryl ulega także reakcji (γ, n) używanej w instalowanych źródłach. Ostatni neutron w ⁹Be ma energię wiązania zaledwie 1.66 MeV, więc kwant γ przekraczający tę energię może wywołać reakcję

$${}^{9}_{4}\mathrm{Be} + \gamma \rightarrow {}^{8}_{4}\mathrm{Be} + {}^{1}n$$

イロト イポト イヨト イヨト

- Intensywność wewnętrznych źródeł neutronów może być niedostateczna, a dodatkowo zależy od historii operacji reaktora, i w wielu przypadkach w reaktorach montuje się dodatkowe źródła neutronów, które zapewniają odpowiedni poziom neutronów do kontroli i startu reaktora.
- Jednym z najsilniejszych źródeł neutronów jest ²⁵²Cf emitujący 2 × 10¹² neutronów na sekundę na gram. Niestety jego okres połowicznego zaniku to tylko 2.65 roku.
- Wiele z instalowanych źródeł neutronów używa reakcji (α, n) z berylem. Zwykle jest to mieszanina berylu z emiterem cząstek α (np. ²³⁹Pu, ²²⁶Ra, ²⁴¹Am)

$${}^{9}_{4}\mathrm{Be} + {}^{4}_{2}\alpha \rightarrow {}^{13}_{6}\mathrm{C}^{*} \rightarrow {}^{12}_{6}\mathrm{C} + {}^{1}n$$

 Beryl ulega także reakcji (γ, n) używanej w instalowanych źródłach. Ostatni neutron w ⁹Be ma energię wiązania zaledwie 1.66 MeV, więc kwant γ przekraczający tę energię może wywołać reakcję

$${}^{9}_{4}\mathrm{Be} + \gamma \rightarrow {}^{8}_{4}\mathrm{Be} + {}^{1}n$$

 Popularnym źródłem tego typu jest kapsuła zawierająca antymon, otoczona berylem. W wyniku aktywacji neutronami (reakcja wychwytu) powstaje izotop ¹²⁴Sb o czasie połowicznego zaniku 60.2 dnia. W wyniku jego rozpadu emitowane jest promieniowanie γ o energii 1.691 MeV (47.6%), a co za tym idzie, w reakcji na berylu monoenergetyczne neutrony o energii 23 keV.

Współczynnik mnożenia





 $k_{\infty} = \frac{\text{liczba neutronów w danym pokoleniu}}{\text{liczba neutronów w poprzednim pokoleniu}}$

w nieskończonym ośrodku.

Wzór ten wyraża minimalny warunek na reakcję łańcuchową i jest reprezentowany przez

Wzór czterech czynników

$$k_{\infty} = \varepsilon p f \eta$$

gdzie

- ε współczynnik rozszczepienia prędkiego ۰
- p prawdopodobieństwo osiągniecia energii termicznej ۰
- f współczynnik wykorzystania neutronów termicznych
- n współczynnik reprodukcii

Pierwszym procesem jakiemu mogą ulec neutrony, głównie tuż po rozszczepieniu, jest wywołanie rozszczepienia, kiedy ich energia jest dostatecznie duża. Współczynnik rozszczepienia prędkiego (*fast fission factor*) jest zdefiniowany jako

 $\varepsilon = \frac{\text{liczba neutronów prędkich ze wszystkich rozszczepień}}{\varepsilon}$

liczba neutronów prędkich z rozszczepień termicznych

ε

<ロト < 回ト < 回ト < 回ト < 回ト -

Pierwszym procesem jakiemu mogą ulec neutrony, głównie tuż po rozszczepieniu, jest wywołanie rozszczepienia, kiedy ich energia jest dostatecznie duża. Współczynnik rozszczepienia prędkiego (*fast fission factor*) jest zdefiniowany jako

 $\varepsilon = \frac{\text{liczba neutronów prędkich ze wszystkich rozszczepień}}{\text{liczba neutronów prędkich z rozszczepień termicznych}}$

W typowych reaktorach ten współczynnik ma wartość około 1.03 i głównie zależy od sposobu ułożenia paliwa. Jego zależność od temperatury, ciśnienia, wzbogacenia i koncentracji trucizn reaktorowych jest bardzo mała.

ε

Neutrony pochodzące z rozszczepienia zachodzącego w paliwie dyfundują na obszar całego reaktora, zderzając się z atomami paliwa i moderatora. Kiedy ich energia jest w zakresie ok. 10-100 eV, mogą zostać zaabsorbowane przez ²³⁸U, w którym znajduje się w tym obszarze wiele rezonansów. Prawdopodobieństwo osiągnięcia energii termicznej (*resonanace escape probability*) jest zdefiniowane jako

liczba neutronów osiągających energię termiczną

liczba spowalnianych neutronów prędkich

p

< □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > < □ > <

Neutrony pochodzące z rozszczepienia zachodzącego w paliwie dyfundują na obszar całego reaktora, zderzając się z atomami paliwa i moderatora. Kiedy ich energia jest w zakresie ok. 10-100 eV, mogą zostać zaabsorbowane przez ²³⁸U, w którym znajduje się w tym obszarze wiele rezonansów. Prawdopodobieństwo osiągnięcia energii termicznej (*resonanace escape probability*) jest zdefiniowane jako

р

 $p = \frac{\text{liczba neutronów osiągających energię termiczną}}{\text{liczba spowalnianych neutronów prędkich}}$

Ten współczynnik jest zawsze mniejszy od 1. W typowych reaktorach ma wartość około 0.95-0.98. Zależy od wzbogacenia paliwa, stosunku paliwa do moderatora i sposobu ułożenia paliwa, ponieważ większość wychwytów zdarza się na ²³⁸U. Jego zależność od ciśnienia i koncentracji trucizn reaktorowych jest bardzo mała, ale wzrost temperatury powoduje rozszerzanie się rezonansów (efekt Dopplera) oraz spadek gęstości wody i stosunku moderatora do paliwa. W efekcie współczynnik maleje.

Współczynnik wykorzystania neutronów termicznych

Stermalizowane neutrony dyfundują na cały obszar reaktora i ulegają absorpcji przez wszystkie elementy. Współczynnik wykorzystania neutronów termicznych (*thermal utilization factor*) opisuje jak wydajnie są absorbowane w paliwie i jest zdefiniowany jako

 $f = \frac{\text{liczba neutronów termicznych absorbowanych w paliwie}}{\text{liczba neutronów termicznych absorbowanych w reaktorze}}$

<ロト < 同ト < 巨ト < 巨ト

Współczynnik wykorzystania neutronów termicznych

Stermalizowane neutrony dyfundują na cały obszar reaktora i ulegają absorpcji przez wszystkie elementy. Współczynnik wykorzystania neutronów termicznych (*thermal utilization factor*) opisuje jak wydajnie są absorbowane w paliwie i jest zdefiniowany jako

 $f = \frac{\text{liczba neutronów termicznych absorbowanych w paliwie}}{\text{liczba neutronów termicznych absorbowanych w reaktorze}}$

Ten współczynnik jest zawsze mniejszy od 1, ponieważ zawsze będzie zachodziła absorpcja poza paliwem. Pomimo iż przekroje czynne na absorpcje zależą od temperatury (czynnik $1/\nu$), to ponieważ dla wszystkich materiałów zmiany są proporcjonalne, ich stosunek pozostaje stały. Tym niemniej wzrost temperatury wpływa na ten współczynnik ze względu na malejącą gęstość moderatora i mniejsze prawdopodobieństwo absorpcji w tym elemencie. Jego wartość w reaktorach jest rzędu 0.8.

Czynnik reprodukcyjny (*reproduction factor*) to prawdopodobieństwo, że zaabsorbowany w paliwie neutron wywoła rozszczepienie pomnożone przez średnią liczbę emitowanych w tym akcie neutronów prędkich

 $\eta = \frac{\text{liczba prędkich neutronów w rozszczepieniu neutronami termicznymi}}{\text{liczba neutronów termicznych absorbowanych w paliwie}}$

 η

<ロト < 回ト < 回ト < 回ト < 回ト -

Czynnik reprodukcyjny (*reproduction factor*) to prawdopodobieństwo, że zaabsorbowany w paliwie neutron wywoła rozszczepienie pomnożone przez średnią liczbę emitowanych w tym akcie neutronów prędkich

 η

 $\eta = \frac{\text{liczba prędkich neutronów w rozszczepieniu neutronami termicznymi}}{\eta}$

liczba neutronów termicznych absorbowanych w paliwie

Ze wzrostem temperatury zmiany składowych przekrojów czynnych są proporcjonalne i ich stosunek pozostaje stały. Czynnik reprodukcyjny zależy jedynie od zawartości ²³⁵U w paliwie.

$$\eta = \frac{\sum_{a}^{U} \Phi^{U} V^{U}}{\sum_{a}^{U} \Phi^{U} V^{U} + \sum_{a}^{m} \Phi^{m} V^{m} + \sum_{a}^{o} \Phi^{o} V^{a}}$$

・ロト ・ 同 ト ・ ヨ ト ・ ヨ ト

Średnia liczba neutronów wyzwalanych w rozszczepieniu dla pojedynczych nuklidów

$$\eta = \frac{\sigma_f \nu}{\sigma_a}$$

Izotop	Neutrony termiczne		Neutrony prędkie	
	ν	η	ν	η
²³³ U	2.49	2.29	2.58	2.40
²³⁵ U	2.42	2.07	2.51	2.35
²³⁹ Pu	2.93	2.15	3.04	2.90

W przypadku, gdy materiał zawiera kilka materiałów, czynnik reprodukcyjny musi to uwzględniać. Na przykład paliwo zawierające ²³⁵U i ²³⁸U

$$\eta = \frac{N_{235}\sigma_f^{235}\nu_{235}}{N_{235}\sigma_a^{235} + N_{238}\sigma_a^{238}}$$

<ロト < 同ト < 臣ト < 臣ト

Bilans neutronów



(From Ref. 1; used with permission of Taylor & Francis.)

イロト イポト イヨト イヨト 二日

Efektywny współczynnik mnożenia

W rzeczywistym reaktorze, o skończonych rozmiarach, musimy wziąć pod uwagę fakt, iż część neutronów ucieknie z niego.



Efektywny współczynnik mnożenia

W rzeczywistym reaktorze, o skończonych rozmiarach, musimy wziąć pod uwagę fakt, iż część neutronów ucieknie z niego.

$$k_{eff}$$

 $k_{eff} = \frac{\text{liczba neutronów w danym pokoleniu}}{1. \text{ abs. neutronów z pop. pok. + ucieczka neutronów z poprzedniego pokolenia}}$
w skończonym ośrodku.
Wzór sześciu czynników

$$k_{eff} = k_{\infty} L_f L_t$$

gdzie

- L_f prawdopodobieństwo, że neutron prędki nie ucieknie z reaktora
- L_t prawdopodobieństwo, że neutron termiczny nie ucieknie z reaktora

<ロト < 回ト < 回ト < 回ト < 回ト -

- W reaktorze działających na neutronach prędkich cykl życia neutronu jest inny.
- W przypadku tego typu reaktorów minimalizuje się termalizację neutronów i niemal wszystkie rozszczepienia pochodzą od neutronów prędkich.
- W związku z tym pewne czynniki przestają mieć znaczenie
 - p (prawdopodobieństwo osiągnięcia energii termicznej),
 - L_t (prawdopodobieństwo braku ucieczki neutronu termicznego),

natomiast inne

- f (współczynnik wykorzystania neutronów termicznych),
- η (czynnik reprodukcyjny),

muszą być zmodyfikowane, aby uwzględniać neutrony prędkie zamiast termicznych.

<ロト < 同ト < 臣ト < 臣ト

Przykładowe wartości czynników



Współczynnik mnożenia

Pierwszy reaktor

Chicago Pile - 1



- Około 7.6 m średnicy, 6 m wysokości
- Otwory 8.3 cm na uran
- 45 000 grafitowych bloków
- 57 warstw, na przemian z uranem i bez
- Łącznie:
- 5.4 tony uranu metalicznego

イロト イロト イヨト イヨト

- 45 ton tlenku uranu
- 360 ton grafitu

- Masa reaktora M = 410.4 tony
 - $m_m = 5.4$ tony uranu metalicznego ($w_m = 0.013, \gamma_{235} = 0.007, \rho_m = 19.1 \text{ g/cm}^3$)
 - $m_o = 45$ ton tlenku uranu ($w_o = 0.11$, $\rho_m = 10.5$ g/cm³)
 - $m_g = 360$ ton grafitu ($w_g = 0.877$, $\rho_m = 2.16$ g/cm³

- Masa reaktora M = 410.4 tony
 - $m_m = 5.4$ tony uranu metalicznego ($w_m = 0.013, \gamma_{235} = 0.007, \rho_m = 19.1 \text{ g/cm}^3$)
 - $m_o = 45$ ton tlenku uranu ($w_o = 0.11$, $\rho_m = 10.5$ g/cm³)
 - $m_g = 360$ ton grafitu ($w_g = 0.877$, $\rho_m = 2.16$ g/cm³
- Gęstość reaktora

$$\rho_r = \frac{M}{V} = \frac{M}{\frac{m_m}{\rho_m} + \frac{m_o}{\rho_o} + \frac{m_g}{\rho_g}} = 2.397 \text{ g/cm}^3$$

- Masa reaktora M = 410.4 tony
 - $m_m = 5.4$ tony uranu metalicznego ($w_m = 0.013, \gamma_{235} = 0.007, \rho_m = 19.1 \text{ g/cm}^3$)
 - $m_o = 45$ ton tlenku uranu ($w_o = 0.11$, $\rho_m = 10.5$ g/cm³)
 - m_g = 360 ton grafitu (w_g = 0.877, ρ_m = 2.16 g/cm³
- Gęstość reaktora

$$\rho_r = \frac{M}{V} = \frac{M}{\frac{m_m}{\rho_m} + \frac{m_o}{\rho_o} + \frac{m_g}{\rho_g}} = 2.397 \text{ g/cm}^3$$

Liczba atomów

$$N_i = \frac{w_i \rho_r N_A}{m_i}$$

クへへ (18)

- Masa reaktora M = 410.4 tony ۰
 - m_m = 5.4 tony uranu metalicznego (w_m = 0.013, γ₂₃₅ = 0.007, ρ_m = 19.1 g/cm³)
 m_o = 45 ton tlenku uranu (w_o = 0.11, ρ_m = 10.5 g/cm³)

 - $m_g = 360$ ton grafitu ($w_g = 0.877$, $\rho_m = 2.16$ g/cm³
- Gęstość reaktora •

$$\rho_r = \frac{M}{V} = \frac{M}{\frac{m_m}{\rho_m} + \frac{m_o}{\rho_o} + \frac{m_g}{\rho_g}} = 2.397 \text{ g/cm}^3$$

۰ Liczba atomów

$$N_i = \frac{w_i \rho_r N_A}{m_i}$$

•
$$N_{U238} = (N_m + N_o)\gamma_{238} = 6.621 \cdot 10^{20}$$

• $N_{U235} = (N_m + N_o)\gamma_{235} = 4.667 \cdot 10^{18}$

•
$$N_{O16} = (N_o)2 = 1.176 \cdot 10^{21}$$

•
$$N_{C12} = N_g = 1.055 \cdot 10^{23}$$

<ロト < 同ト < 臣ト < 臣ト

Makroskopowe przekroje czynne

$$\Sigma_i = N_i \sigma_i^t$$

Makroskopowe przekroje czynne

$$\Sigma_i = N_i \sigma_i^t$$

Atom	Prędkie (n, f)	Rezonansowe (n, γ)	Termiczne (tot)
U-238	$4.502 \cdot 10^{-3}$	$1.916 \cdot 10^{-1}$	$7.813 \cdot 10^{-3}$
U-235	$4.047 \cdot 10^{-5}$	$1.988 \cdot 10^{-3}$	$2.843 \cdot 10^{-3}$
O-16	$3.175 \cdot 10^{-3}$	$4.469 \cdot 10^{-3}$	$4.469 \cdot 10^{-3}$
C-12	$2.437 \cdot 10^{-1}$	$4.960 \cdot 10^{-1}$	$4.961 \cdot 10^{-1}$

ク ۹ (~ (19)

E

<ロト < 同ト < 臣ト < 臣ト

Makroskopowe przekroje czynne

$$\Sigma_i = N_i \sigma_i^t$$

Atom	Prędkie (n, f)	Rezonansowe (n, γ)	Termiczne (tot)
U-238	$4.502 \cdot 10^{-3}$	$1.916 \cdot 10^{-1}$	$7.813 \cdot 10^{-3}$
U-235	$4.047 \cdot 10^{-5}$	$1.988 \cdot 10^{-3}$	$2.843 \cdot 10^{-3}$
O-16	$3.175 \cdot 10^{-3}$	$4.469 \cdot 10^{-3}$	$4.469 \cdot 10^{-3}$
C-12	$2.437 \cdot 10^{-1}$	$4.960 \cdot 10^{-1}$	$4.961 \cdot 10^{-1}$

Współczynnik wykorzystania neutronów termicznych

$$f = \frac{N_{fis}\sigma_{fis}^{th}}{\sum_{i} N_{i}\sigma_{abs}^{th}} = \frac{N_{U235}594}{N_{235}(507+87) + N_{238}2.4 + N_{O16}2 \cdot 10^{-4} + N_{C12}3 \cdot 10^{-3}} = 0.592$$

ク ۹ (~ (19)

<ロト < 同ト < 臣ト < 臣ト = 臣

Współczynnik rozszczepienia prędkiego

$$arepsilon = 1 + rac{N_{fis}\sigma_{fis}^f}{\sigma_{tot}^f}$$

Tak wygląda dla jednej próby. Ile będzie prób? Przyjmijmy, że moderatorem jest tylko C-12

Współczynnik rozszczepienia prędkiego

$$arepsilon = 1 + rac{N_{fis}\sigma_{fis}^f}{\sigma_{tot}^f}$$

Tak wygląda dla jednej próby. Ile będzie prób? Przyjmijmy, że moderatorem jest tylko C-12

$$n_{f \to r} = \frac{\ln\left(\frac{0.625 \cdot 10^6}{1.0 \cdot 10^4}\right)}{\xi} = 26$$

 Neutron musi zderzyć się z węglem 26 razy i dowolną ilość razy z uranem (który go nie spowalnia)





• Interesuje nas, ile będzie prób z U-238, każda próba to szansa $r = \frac{\sigma_f}{\sigma_{tot}}$ na rozszczepienie prędkie (r = 0.046)

E

イロト イロト イヨト イヨト



- Interesuje nas, ile będzie prób z U-238, każda próba to szansa $r = \frac{\sigma_f}{\sigma_{tot}}$ na rozszczepienie prędkie (r = 0.046)
- Prawdopodobieństwo zderzenia z C-12 (c = 0.969), z U-238 (u = 0.018), musimy posumować wszystkie ścieżki

$$c^{26} + 26c^{26}u + 26^2c^{26}u^2 + \dots$$

Wzór na sumę

$$\sum_{k=0}^n aq^n = a\frac{1-q^n}{1-q}$$

W naszym przypadku

$$\sum_{k=0}^{\infty} 26^k (u \times r)^k = \frac{1}{1 - 0.022} = 0.022$$

Stąd

$$\varepsilon = 1 + 1 - \sum_{k=0}^{\infty} 26^k (u \times 0.046)^k = 1.022$$

<回ト < 三ト < 三ト

Podobnie oszacujemy współczynnik p osiągnięcia energii termicznej.

1

Ile potrzebujemy zderzeń z węglem?

$$u_{r \to t} = \frac{\ln\left(\frac{10^4}{1.0}\right)}{\xi} = 44$$



Podobnie oszacujemy współczynnik p osiągnięcia energii termicznej.

ł

Ile potrzebujemy zderzeń z węglem?

$$h_{r \to t} = \frac{\ln \left(\frac{\ln^4}{1.0}\right)}{\xi} = 44$$



res.

Ponownie dodajemy wszystkie ścieżki

$$c^{44} + 44c^{44}u + 44^2c^{44}u^2 + \dots$$

$$p = c^{44} \sum_{i=0}^{\infty} (c \cdot t)^i 44^i = (0.72)^{44} \sum_{i=0}^{\infty} (0.394)^i = 8.7 \cdot 10^{-7}$$

W ten sposób wszystkie neutrony są absorbowane! Gdzie tkwi błąd rozumowania?

- Nie możemy traktować reaktora jako jednorodnej mieszaniny atomów!
- Jaka jest średnia droga swobodna prędkiego neutronu w paliwie?

 $\Sigma_{tot} = N\sigma_{tot} = 0.3731/\text{cm}$

stąd $\lambda = 2.68$ cm

Możemy się spodziewać 1-2 zdarzeń w paliwie, następne zachodzą już w graficie

- Nie możemy traktować reaktora jako jednorodnej mieszaniny atomów!
- Jaka jest średnia droga swobodna prędkiego neutronu w paliwie?

 $\Sigma_{tot} = N\sigma_{tot} = 0.3731/\text{cm}$

stąd $\lambda = 2.68$ cm

- Możemy się spodziewać 1-2 zdarzeń w paliwie, następne zachodzą już w graficie
- W graficie interesuje nas prawdopodobieństwo rozproszenia w stosunku do całkowitego przekroju czynnego $s = \sigma_{el}/\sigma_{tot} = 0.999575$
- Prawdopodobieństwo osiągnięcia energii termicznej to prawdopodobieństwo jednokrotnego rozproszenia elastycznego w paliwie i 44 rozproszeń elastycznych w graficie

$$p = s^{44} \cdot (1 - r) = 0.93$$

<ロト < 同ト < 三ト < 三ト

- Nie możemy traktować reaktora jako jednorodnej mieszaniny atomów!
- Jaka jest średnia droga swobodna prędkiego neutronu w paliwie?

 $\Sigma_{tot} = N\sigma_{tot} = 0.3731/\text{cm}$

stąd $\lambda = 2.68$ cm

- Możemy się spodziewać 1-2 zdarzeń w paliwie, następne zachodzą już w graficie
- W graficie interesuje nas prawdopodobieństwo rozproszenia w stosunku do całkowitego przekroju czynnego $s = \sigma_{el}/\sigma_{tot} = 0.999575$
- Prawdopodobieństwo osiągnięcia energii termicznej to prawdopodobieństwo jednokrotnego rozproszenia elastycznego w paliwie i 44 rozproszeń elastycznych w graficie

$$p = s^{44} \cdot (1 - r) = 0.93$$

 To rozumowanie oznacza, że musimy także poprawić wartość ε, ponieważ będzie tylko jedna próba (r = 0.046) rozszczepienia prędkiego i stąd ε = 1.046.

<ロト < 回 ト < 注 ト < 注 ト - 注

- Nie możemy traktować reaktora jako jednorodnej mieszaniny atomów!
- Jaka jest średnia droga swobodna prędkiego neutronu w paliwie?

 $\Sigma_{tot} = N\sigma_{tot} = 0.3731/\text{cm}$

stąd $\lambda = 2.68$ cm

- Możemy się spodziewać 1-2 zdarzeń w paliwie, następne zachodzą już w graficie
- W graficie interesuje nas prawdopodobieństwo rozproszenia w stosunku do całkowitego przekroju czynnego s = \sigma_{el}/\sigma_{tot} = 0.999575
- Prawdopodobieństwo osiągnięcia energii termicznej to prawdopodobieństwo jednokrotnego rozproszenia elastycznego w paliwie i 44 rozproszeń elastycznych w graficie

$$p = s^{44} \cdot (1 - r) = 0.93$$

- To rozumowanie oznacza, że musimy także poprawić wartość ε, ponieważ będzie tylko jedna próba (r = 0.046) rozszczepienia prędkiego i stąd ε = 1.046.
- Łącznie dostajemy

$$k_{\infty} = \eta f \varepsilon p = 2.02 \cdot 0.593 \cdot 0.93 \cdot 1.046 = 1.16$$

 Oszacowanie wskazuje, że możemy w tych warunkach osiągnąć krytyczność dla stosu o skończonych rozmiarach!

イロト イボト イヨト イヨト 三日