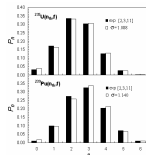


Część III - parametry reaktora

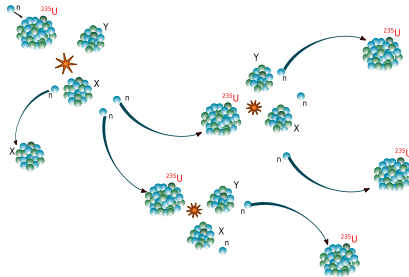
Reakcja łańcuchowa

- Średnio w rozszczepieniu ^{235}U powstaje 2.413 neutronu, a w rozszczepieniu ^{239}Pu - 2.875.



n	$^{235}\text{U}(n_{th})$		$^{239}\text{Pu}(n_{th})$	
	p_n^{235}	$P_n(\sigma = 1.088)$	p_n^{239}	$P_n(\sigma = 1.140)$
0	0.0317±0.0015	0.0398	0.0109±0.0001	0.0187
1	0.1720±0.0014	0.1621	0.0995±0.0028	0.0955
2	0.3363±0.0031	0.3314	0.2750±0.0033	0.2576
3	0.3038±0.0004	0.3085	0.3270±0.0041	0.3372
4	0.1268±0.0036	0.1308	0.2045±0.0087	0.2144
5	0.0266±0.0026	0.0251	0.0728±0.0133	0.0661
6	0.0026±0.0009	0.0022	0.0097±0.0027	0.0099
7	0.0002±0.0001	0.0000	0.0006±0.0009	0.0007
ν_1	2.413	2.413	2.875	2.875
ν_2	4.635	4.655	6.738	6.761
ν_3	6.816	6.778	12.526	12.475

- 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 innym 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 innym pochodzeniu są nazywane neutronami źródłowymi.
- Neutrony mogą mieć pochodzenie wewnętrzne lub zewnętrzne

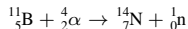
Źródła neutronów

- 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 $((\alpha, n), (\gamma, n))$. Izotopy uranu $^{235,238}\text{U}$ czy plutonu $^{239,240}\text{Pu}$ w niewielkim stopniu ulegają spontanicznemu rozszczepieniu.

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

Źródła wewnętrzne

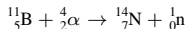
- Oprócz rozszczepień spontanicznych, kolejnym źródłem wewnętrznym są reakcje boru i paliwa. Bor jest używany w reaktorach jako materiał wychwytyjący neutrony, do sterowania reaktorem lub przedłużania cyklu wymiany paliwa. Izotop ^{11}B (80.1% naturalnego rozpowszechnienia) ulega reakcji z cząstkami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



Bor-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.

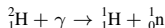
Źródła wewnętrzne

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



Bor-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.



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.

Źródła zewnętrzne

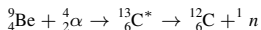
- Intensywność wewnętrznych źródeł neutronów może być niedostateczna, a dodatkowo zależy od historii operacji reaktora, i w wielu przypadkach w reaktorach montuje się dodatkowe źródła neutronów, które zapewniają odpowiedni poziom neutronów do kontroli i startu reaktora.

Źródła zewnętrzne

- 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 ^{252}Cf emitujący 2×10^{12} neutronów na sekundę na gram. Niestety jego okres połowicznego zaniku to tylko 2.65 roku.

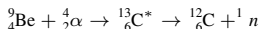
Źródła zewnętrzne

- 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 ^{252}Cf emitujący 2×10^{12} 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. ^{239}Pu , ^{226}Ra , ^{241}Am)

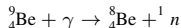


Źródła zewnętrzne

- 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 ^{252}Cf emitujący 2×10^{12} 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. ^{239}Pu , ^{226}Ra , ^{241}Am)

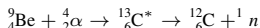


- Beryl ulega także reakcji (γ, n) używanej w instalowanych źródłach. Ostatni neutron w ${}^9\text{Be}$ ma energię wiązania zaledwie 1.66 MeV, więc kwant γ przekraczający tę energię może wywołać reakcję

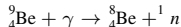


Źródła zewnętrzne

- 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 ^{252}Cf emitujący 2×10^{12} 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. ^{239}Pu , ^{226}Ra , ^{241}Am)



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



- Popularnym źródłem tego typu jest kapsuła zawierająca antymon, otoczona berylem. W wyniku aktywacji neutronami (reakcja wychwytu) powstaje izotop ^{124}Sb 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_{∞}

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

w nieskończonym ośrodku.

Współczynnik mnożenia

k_{∞}

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

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
- p - prawdopodobieństwo osiągnięcia energii termicznej
- f - współczynnik wykorzystania neutronów termicznych
- η - współczynnik reprodukcji

Współczynnik rozszczepienia prędkiego

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

ϵ

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

Współczynnik rozszczepienia prędkiego

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

ϵ

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

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 truczyn reaktorowych jest bardzo mała.

Prawdopodobieństwo osiągnięcia energii termicznej

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 ^{238}U , w którym znajduje się w tym obszarze wiele rezonansów. Prawdopodobieństwo osiągnięcia energii termicznej (*resonance escape probability*) jest zdefiniowane jako

p

$$p = \frac{\text{liczba neutronów osiagajacych energie termiczna}}{\text{liczba spowalnianych neutronow predkich}}$$

Prawdopodobieństwo osiągnięcia energii termicznej

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 ^{238}U , w którym znajduje się w tym obszarze wiele rezonansów. Prawdopodobieństwo osiągnięcia energii termicznej (*resonance escape probability*) jest zdefiniowane jako

p

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

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 wychwytyń zdarza się na ^{238}U . 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

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

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

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

Ten współczynnik jest zawsze mniejszy od 1, ponieważ zawsze będzie zachodziła absorpcja poza paliwem. Pomimo iż przekroje czynne na absorpcje zależą od temperatury (czynnik $1/v$), 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

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

η

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

Czynnik reprodukcyjny

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

η

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

Ze wzrostem temperatury zmiany składowych przekrojów czynnych są proporcjonalne i ich stosunek pozostaje stały. Czynniki reprodukcyjne zależą jedynie od zawartości ^{235}U w paliwie.

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

Czynnik reprodukcyjny

Średnia liczba neutronów wyzwanych 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 uwzględnić. Na przykład paliwo zawierające ^{235}U i ^{238}U

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

Bilans neutronów

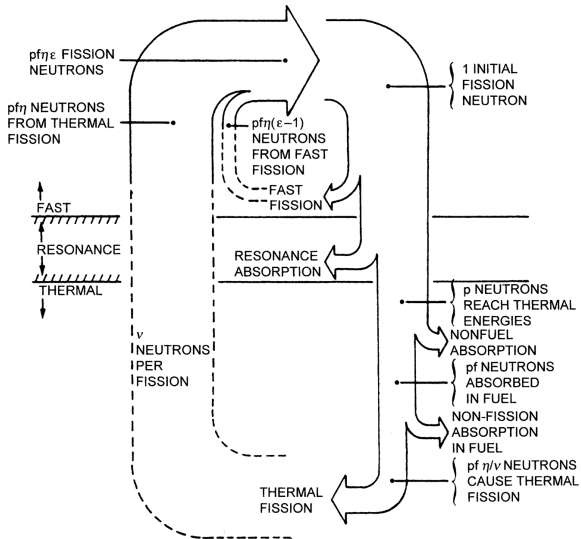


Fig. 2.3 Neutron balance in a thermal neutron fission assembly.
(From Ref. 1; used with permission of Taylor & Francis.)

Efektywny współczynnik mnożenia

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

k_{eff}

$$k_{eff} = \frac{\text{liczba neutronów w danym pokoleniu}}{\text{l. abs. neutronów z pop. pok. + ucieczka neutronów z poprzedniego pokolenia}}$$

w skończonym ośrodku.

Efektywny współczynnik mnożenia

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

k_{eff}

$$k_{eff} = \frac{\text{liczba neutronów w danym pokoleniu}}{\text{l. abs. neutronów z pop. pok. + ucieczka neutronów z poprzedniego pokolenia}}$$

w skończonym ośrodku.

Wzór sześciu czynników

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

gdzie

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

Reaktor na neutronach prędkich

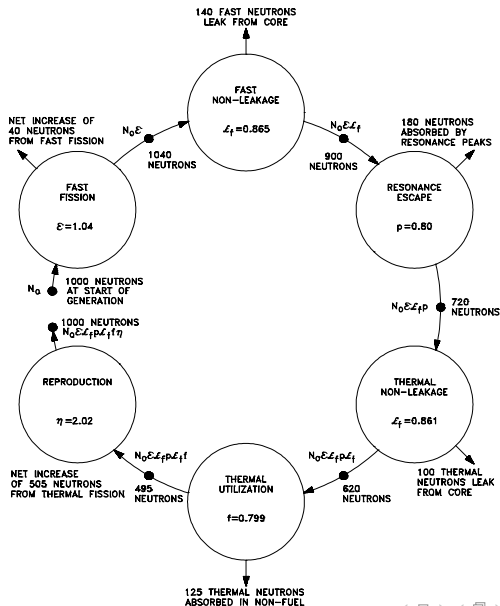
- W reaktorze działających na neutronach prędkich cykl życia neutronu jest inny.
- W przypadku tego typu reaktorów minimalizuje się termalizację neutronów i niemal wszystkie rozszczepienia pochodzą od neutronów prędkich.
- W związku z tym pewne czynniki przestają mieć znaczenie
 - p (prawdopodobieństwo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

natomiast inne

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

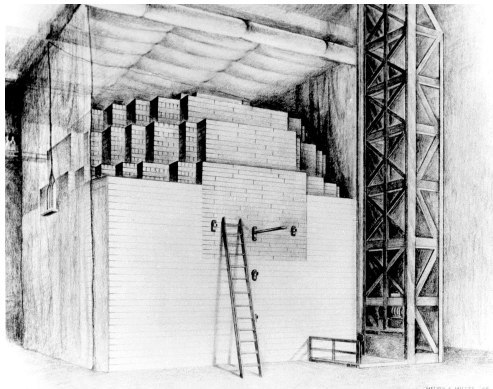
muszą być zmodyfikowane, aby uwzględnić neutrony prędkie zamiast termicznych.

Przykładowe wartości czynników



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
 - 45 ton tlenku uranu
 - 360 ton grafitu

Oszacowanie k pierwszego reaktora

- 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 ($w_o = 0.11$, $\rho_m = 10.5 \text{ g/cm}^3$)
 - $m_g = 360$ ton grafitu ($w_g = 0.877$, $\rho_m = 2.16 \text{ g/cm}^3$)

Oszacowanie k pierwszego reaktora

- 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 ($w_o = 0.11$, $\rho_o = 10.5 \text{ g/cm}^3$)
 - $m_g = 360$ ton grafitu ($w_g = 0.877$, $\rho_m = 2.16 \text{ g/cm}^3$)
- Gęstość reaktora

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

Oszacowanie k pierwszego reaktora

- 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 ($w_o = 0.11$, $\rho_o = 10.5 \text{ g/cm}^3$)
 - $m_g = 360$ ton grafitu ($w_g = 0.877$, $\rho_g = 2.16 \text{ g/cm}^3$)
- 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

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

Oszacowanie k pierwszego reaktora

- 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 ($w_o = 0.11$, $\rho_o = 10.5 \text{ g/cm}^3$)
 - $m_g = 360$ ton grafitu ($w_g = 0.877$, $\rho_g = 2.16 \text{ g/cm}^3$)
- 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

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

- $N_{U238} = (N_m + N_o)\gamma_{238} = 6.621 \cdot 10^{20}$
- $N_{U235} = (N_m + N_o)\gamma_{235} = 4.667 \cdot 10^{18}$
- $N_{O16} = (N_o)2 = 1.176 \cdot 10^{21}$
- $N_{C12} = N_g = 1.055 \cdot 10^{23}$

Oszacowanie k pierwszego reaktora

- Makroskopowe przekroje czynne

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

Oszacowanie k pierwszego reaktora

- Makroskopowe przekroje czynne

$$\Sigma_i = N_i \sigma_i'$$

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	$2.437 \cdot 10^{-1}$	$4.960 \cdot 10^{-1}$	$4.961 \cdot 10^{-1}$

Oszacowanie k pierwszego reaktora

- 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

$$f = \frac{N_{\text{fis}} \sigma_{\text{fis}}^{\text{th}}}{\sum_i N_i \sigma_{\text{abs}}^{\text{th}}} = \frac{N_{\text{U235}} 594}{N_{\text{235}}(507 + 87) + N_{\text{238}} 2.4 + N_{\text{O16}} 2 \cdot 10^{-4} + N_{\text{C12}} 3 \cdot 10^{-3}} = 0.593$$

Współczynnik rozszczepienia prędkiego

- Współczynnik rozszczepienia prędkiego

$$\varepsilon = 1 + \frac{N_{fis} \sigma_{fis}^f}{\sigma_{tot}^f}$$

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

Współczynnik rozszczepienia prędkiego

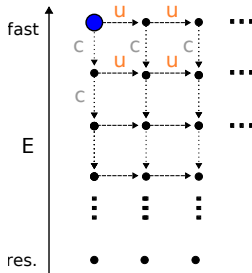
- Współczynnik rozszczepienia prędkiego

$$\varepsilon = 1 + \frac{N_{fis} \sigma_{fis}^f}{\sigma_{tot}^f}$$

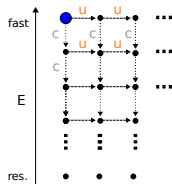
- Tak wygląda dla jednej próby. Ile będzie prób? Przyjmijmy, że moderatorem jest tylko C-12

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

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

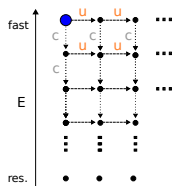


Współczynnik rozszczepienia prędkiego



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

Współczynnik rozszczepienia prędkiego



- 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

$$c^{26} + 26c^{25}u + 26^2c^{24}u^2 + \dots$$

- Wzór na sumę

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

- W naszym przypadku

$$\sum_{k=0}^{\infty} 26^k (u \times r)^k = \frac{1}{1 - 0.022} = 1.022$$

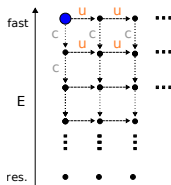
- Stąd

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

Prawdopodobieństwo osiągnięcia energii termicznej

- Podobnie oszacujemy współczynnik p osiągnięcia energii termicznej.
- Ile potrzebujemy zderzeń z węglem?

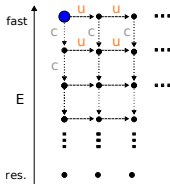
$$n_{r \rightarrow t} = \frac{\ln\left(\frac{10^4}{1.0}\right)}{\xi} = 44$$



Prawdopodobieństwo osiągnięcia energii termicznej

- Podobnie oszacujemy współczynnik p osiągnięcia energii termicznej.
- Ile potrzebujemy zderzeń z węglem?

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



- Prawdopodobieństwo zderzenia z C-12 ($c = 0.72$), z U-238 ($u = 0.28$), w tym drugim przypadku prawdopodobieństwo niepochłonięcia $t = \sigma_{el} / \sigma_{tot} = 0.032$.
- Ponownie dodajemy wszystkie ścieżki

$$c^{44} + 44c^{43}u + 44^2c^{42}u^2 + \dots$$

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

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

Prawdopodobieństwo osiągnięcia energii termicznej

- 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 $\lambda = 2.68 \text{ cm}$

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

Prawdopodobieństwo osiągnięcia energii termicznej

- 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 $\lambda = 2.68 \text{ cm}$

- 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

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

Prawdopodobieństwo osiągnięcia energii termicznej

- 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 $\lambda = 2.68 \text{ cm}$

- 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 $\epsilon = 1.046$.

Prawdopodobieństwo osiągnięcia energii termicznej

- 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 $\lambda = 2.68 \text{ cm}$

- 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 $\epsilon = 1.046$.
- Łącznie dostajemy

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

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