

Wykład 3

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

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

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

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

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.

□

Bilans neutronów

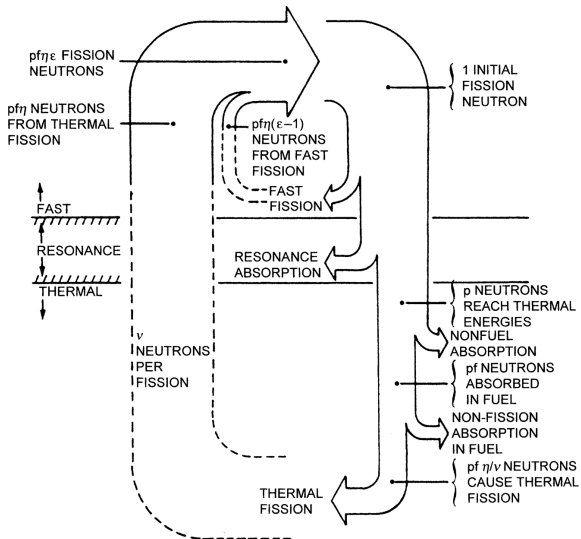


Fig. 2.3 Neutron balance in a thermal neutron fission assembly.
(From Ref. 1; used with permission of Taylor & Francis.)

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.

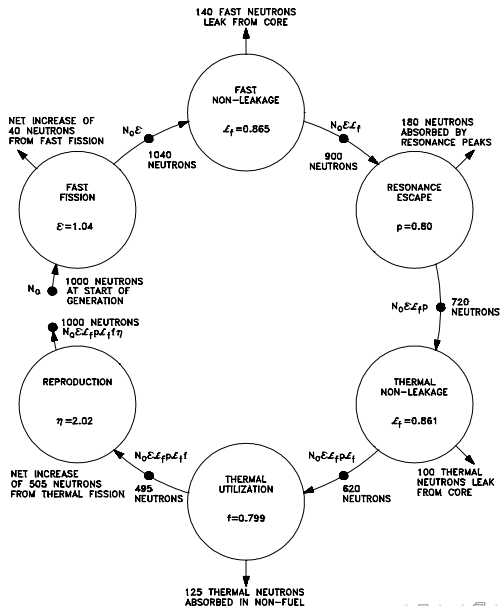
Wzór sześciu czynników

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

gdzie

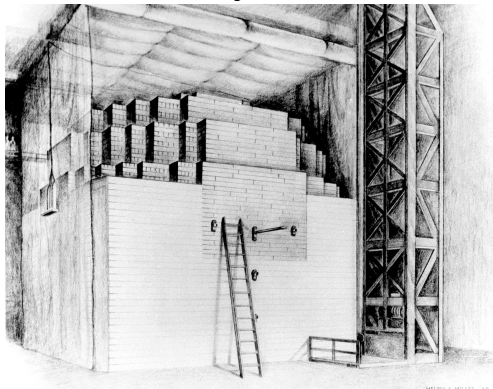
- L_f - prawdopodobieństwo, że neutron prędkości nie ucieknie z reaktora
- L_t - prawdopodobieństwo, że neutron termiczny nie ucieknie z reaktora

Przykładowe wartości czynników



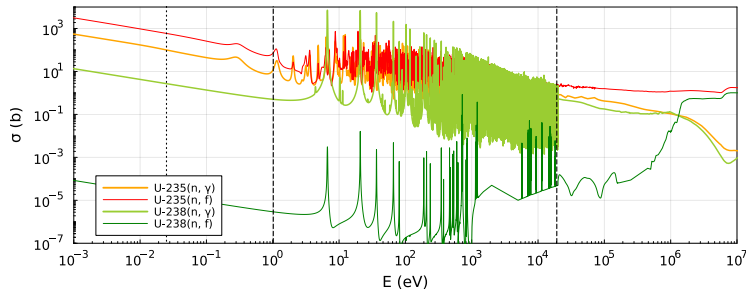
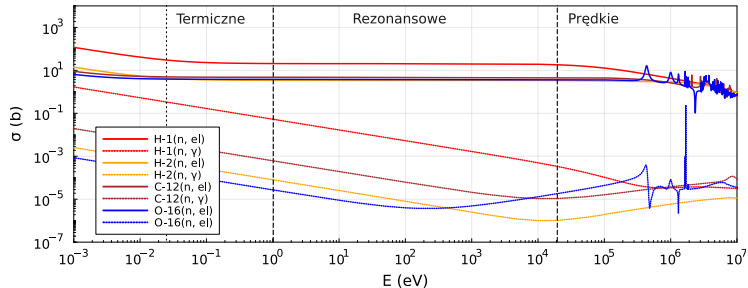
Pierwszy reaktor

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

Przekroje czynne materiałów reaktora



Zadanie 8

Oszacuj współczynnik mnożenia k_{∞} reaktora Chicago Pile – 1.

Reaktywność

Jeżeli w danej generacji mamy N neutronów, to w następnej będzie ich Nk_{eff} . Zmiana ich liczby ($Nk_{eff} - N$), wyrażona w stosunku do bieżącej nosi nazwę reaktywności

ρ

$$\rho = \frac{Nk_{eff} - N}{Nk_{eff}} = \frac{k_{eff} - 1}{k_{eff}}$$

Reaktywność

Jeżeli w danej generacji mamy N neutronów, to w następnej będzie ich Nk_{eff} . Zmiana ich liczby ($Nk_{eff} - N$), wyrażona w stosunku do bieżącej nosi nazwę reaktywności

ρ

$$\rho = \frac{Nk_{eff} - N}{Nk_{eff}} = \frac{k_{eff} - 1}{k_{eff}}$$

Jest to miara odchylenia reaktora od krytyczności. Jest to wielkość bezwymiarowa, ale w literaturze można spotkać typowo

- procenty $\Delta k/k$ (0.01)
- pcm (percent milirho) $\Delta k/k$ (10^{-5})

Reaktywność

Jeżeli w danej generacji mamy N neutronów, to w następnej będzie ich Nk_{eff} . Zmiana ich liczby ($Nk_{eff} - N$), wyrażona w stosunku do bieżącej nosi nazwę reaktywności

ρ

$$\rho = \frac{Nk_{eff} - N}{Nk_{eff}} = \frac{k_{eff} - 1}{k_{eff}}$$

Jest to miara odchylenia reaktora od krytyczności. Jest to wielkość bezwymiarowa, ale w literaturze można spotkać typowo

- procenty $\Delta k/k$ (0.01)
- pcm (percent milirho) $\Delta k/k$ (10^{-5})

Odwrotna zależność pozwala wyznaczyć k_{eff}

$$k_{eff} = \frac{1}{1 - \rho}$$

Problem 1

Przedstaw w formie wykresu zależność współczynnika reprodukcji dla neutronów termicznych od wzbogacenia paliwa, dla jednorodnego UO_2 .
Narysuj reaktywności w funkcji wzbogacenia paliwa (w zakresie 2–10%) dla reaktora o parametrach (zakładamy, że nie ulegają zmianie)

- $\epsilon = 1.04$
- $L_f = 0.87$
- $L_t = 0.86$
- $p = 0.81$
- $f = 0.81$

i sprawdź dla jakiego poziomu wzbogacenia reaktor może osiągnąć krytyczność. Które z parametrów mogą w rzeczywistości zmieniać się pod wpływem zmiany wzbogacenia paliwa?

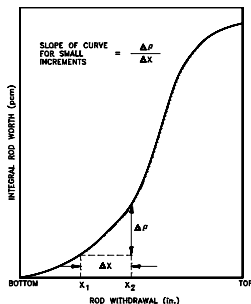
Współczynniki reaktywności

Reaktywność może zależeć od wielu różnych czynników - temperatury, ciśnienia, ustawienia paliwa, prętów, wypalenia paliwa, ilości trucizn, . . .

Współczynnik proporcjonalności zmiana reaktywności po parametrze x to współczynnik reaktywności

$$\alpha_x = \frac{d\rho}{dx}$$

Przy czym zakładamy niewielkie zmiany parametru, tak, aby przybliżenie liniowe było spełnione w otoczeniu punktu zmiany.

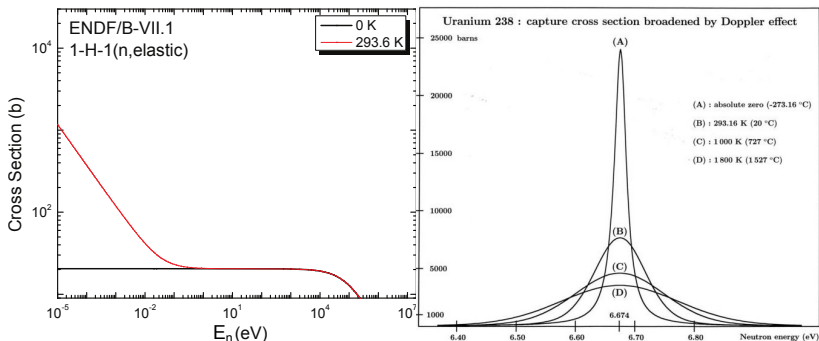


Temperaturowy współczynnik reaktywności

Reaktywność w ogólności może zależeć w skomplikowany sposób od danego parametru. Na przykład temperatura wpływa na przekroje czynne w obszarze termicznym jak

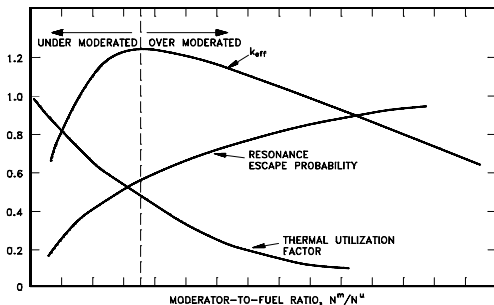
$$\sigma = \sigma_0 \left(\frac{T_0}{T} \right)^{1/2}$$

a co za tym idzie zmieniają się wszelkie makroskopowe przekroje czynne. Z drugiej strony temperatura powoduje Dopplerowskie poszerzenie rezonansów, co zwiększa prawdopodobieństwo, że neutron zostanie w nich złapany.



Stosunek moderatora do paliwa

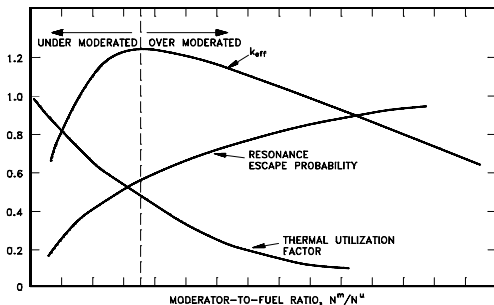
Jednym z czynników wpływających na k_{eff} (i reaktywność) jest stosunek moderatora do paliwa (N_m/N_U). Zbyt mała ilość moderatora zwiększa prawdopodobieństwo wychwytu neutronu w rezonansach oraz ucieczkę. Zbyt duża powoduje spadek współczynnika wykorzystania neutronów termicznych ze względu na absorpcję w moderatorze. Istnieje zatem optymalny stosunek moderatora do paliwa.



Pomimo tego większość reaktorów wodnych jest projektowana jako "niedomoderowane". Dlaczego?

Stosunek moderatora do paliwa

Jednym z czynników wpływających na k_{eff} (i reaktywność) jest stosunek moderatora do paliwa (N_m/N_U). Zbyt mała ilość moderatora zwiększa prawdopodobieństwo wychwytu neutronu w rezonansach oraz ucieczkę. Zbyt duża powoduje spadek współczynnika wykorzystania neutronów termicznych ze względu na absorpcję w moderatorze. Istnieje zatem optymalny stosunek moderatora do paliwa.



Pomimo tego większość reaktorów wodnych jest projektowana jako "niedomoderowane". Dlaczego? Wzrost temperatury moderatora (związany np. ze zwiększeniem mocy) powoduje zmniejszenie gęstości i spadek stosunku N_m/N_U . W reaktorze przemoderowanym prowadziłoby to zwiększenia k_{eff} , co daje niebezpieczne sprzężenie zwrotne.

Najważniejsze współczynniki reaktywności

- Współczynnik temperaturowy moderatora - w reaktorze niedomoderowanym jest ujemny, czyli wzrost temperatury powoduje spadek reaktywności - co daje efekt samoregulacji

Najważniejsze współczynniki reaktywności

- Współczynnik temperaturowy moderatora - w reaktorze niedomoderowanym jest ujemny, czyli wzrost temperatury powoduje spadek reaktywności - co daje efekt samoregulacji
- Współczynnik temperaturowy paliwa - czas transferu ciepła z paliwa do moderatora to sekundy, ale powstaje ono natychmiast w paliwie; dlatego jeszcze ważniejsze jest, aby współczynnik temperaturowy paliwa był ujemny. Ponieważ głównym efektem jest tu zwiększenie wychwytu neutronów na poszerzonych rezonansach (głównie ^{238}U , ^{240}Pu) nazywany jest czasem Dopplerowskim współczynnikiem paliwa

Najważniejsze współczynniki reaktywności

- Współczynnik temperaturowy moderatora - w reaktorze niedomoderowanym jest ujemny, czyli wzrost temperatury powoduje spadek reaktywności - co daje efekt samoregulacji
- Współczynnik temperaturowy paliwa - czas transferu ciepła z paliwa do moderatora to sekundy, ale powstaje ono natychmiast w paliwie; dlatego jeszcze ważniejsze jest, aby współczynnik temperaturowy paliwa był ujemny. Ponieważ głównym efektem jest tu zwiększenie wychwytu neutronów na poszerzonych rezonansach (głównie ^{238}U , ^{240}Pu) nazywany jest czasem Dopplerowskim współczynnikiem paliwa
- Współczynnik ciśnienia - zmiana ciśnienia w reaktorze wpływa przede wszystkim na zwiększenie gęstości moderatora. To w typowym reaktorze powoduje wzrost stosunku moderatora do paliwa i wzrost reaktywności. Współczynnik ten jest bardzo mały w stosunku do temperaturowego.

Najważniejsze współczynniki reaktywności

- Współczynnik temperaturowy moderatora - w reaktorze niedomoderowanym jest ujemny, czyli wzrost temperatury powoduje spadek reaktywności - co daje efekt samoregulacji
- Współczynnik temperaturowy paliwa - czas transferu ciepła z paliwa do moderatora to sekundy, ale powstaje ono natychmiast w paliwie; dlatego jeszcze ważniejsze jest, aby współczynnik temperaturowy paliwa był ujemny. Ponieważ głównym efektem jest tu zwiększenie wychwytu neutronów na poszerzonych rezonansach (głównie ^{238}U , ^{240}Pu) nazywany jest czasem Dopplerowskim współczynnikiem paliwa
- Współczynnik ciśnienia - zmiana ciśnienia w reaktorze wpływa przede wszystkim na zwiększenie gęstości moderatora. To w typowym reaktorze powoduje wzrost stosunku moderatora do paliwa i wzrost reaktywności. Współczynnik ten jest bardzo mały w stosunku do temperaturowego.
- Współczynnik próżni - w reaktorach z wrzącą wodą (przede wszystkim BWR), warunki powodują powstawanie bąbli pary wodnej, wraz ze zwiększaniem mocy ich liczba się zwiększa. Powoduje to spadek gęstości moderatora i w reaktorze niedomoderowanym, spadek reaktywności.

Trucizny reaktorowe

Trucizny reaktorowe to nuklidy, które posiadają wyjątkowo duży przekrój czynny na wychwyty neutronów. Poniższa tabela przedstawia izotopy o najwyższym znanym przekroju na wychwyty neutronów termicznych (powyżej 10^4 b)

| Izotop | σ (b) | $T_{1/2}$ |
|-------------------|--------------------|----------------------|
| ^{135}Xe | 2.66×10^6 | 9.14 h |
| ^{88}Zr | 8.61×10^5 | 83.4 h |
| ^{155}Gd | 6.07×10^4 | stabilny |
| ^{149}Sm | 4.05×10^4 | stabilny |
| ^{157}Gd | 2.54×10^4 | stabilny |
| ^{153}Gd | 2.23×10^4 | 240.4 d |
| ^{113}Cd | 2.07×10^4 | 8×10^{15} y |
| ^{105}Rh | 1.58×10^4 | 35.36 h |
| ^{152}Eu | 1.28×10^4 | 13.52 y |

Trucizny dodawane

Niektóre z trucizn powstają jako efekt uboczny rozszczepienia, inne są celowo dodawane do reaktora, w szczególności:

- *Wypalające się trucizny*. Reaktor podczas działania zużywa paliwo. Oznacza to, że początkowo ma go więcej niż pod koniec okresu działania, a jego reaktywność musi być najpierw dodatnia. Jego stan można kontrolować prętami kontrolnymi, ale nie zawsze jest to pożądane (np. konieczne są duże i kosztowne układy sterowania), oraz nie działa korzystnie na rozkład neutronów. Zamiast tego do paliwa można dodać trucizny, które stopniowo będą ulegać wypalaniu i utrzymywać reaktywność reaktora na tym samym poziomie. Zwykle są to związki boru lub gadolinu.

Trucizny dodawane

Niektóre z trucizn powstają jako efekt uboczny rozszczepienia, inne są celowo dodawane do reaktora, w szczególności:

- *Wypalające się trucizny.* Reaktor podczas działania zużywa paliwo. Oznacza to, że początkowo ma go więcej niż pod koniec okresu działania, a jego reaktywność musi być najpierw dodatnia. Jego stan można kontrolować prętami kontrolnymi, ale nie zawsze jest to pożądane (np. konieczne są duże i kosztowne układy sterowania), oraz nie działa korzystnie na rozkład neutronów. Zamiast tego do paliwa można dodać trucizny, które stopniowo będą ulegać wypalaniu i utrzymywać reaktywność reaktora na tym samym poziomie. Zwykle są to związki boru lub gadolinu.
- *Rozpuszczalne trucizny.* Typowym przykładem rozpuszczalnej trucizny jest kwas borowy, stosowany w reaktorach PWR jako dodatek do wody chłodzącej, którego stężenie jest zmieniane wraz z wypalaniem się paliwa.

Trucizny dodawane

Niektóre z trucizn powstają jako efekt uboczny rozszczepienia, inne są celowo dodawane do reaktora, w szczególności:

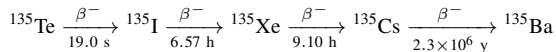
- *Wypalające się trucizny.* Reaktor podczas działania zużywa paliwo. Oznacza to, że początkowo ma go więcej niż pod koniec okresu działania, a jego reaktywność musi być najpierw dodatnia. Jego stan można kontrolować prętami kontrolnymi, ale nie zawsze jest to pożądane (np. konieczne są duże i kosztowne układy sterowania), oraz nie działa korzystnie na rozkład neutronów. Zamiast tego do paliwa można dodać trucizny, które stopniowo będą ulegać wypalaniu i utrzymywać reaktywność reaktora na tym samym poziomie. Zwykle są to związki boru lub gadolinu.
- *Rozpuszczalne trucizny.* Typowym przykładem rozpuszczalnej trucizny jest kwas borowy, stosowany w reaktorach PWR jako dodatek do wody chłodzącej, którego stężenie jest zmieniane wraz z wypalaniem się paliwa.
- *Niewypalające się trucizny.* Izotopy hafnu mają taką właściwość, że wychwyt neutronu prowadzi do powstania izotopu o równie dużym przekroju na wychwyt kolejnych neutronów. W związku z tym nie ulegają one wypalaniu. Tego typu materiałów używa się do formowania profilu neutronów np. ograniczania jego maksimum w pewnych obszarach reaktora.

Ksenon-135

Prawdopodobieństwo bezpośredniego powstania ^{135}Xe w rozszczepieniu ^{235}U wywołanego neutronami termicznymi to 0.257%, ale pojawia się on także w wyniku przemiany β^- ^{135}I (2.93%), który jest zasilany także przez rozpad β^- ^{135}Te (3.22%). Sumaryczne prawdopodobieństwo otrzymania tego jądra w rozszczepieniu to 7.78%, co oznacza, że jest jednym z najczęściej powstających jąder.

| | | | | | |
|------------------------------|-----------------------------|-----------------------------|---------------------------|---------------------------|-----------------------------|
| Ba 135 6.592 7.7e-6 | Ba 136 7.854 4.7e-6 | Ba 137 11.232 1.9e-6 | Ba 138 71.698 6e-3 | Ba 139 83.13 m 0.07 | Ba 140 12.7527 d 6.46 |
| Cs 134 2.0652 y 7.7e-3 | Cs 135 1.33 My 4.9e-6 | Cs 136 13.16 d 5.5e-3 | Cs 137 30.08 y 0.06 | Cs 138 33.41 m 6.4 | Cs 139 9.27 m 1.31 |
| Xe 133 5.2475 d 2.5e-3 | Xe 134 10.4357 1.7 | Xe 135 9.14 h 1.35 | Xe 136 8.8573 2.30 | Xe 137 3.818 m 3.20 | Xe 138 14.14 m 4.82 |
| I 132 2.295 h 0.02 | I 133 20.83 h 3.15 | I 134 52.5 m 1.81 | I 135 6.58 h 2.93 | I 136 83.4 s 2.58 | I 137 24.13 s 2.62 |
| Te 131 25.0 m 0.33 | Te 132 3.204 d 1.53 | Te 133 12.5 m 4.14 | Te 134 41.8 m 6.23 | Te 135 19.0 s 3.22 | Te 136 17.63 s 1.32 |
| Sb 130 39.5 m 0.57 | Sb 131 23.03 m 1.66 | Sb 132 2.79 m 2.17 | Sb 133 2.34 m 2.26 | Sb 134 780 ms 0.72 | Sb 135 1.679 s 0.14 |

Ksenon-135



Zmianę skupienia izotopów w łańcuchu możemy zapisać w formie układu równań. Dla uproszczenia zajmiemy się tylko ^{135}Te , ^{135}I i ^{135}Xe .

$$\frac{dN_{\text{Te}}}{dt} = \gamma_{\text{Te}} N_f \sigma_f \Phi - \lambda_{\text{Te}} N_{\text{Te}} - \sigma_{\text{Te}} N_{\text{Te}} \Phi$$

$$\frac{dN_{\text{I}}}{dt} = \gamma_{\text{I}} N_f \sigma_f \Phi - \lambda_{\text{I}} N_{\text{I}} - \sigma_{\text{I}} N_{\text{I}} \Phi + \lambda_{\text{Te}} N_{\text{Te}}$$

$$\frac{dN_{\text{Xe}}}{dt} = \gamma_{\text{Xe}} N_f \sigma_f \Phi - \lambda_{\text{Xe}} N_{\text{Xe}} - \sigma_{\text{Xe}} N_{\text{Xe}} \Phi + \lambda_{\text{I}} N_{\text{I}}$$

gdzie

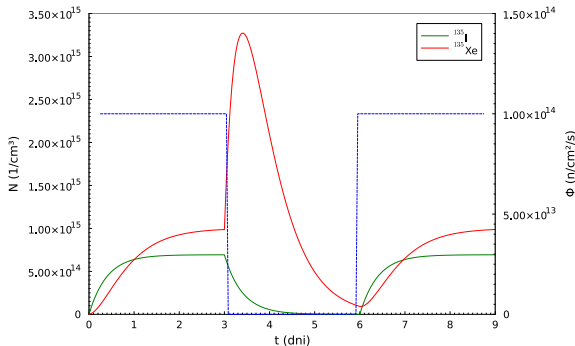
- N_i - skupienie i-tego izotopu w $1/\text{cm}^3$
- γ_i - prawdopodobieństwo powstania i-tego izotopu w rozszczepieniu
- N_f - skupienie paliwa w $1/\text{cm}^3$
- σ_f - przekrój czynny na rozszczepienie dla paliwa
- Φ - strumień neutronów w $1/\text{cm}^2/\text{s}$
- λ_i - stała rozpadu i-tego izotopu
- σ_i - przekrój czynny na wychwytywanie neutronu dla i-tego izotopu

Zadanie 9

Znaleźć poziom równowagi dla ^{135}Xe dla reaktora działającego przez dłuższy czas ze stałym strumieniem neutronów.

Ksenon-135

Po wyłączeniu reaktora jedynym mechanizmem jest rozpad, jod nie jest usuwany przez neutrony i cały rozpada się do ksenonu.



Po około 10 godzinach jego koncentracja osiąga maksimum. Do czasu rozpadu ksenonu do odpowiednio niskiego poziomu może się okazać, że reaktor nie może ponownie być uruchomiony (ksenonowy czas martwy), ponieważ nie ma odpowiednio dużego zapasu reaktywności, aby zniwelować ujemną reaktywność od ksenonu.

Oscylacje ksenonowe

W dużych reaktorach, gdzie strumień neutronów może mieć pewne nieoddziałujące ze sobą regiony, może pojawić się zjawisko oscylacji ksenonowych w związku z nierównomiernym rozkładem tego izotopu. Mechanizm kształtuje się następująco

- Początkowa asymetria rozkładu strumienia neutronów (np. ze względu na ustawienie prętów, paliwa), powoduje asymetrię w prędkości rozszczepień w rdzeniu.

Oscylacje ksenonowe

W dużych reaktorach, gdzie strumień neutronów może mieć pewne nieoddziałujące ze sobą regiony, może pojawić się zjawisko oscylacji ksenonowych w związku z nierównomiernym rozkładem tego izotopu. Mechanizm kształtuje się następująco

- Początkowa asymetria rozkładu strumienia neutronów (np. ze względu na ustawienie prętów, paliwa), powoduje asymetrię w prędkości rozszczepień w rdzeniu.
- W regionach o dużym strumieniu, wypalanie ^{135}Xe powoduje dalsze zwiększenie strumienia termicznego, w regionach o niskim strumieniu ksenon dodatkowo go obniża. W regionach o wysokim strumieniu akumuluje się ^{135}I , a w regionach o niskim jest go mało.

Oscylacje ksenonowe

W dużych reaktorach, gdzie strumień neutronów może mieć pewne nieoddziałujące ze sobą regiony, może pojawić się zjawisko oscylacji ksenonowych w związku z nierównomiernym rozkładem tego izotopu. Mechanizm kształtuje się następująco

- Początkowa asymetria rozkładu strumienia neutronów (np. ze względu na ustawienie prętów, paliwa), powoduje asymetrię w prędkości rozszczepień w rdzeniu.
- W regionach o dużym strumieniu, wypalanie ^{135}Xe powoduje dalsze zwiększenie strumienia termicznego, w regionach o niskim strumieniu ksenon dodatkowo go obniża. W regionach o wysokim strumieniu akumuluje się ^{135}I , a w regionach o niskim jest go mało.
- Rozpad ^{135}I (9.1 h) powoduje powstawanie nadmiaru ^{135}Xe i hamowanie strumienia w regionach o poprzednio jego nadmiarze. Odwrotne zjawisko ma miejsce w regionach o niskim strumieniu, gdzie zaczyna rosnać.

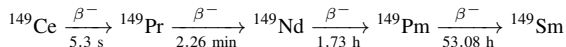
Oscylacje ksenonowe

W dużych reaktorach, gdzie strumień neutronów może mieć pewne nieoddziałujące ze sobą regiony, może pojawić się zjawisko oscylacji ksenonowych w związku z nierównomiernym rozkładem tego izotopu. Mechanizm kształtuje się następująco

- Początkowa asymetria rozkładu strumienia neutronów (np. ze względu na ustawienie prętów, paliwa), powoduje asymetrię w prędkości rozszczepień w rdzeniu.
- W regionach o dużym strumieniu, wypalanie ^{135}Xe powoduje dalsze zwiększenie strumienia termicznego, w regionach o niskim strumieniu ksenon dodatkowo go obniża. W regionach o wysokim strumieniu akumuluje się ^{135}I , a w regionach o niskim jest go mało.
- Rozpad ^{135}I (9.1 h) powoduje powstawanie nadmiaru ^{135}Xe i hamowanie strumienia w regionach o poprzednio jego nadmiarze. Odwrotne zjawisko ma miejsce w regionach o niskim strumieniu, gdzie zaczyna rosnać.
- Ten schemat powtarza się z okresem około 15 godzin.

Bez zmian w całkowitej mocy, lokalny poziom mocy może się w ten sposób wahać o trzykrotną wartość. W reaktorach o ujemnym współczynniku temperaturowym oscylacje ksenonowe są szybko wygaszane.

Drugą najważniejszą trucizną reaktorową jest ^{149}Sm ($\sigma_{\gamma} = 4.1 \times 10^4$ b). Podobnie jak ^{135}Xe powstaje głównie z rozpadu innych jąder



Sumaryczne prawdopodobieństwo otrzymania tego jądra w rozszczepieniu to 1.08%.

| | | | | | |
|-----------------------------|-----------------------------|-----------------------------|-----------------------------|------------------------------|----------------------------|
| Sm 149 13.82 1.7e-19 | Sm 150 7.38 1.7e-8 | Sm 151 90 y 4.7e-7 | Sm 152 26.75 1.7e-6 | Sm 153 46.284 h 8.6e-5 | Sm 154 22.75 4.7e-4 |
| Pm 148 5.368 d 1.2e-8 | Pm 149 53.08 h 3.9e-6 | Pm 150 2.698 h 3.0e-5 | Pm 151 28.40 h 6.4e-4 | Pm 152 4.12 m 2.8e-3 | Pm 153 5.25 m 8.8e-3 |
| Nd 147 10.98 d 6.7e-5 | Nd 148 5.756 9.9e-4 | Nd 149 1.728 h 6.8e-3 | Nd 150 5.638 0.03 | Nd 151 12.44 m 0.08 | Nd 152 11.4 m 0.14 |
| Pr 146 24.15 m 3.6e-3 | Pr 147 13.4 m 6.3e-4 | Pr 148 2.29 m 0.08 | Pr 149 2.26 m 0.30 | Pr 150 6.19 s 0.22 | Pr 151 18.90 s 0.34 |
| Ce 145 3.01 m 0.08 | Ce 146 13.52 m 0.33 | Ce 147 56.4 s 1.00 | Ce 148 56.8 s 1.24 | Ce 149 4.94 s 0.70 | Ce 150 6.05 s 0.35 |

Ponieważ czas życia ^{149}Ce i ^{149}Pr są krótkie, dla uproszczenia możemy przyjąć, że zaczynamy łańcuch rozpadów od ^{149}Nd , z sumarycznym prawdopodobieństwem $\gamma'_{Nd} = 1.08\%$.

$$\frac{dN_{Nd}}{dt} = \gamma_{Nd}N_f\sigma_f\Phi - \lambda_{Nd}N_{Nd} - \sigma_{Nd}N_{Nd}\Phi$$

$$\frac{dN_{Pm}}{dt} = \gamma_{Pm}N_f\sigma_f\Phi - \lambda_{Pm}N_{Pm} - \sigma_{Pm}N_{Pm}\Phi + \lambda_{Nd}N_{Nd}$$

$$\frac{dN_{Sm}}{dt} = \gamma_{Sm}N_f\sigma_f\Phi - \sigma_{Sm}N_{Sm}\Phi + \lambda_{Pm}N_{Pm}$$

Ponieważ czas życia ^{149}Ce i ^{149}Pr są krótkie, dla uproszczenia możemy przyjąć, że zaczynamy łańcuch rozpadów od ^{149}Nd , z sumarycznym prawdopodobieństwem $\gamma'_{Nd} = 1.08\%$.

$$\begin{aligned}\frac{dN_{Nd}}{dt} &= \gamma_{Nd}N_f\sigma_f\Phi - \lambda_{Nd}N_{Nd} - \sigma_{Nd}N_{Nd}\Phi \\ \frac{dN_{Pm}}{dt} &= \gamma_{Pm}N_f\sigma_f\Phi - \lambda_{Pm}N_{Pm} - \sigma_{Pm}N_{Pm}\Phi + \lambda_{Nd}N_{Nd} \\ \frac{dN_{Sm}}{dt} &= \gamma_{Sm}N_f\sigma_f\Phi - \sigma_{Sm}N_{Sm}\Phi + \lambda_{Pm}N_{Pm}\end{aligned}$$

^{149}Sm jest stabilny, więc jedyną drogą jego usunięcia jest wychwyty neutronu. Oznacza to, że po wyłączeniu reaktora jego stężenie będzie powoli wzrastać (z rozpadu ^{149}Pm , $T_{1/2} = 53$ h) i osiągnie pewne nasycenie. Po włączeniu reaktora poziom nasycenia będzie mniejszy, ze względu na wypalanie. Pomimo, iż zatrucie samarem ma dużo mniejsze znaczenie niż ksenonem, jego zachowanie po wyłączeniu i ponownym uruchamianiu musi być brane pod uwagę przy projektowaniu reaktorów.

Ponieważ czas życia ^{149}Ce i ^{149}Pr są krótkie, dla uproszczenia możemy przyjąć, że zaczynamy łańcuch rozpadów od ^{149}Nd , z sumarycznym prawdopodobieństwem $\gamma'_{Nd} = 1.08\%$.

$$\begin{aligned}\frac{dN_{Nd}}{dt} &= \gamma_{Nd}N_f\sigma_f\Phi - \lambda_{Nd}N_{Nd} - \sigma_{Nd}N_{Nd}\Phi \\ \frac{dN_{Pm}}{dt} &= \gamma_{Pm}N_f\sigma_f\Phi - \lambda_{Pm}N_{Pm} - \sigma_{Pm}N_{Pm}\Phi + \lambda_{Nd}N_{Nd} \\ \frac{dN_{Sm}}{dt} &= \gamma_{Sm}N_f\sigma_f\Phi - \sigma_{Sm}N_{Sm}\Phi + \lambda_{Pm}N_{Pm}\end{aligned}$$

^{149}Sm jest stabilny, więc jedyną drogą jego usunięcia jest wychwyty neutronu. Oznacza to, że po wyłączeniu reaktora jego stężenie będzie powoli wzrastać (z rozpadu ^{149}Pm , $T_{1/2} = 53$ h) i osiągnie pewne nasycenie. Po włączeniu reaktora poziom nasycenia będzie mniejszy, ze względu na wypalanie. Pomimo, iż zatrucie samarem ma dużo mniejsze znaczenie niż ksenonem, jego zachowanie po wyłączeniu i ponownym uruchamianiu musi być brane pod uwagę przy projektowaniu reaktorów.

Pręty kontrolne

- Pręty wykonane z materiału absorbującego neutrony są używane w większości reaktorów do precyzyjnej, regulowanej kontroli reaktywności.

Pręty kontrolne

- Pręty wykonane z materiału absorbującego neutrony są używane w większości reaktorów do precyzyjnej, regulowanej kontroli reaktywności.
- Materiał na pręt powinien mieć duży przekrój czynny na wychwytywanie neutronów oraz długi czas życia (nie wypalać się zbyt szybko).

Pręty kontrolne

- Pręty wykonane z materiału absorbującego neutrony są używane w większości reaktorów do precyzyjnej, regulowanej kontroli reaktywności.
- Materiał na pręt powinien mieć duży przekrój czynny na wychwytywanie neutronów oraz długi czas życia (nie wypalać się zbyt szybko).
- Typowo są wykonane z pierwiastków takich jak srebro, ind, kadm, bor oraz hafn, w zależności od typu reaktora i projektu.

Pręty kontrolne

- Pręty wykonane z materiału absorbującego neutrony są używane w większości reaktorów do precyzyjnej, regulowanej kontroli reaktywności.
- Materiał na pręt powinien mieć duży przekrój czynny na wychwyty neutronów oraz długi czas życia (nie wypalać się zbyt szybko).
- Typowo są wykonane z pierwiastków takich jak srebro, ind, kadm, bor oraz hafn, w zależności od typu reaktora i projektu.
- "Czarny" pręt kontrolny jest nieprzeźroczysty dla neutronów - absorbuje praktycznie wszystkie

Pręty kontrolne

- Pręty wykonane z materiału absorbującego neutrony są używane w większości reaktorów do precyzyjnej, regulowanej kontroli reaktywności.
- Materiał na pręt powinien mieć duży przekrój czynny na wychwyty neutronów oraz długi czas życia (nie wypalać się zbyt szybko).
- Typowo są wykonane z pierwiastków takich jak srebro, ind, kadm, bor oraz hafn, w zależności od typu reaktora i projektu.
- "Czarny" pręt kontrolny jest nieprzezroczysty dla neutronów - absorbuje praktycznie wszystkie
- "Szary" pręt kontrolny absorbuje neutrony częściowo

Pręty kontrolne

- Pręty wykonane z materiału absorbującego neutrony są używane w większości reaktorów do precyzyjnej, regulowanej kontroli reaktywności.
- Materiał na pręt powinien mieć duży przekrój czynny na wychwyty neutronów oraz długi czas życia (nie wypalać się zbyt szybko).
- Typowo są wykonane z pierwiastków takich jak srebro, ind, kadm, bor oraz hafn, w zależności od typu reaktora i projektu.
- "Czarny" pręt kontrolny jest nieprzezroczysty dla neutronów - absorbuje praktycznie wszystkie
- "Szary" pręt kontrolny absorbuje neutrony częściowo
- Szare pręty są często bardziej pożądane, ponieważ profil strumienia neutronów zmienia się w ich otoczeniu bardziej łagodnie, ale potrzeba ich więcej niż czarnych, aby osiągnąć ten sam efekt.

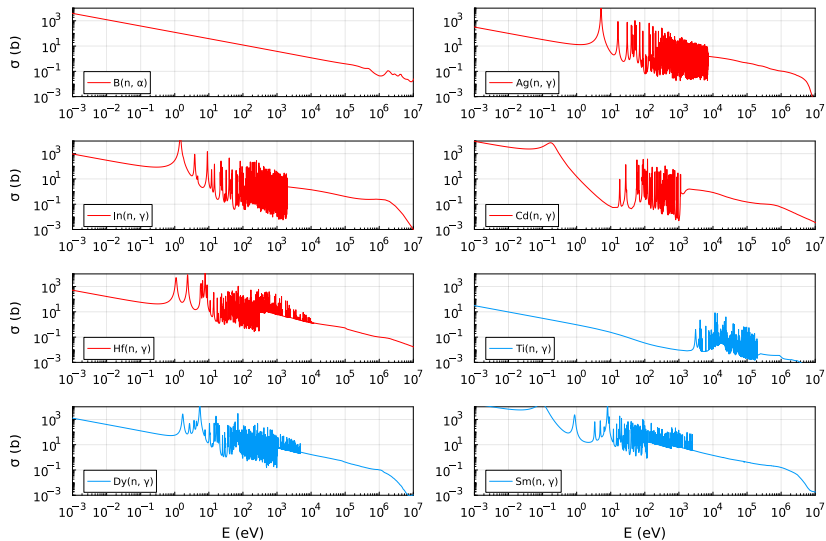
Pręty kontrolne

- Pręty wykonane z materiału absorbującego neutrony są używane w większości reaktorów do precyzyjnej, regulowanej kontroli reaktywności.
- Materiał na pręt powinien mieć duży przekrój czynny na wychwytywanie neutronów oraz długi czas życia (nie wypalać się zbyt szybko).
- Typowo są wykonane z pierwiastków takich jak srebro, ind, kadm, bor oraz hafn, w zależności od typu reaktora i projektu.
- "Czarny" pręt kontrolny jest nieprzeźroczysty dla neutronów - absorbuje praktycznie wszystkie
- "Szary" pręt kontrolny absorbuje neutrony częściowo
- Szare pręty są często bardziej pożądane, ponieważ profil strumienia neutronów zmienia się w ich otoczeniu bardziej łagodnie, ale potrzeba ich więcej niż czarnych, aby osiągnąć ten sam efekt.
- Szare pręty można osiągnąć poprzez zmniejszenie ilości materiału absorbującego w pręcie lub poprzez użycie pierwiastków o mniejszym przekroju czynnym. Ta druga metoda ma dodatkową zaletę w postaci większej żywotności pręta.

Pręty kontrolne

- Pręty wykonane z materiału absorbującego neutrony są używane w większości reaktorów do precyzyjnej, regulowanej kontroli reaktywności.
- Materiał na pręt powinien mieć duży przekrój czynny na wychwytywanie neutronów oraz długi czas życia (nie wypalać się zbyt szybko).
- Typowo są wykonane z pierwiastków takich jak srebro, ind, kadm, bor oraz hafn, w zależności od typu reaktora i projektu.
- "Czarny" pręt kontrolny jest nieprzeźroczysty dla neutronów - absorbuje praktycznie wszystkie
- "Szary" pręt kontrolny absorbuje neutrony częściowo
- Szare pręty są często bardziej pożądane, ponieważ profil strumienia neutronów zmienia się w ich otoczeniu bardziej łagodnie, ale potrzeba ich więcej niż czarnych, aby osiągnąć ten sam efekt.
- Szare pręty można osiągnąć poprzez zmniejszenie ilości materiału absorbującego w pręcie lub poprzez użycie pierwiastków o mniejszym przekroju czynnym. Ta druga metoda ma dodatkową zaletę w postaci większej żywotności pręta.
- Do produkcji prętów dobrze jest także wykorzystać materiały o dużym przekroju na wychwytywanie neutronów rezonansowych, które mają większą drogę swobodną w reaktorze niż termiczne. Dzięki temu zasięg oddziaływania przestrzennego pręta jest większy niż dla absorbenta czysto termicznego.

Materiały prętów kontrolnych



Typy prętów kontrolnych

- Pręty regulacji zgrubnej (*shim rods*) używane do dodawania lub usuwania reaktywności w relatywnie dużych porcjach

Typy prętów kontrolnych

- Pręty regulacji zgrubnej (*shim rods*) używane do dodawania lub usuwania reaktywności w relatywnie dużych porcjach
- Pręty regulacji precyzyjnej (*regulating rods*) do dokładnej regulacji i utrzymywania docelowej mocy i temperatury

Typy prętów kontrolnych

- Pręty regulacji zgrubnej (*shim rods*) używane do dodawania lub usuwania reaktywności w relatywnie dużych porcjach
- Pręty regulacji precyzyjnej (*regulating rods*) do dokładnej regulacji i utrzymywania docelowej mocy i temperatury
- Pręty bezpieczeństwa (*safety rods*) do szybkiego wyłączenia awaryjnego. Procedura gwałtownego dodania prętów o dużej ujemnej reaktywności to SCRAM (lub trip).

Typy prętów kontrolnych

- Pręty regulacji zgrubnej (*shim rods*) używane do dodawania lub usuwania reaktywności w relatywnie dużych porcjach
- Pręty regulacji precyzyjnej (*regulating rods*) do dokładnej regulacji i utrzymywania docelowej mocy i temperatury
- Pręty bezpieczeństwa (*safety rods*) do szybkiego wyłączenia awaryjnego. Procedura gwałtownego dodania prętów o dużej ujemnej reaktywności to SCRAM (lub trip).
- W zależności od reaktora pręty mogą mieć podwójną lub potrójną rolę

Wartość prętów kontrolnych

- Wydajność pręta kontrolnego głównie zależy od strumienia neutronów w miejscu jego położenia i wynika z projektu reaktora. Zmiana reaktywności spowodowana jego położeniem jest nazywana wartością pręta (*rod worth*).

Wartość pręta kontrolnych

- Wydajność pręta kontrolnego głównie zależy od strumienia neutronów w miejscu jego położenia i wynika z projektu reaktora. Zmiana reaktywności spowodowana jego położeniem jest nazywana wartością pręta (*rod worth*).
- Wartość pręta można zmierzyć eksperymentalnie i uzyskać całkowitą i różniczkową wartość

