

Tentamen: Kernenergie

Docenten: J. F. J. van den Brand en R. Aaij
Telefoon: 0620 539 484
Datum: 1 juni 2012
Zaal: ?
Tijd: 12.00 - 14.00 uur

- Maak elke opgave op een apart blad.
- Vermeld je naam op elke pagina.
- Vermeld je collegenummer.
- Gebruik van een rekenmachine is toegestaan.
- Motiveer je resultaat teneinde een maximale score te bereiken.

Opgave 1.

We beschouwen de in de praktijk meest voorkomende kernreactor: een hoge-druk licht-water kernreactor (PWR) die bedreven wordt met verrijkt ^{235}U .

- Er zijn slechts twee absorptiereacties die kunnen optreden wanneer 0.0253 eV neutronen wisselwerken met ^{235}U . De werkzame doorsneden voor deze reacties zijn 101 b en 579 b voor *radiative capture* (neutron-absorptie waarbij een foton wordt uitgezonden) en *fission* (kernsplijting), respectievelijk. Bereken de relatieve waarschijnlijkheid dat kernsplijting zal optreden als gevolg van absorptie van een 0.0253 eV neutron door ^{235}U .
- Bereken de gemiddelde vrije weglengte van thermische neutronen in grafiet. Bij deze energie is de totale werkzame doorsnede voor grafiet 4.7 b (zie bijlage).
- De werkzame doorsneden voor absorptie van thermische neutronen op ^{235}U en ^{238}U zijn gegeven in de bijlage. Bereken de totale neutron absorptie macroscopische werkzame doorsnede voor natuurlijk uranium (0.7 % aandeel ^{235}U) bij deze energie.

Opgave 2.

Een research reactor heeft een flux van 10^{13} neutronen/($\text{cm}^2\text{-s}$) en een volume van 64.000 cm^3 . Als de macroscopische werkzame doorsnede voor kernsplijting in de reactor gelijk is aan 0.1 cm^{-1} , wat is dan het vermogen van deze reactor? Neem aan: $E_f = 200 \text{ MeV}$ / kernsplijting.

Opgave 3.

Stel dat we 10 000 neutronen hebben aan het begin van een generatie. De waarden van elk van de factoren van de zes-factoren formule zijn als volgt:

- de 'thermal fission factor' $\eta = 2.012$,
- 'fast fission factor' $\epsilon = 1.031$,
- 'resonance escape probability' $p = 0.803$,
- 'thermal utilization factor' $f = 0.751$,
- non-leakage probability' voor snelle neutronen $\mathcal{L}_f = 0.889$,
- non-leakage probability' voor thermische neutronen $\mathcal{L}_t = 0.905$.

Bereken het aantal neutronen dat bestaat op de volgende stadia van de neutronen levenscyclus:

- Het aantal neutronen dat bestaat direct na kernsplijting door snelle neutronen.
- Het aantal neutronen dat begint met *slow down* (het moderatieproces) in de reactor.
- Het aantal neutronen dat thermische energieën bereikt.
- Het aantal thermische neutronen dat in de reactor geabsorbeerd wordt.
- Het aantal thermische neutronen dat in de brandstof geabsorbeerd wordt.
- Het aantal snelle neutronen dat ontstaat na kernsplijting door thermische neutronen.

Is het systeem subkritisch, kritisch of superkritisch?

Opgave 4.

Een kernreactor wordt bedreven met ^{235}U . Bereken de vermenigvuldigingsfactor k die nodig is om een tijdconstante van 300 s te krijgen. Hoe lang duurt het om het reactorvermogen te veranderen van 1 W tot 1.2 GW? Zie tabel 2 in de bijlage voor de benodigde gegevens.

BIJLAGE:

$N_A = 6,022 \times 10^{23} \text{ mol}^{-1}$

Constante van Avogadro

$e = -1.60 \times 10^{-19} \text{ C}$

Lading van het elektron

$\tau_P = 1 \text{ ms}$

Levensduur van de 'prompt'neutronen.

$1 \text{ b} = \text{barn} = 10^{-28} \text{ m}^2.$

Eenheid van werkzame doorsnede.

Tabel met materiaaleigenschappen.

De atomaire massa van ^{235}U bedraagt 235.0439 en van ^{238}U 238.0508.

Material	Density (kg m^{-3})	n (10^{28}m^{-3})	$\sigma_f(\text{b})$	$\sigma_s(\text{b})$	$\sigma_a(\text{b})$	ξ	$\Sigma_s(\text{m}^{-1})$	$\Sigma_a(\text{m}^{-1})$
Graphite (C)	1600	8.23	–	4.7	0.0045	0.158	37.7	0.037
^{235}U	18700	4.79	579	10	680		47.9	3229
^{238}U	18900	4.79	–	8.3	2.72		39.8	13.0

* σ are at thermal energies: 0.025 eV

Tabel met halfwaardetijden en opbrengten van beta-vertraagde neutron-emitters die ontstaan in de reactie $n+^{235}\text{U}$.

Half-lives and yields of beta-delayed neutron emitters following $n + ^{235}\text{U}$

$t_{1/2}$	Yield (%)
55.7	0.0215
22.7	0.1424
6.22	0.1274
2.30	0.2568
0.61	0.0748
0.23	0.0273

Kernenergie definities pagina

Nuclide density	N	$= \frac{\rho N_0}{A}$ [nuclei/cm ³]
Microscopic cross-section	σ	[cm ² , barns]
Macroscopic cross-section	Σ	$= N\sigma$ [1/cm]
Elastic scattering E loss ratio	α	$= \frac{E'}{E} = \frac{(A-1)^2}{(A+1)^2}$
Slowing down decrement	ξ	$= 1 + \frac{\alpha}{1-\alpha} \ln \alpha \approx 6/(3A + 1)$
Slowing down power	$\xi\Sigma_s$	
Slowing down ratio	$\xi\Sigma_s/\Sigma_a$	
Fission neutron production	ν	# neutrons produced per fission
Neutron multiplication (infinite medium)	k_∞	$\frac{\text{neutron productie door splijting in generatie } i}{\text{neutron absorptie in generatie } i - 1}$
Fast fission factor	ϵ	$\frac{\text{\# snelle neutronen geproduceerd door alle splijtingen}}{\text{\# snelle neutronen geproduceerd door thermische splijtingen}}$
Resonance escape probability	p	$\frac{\text{\# neutronen die thermische energie bereiken}}{\text{\# snelle neutronen die met slow down beginnen}}$
Thermal utilization factor	f	$\frac{\text{\# thermische neutronen geabsorbeerd in fuel}}{\text{\# thermische neutronen geabsorbeerd in alles}}$
Reproduction factor	η_T	$\frac{\text{\# snelle neutronen geproduceerd in thermische splijting}}{\text{\# thermische neutronen geabsorbeerd in de fuel}}$