

## OPGAVEN WEEK 4

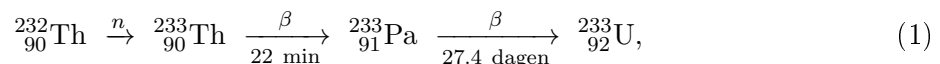
**Opgave 1:** Bereken de vermenigvuldigingsfactor  $k_\infty$  voor een reactor die een mengsel van uranium, verrijkt tot 1.7% in  $^{235}\text{U}$ , en grafiet bevat, met een verhouding  $N^m/N^f = 500$ , met  $N^m$  de dichtheid van de grafiet moderator in aantal deeltjes per volume-eenheid. Zie de tabel 1 in de bijlage voor materiaaleigenschappen.

- Bereken de waarschijnlijkheid voor snelle neutronen om niet door de resonanties geabsorbeerd te worden (de '*resonance escape probability*').  
(Hint: in het geval van dominante verstrooiing aan de moderator en dominante absorptie in  $^{238}\text{U}$ , gebruik dan  $p \approx \exp\{-2.4[N^f/(N^m\sigma_m)]^{1/2}/\xi\}$ , met  $\xi$  het logaritmisches decrement van de moderator.)
- Bereken de waarschijnlijkheid voor thermische neutronen om door de brandstof geabsorbeerd te worden (de '*thermal utilization factor*').
- Bereken de verhouding  $\eta$  van het aantal door kernsplijting geproduceerde neutronen en de thermische neutronen die geabsorbeerd worden. Merk op dat er gemiddeld per splijting  $\nu = 2.42$  neutronen geproduceerd worden.
- Maak een schatting van de relatieve bijdrage van neutronen door splijting van  $^{238}\text{U}$  (de '*fast fission factor*').
- Wat is de fractie van neutronen die mag ontsnappen uit de reactorkern (dat is gerelateerd aan de '*non-leakage probability*')?

**Opgave 2:** Een kernreactor wordt bedreven met  $^{235}\text{U}$ . 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 GW? Zie tabel 2 in de bijlage voor de benodigde gegevens.

**Opgave 3:** Hoe groot is de vrije weglengte van neutronen in een 1:1 (in gewichtsprocenten) mengsel van koolstof en  $^{238}\text{U}$ ? Koolstof heeft een soortelijke massa van  $1600 \text{ kg/m}^3$  en uranium  $18.900 \text{ kg/m}^3$ . De gemiddelde thermische werkzame doorsnede voor koolstof is 0.003 barn en voor uranium 2.4 barn.

**Opgave 4:** Thorium-232 is een "fertile" materiaal dat door transmutatie kan overgaan in het slijtbare uranium-233 via de reactie



waar de halfwaardetijden zijn aangegeven. Neem aan dat we een "verse" reactor core in bedrijf hebben genomen die enkel thorium-232 en uranium-235 bevat. Daarna vindt neutron capture plaats in het thorium met een constante rate van  $\Sigma_a^{\text{th}}\bar{\phi}$ .

- Neem aan dat de halfwaardetijd van  ${}_{90}^{233}\text{Th}$  verwaarloosd kan worden. Leid dan de differentiaalvergelijking af voor de concentratie van  ${}_{91}^{233}\text{Pa}$  en los deze op.
- Leid de differentiaalvergelijking af voor de concentratie van  ${}_{92}^{233}\text{U}$  en los deze op.

Neem aan dat  $N^{02}(t) = N^{02}(0)$  en  $\phi(t) = \phi(0)$ .

**BIJLAGE:**

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

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

$$\tau_P = 1 \text{ ms}$$

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

Tabel met materiaaleigenschappen.

Constante van Avogadro

Lading van het elektron

Levensduur van de 'prompt'neutronen.

Eenheid van werkzame doorsnede.

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

\* $\sigma$  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 <sup>3</sup> ]
Microscopic cross-section	$\sigma$	[cm <sup>2</sup> , barns]
Macroscopic cross-section	$\Sigma$	$= N\sigma$ [1/cm]
Elastic scattering $E$ loss ratio	$\alpha$	$= \frac{E'}{E} = \frac{(A-1)^2}{(A+1)^2}$
Slowing down decrement	$\xi$	$= 1 + \frac{\alpha}{1-\alpha} \ln \alpha \approx 6/(3A + 1)$
Slowing down power	$\xi\Sigma_s$	
Slowing down ratio	$\xi\Sigma_s/\Sigma_a$	
Fission neutron production	$\nu$	# neutrons produced per fission
Neutron multiplication (infinite medium)	$k_\infty$	$\frac{\text{neutron productie door splijting in generatie } i}{\text{neutron absorptie in generatie } i - 1}$
Fast fission factor	$\epsilon$	$\frac{\text{\# snelle neutronen geproduceerd door alle splijtingen}}{\text{\# snelle neutronen geproduceerd door thermische splijtingen}}$
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	$\eta_T$	$\frac{\text{\# snelle neutronen geproduceerd in thermische splijting}}{\text{\# thermische neutronen geabsorbeerd in de fuel}}$