Génie Atomique

EXAMEN ÉCRIT DE NEUTRONIQUE

Février 2007

Remarques :

- Durée de l'examen : 3 heures.
- Les documents de cours sont autorisés.
- Les notations non définies sont celles du "Précis de neutronique".
- Les trois problèmes sont indépendants les uns des autres.
- Barème de notation (sur un total de 20 points) :

Premier problème : 5 points

1	2	3	4	5
1	1	1	1	1

Deuxième problème : 10 points (+ 2 points pour la question facultative)

1	2-a	2-b	3	4	5	6
2	2	1	2	1	2	(2)

Troisième problème : 5 points

1	2
2,5	2,5

I - Calcul des probabilités de première collision dans un assemblage de réacteur à eau sous pression

On se propose de calculer par la méthode des probabilités de première collision le flux dans un assemblage de réacteur à eau sous pression supposé de hauteur infinie et présentant une symétrie d'ordre huit. On décide d'utiliser cinq volumes en forme de couronnes pour décrire chaque crayon de combustible ou d'absorbant, un volume pour décrire chaque gaine et deux volumes pour décrire chaque partie d'eau associée à un crayon.

1/ D'une façon générale, pour une géométrie décrite par N volumes et un groupe d'énergie, combien y a-t-il de probabilités de type volume-volume à calculer ?

2/ Dans un calcul multicellule de type "Roth-4", combien de probabilités de type volume-volume doivent-elles être calculées par groupe d'énergie pour cet assemblage ?

3/ Dans un calcul exact à deux dimensions, combien de probabilités de type volume-volume doivent-elles être calculées par groupe d'énergie pour cet assemblage ?

4/ Expliquer pourquoi chaque probabilité est, en moyenne, plus "coûteuse" à calculer dans ce deuxième cas que le premier.

5/ En négligeant (pour la méthode multicellule) le "coût" de calcul des probabilités de surface et en supposant que, dans le deuxième cas, chaque probabilité est en moyenne 10 fois plus "coûteuse" à calculer dans le premier cas, comparer les "coûts" de ces deux calculs.

II - Ralentissement dans l'hydrogène

On s'intéresse dans ce problème au ralentissement des neutrons dans un matériau hydrogéné s'étendant dans tout l'espace, en négligeant la contribution des éléments autres que l'hydrogène. Pour ce dernier, on supposera qu'il n'y a pas d'absorption et que la diffusion est isotrope dans le centre de masse et caractérisée par une section efficace indépendante de la léthargie des neutrons ; cette section efficace, Σ_s, sera prise égale à 1. Les neutrons sont tous émis par une source, uniforme dans tout l'espace, à une énergie donnée qui sera prise comme origine des léthargies.

On rappelle que, dans ces hypothèses, la probabilité d'observer, au cours d'une diffusion, un gain de léthargie w à dw près est :

$$P(w)\,dw = \mathrm{e}^{-w}\,dw.$$

ce gain w pouvant varier de zéro à l'infini.

Pour simplifier ici, on suppose que ce processus de ralentissement peut aller jusqu'à une léthargie infinie (pas de processus de thermalisation).

1/ Soit $\varphi_n(u)$ le flux en léthargie des neutrons ayant subi exactement n diffusions. Expliciter $\varphi_1(u)$ et la loi de récurrence donnant φ_n à partir de φ_{n-1}. (On supposera que la source est normalisée à un : $S(u) = \delta(u)$.)

2-a/ En calculant les intégrales, expliciter l'expression analytique de $\varphi_n(u)$.

2-b/ Déterminer à quelle léthargie $\varphi_n(u)$ présente un maximum et indiquer l'allure de cette distribution.

3/ Montrer que l'intégrale :

$$q_n = \int_U^\infty \varphi_n(u)\,du$$

représente la probabilité qu'un neutron soit ralenti au-delà de la léthargie U après n collisions. Établir la relation de récurrence reliant q_n à q_{n-1}.

4/ Montrer que :

$$p_n = q_n - q_{n-1}$$

est la probabilité qu'un neutron franchisse la léthargie U à la $n^{\text{ième}}$ collision (exactement). Expliciter l'expression de p_n.

5/ Montrer que :

$$< n >= \sum_{n=1}^{\infty} n p_n$$

est le nombre moyen de collisions nécessaires pour ralentir un neutron au-delà de U. Calculer $< n >$.

6/ (Question facultative) Calculer l'écart-type, autour de cette valeur moyenne, du nombre de collisions nécessaires pour ralentir un neutron au-delà de U.

III - Incidence de l'effet Dancoff sur le facteur antitrappe

1/ On rappelle la formule explicitant l'incidence de l'effet Dancoff sur la section efficace équivalente de dilution :

$$\sigma_e = \frac{(1-C)b^+}{1-C+Cb^+}\frac{1}{\ell N_0} + \frac{\Sigma_c'}{N_0}.$$

Comparer, pour une cellule type REP, les valeurs obtenues sans et avec prise en compte de l'effet Dancoff. On fera l'application numérique avec des valeurs caractéristiques de l'uranium 238 : $b^+ = 1,1$; $C = 0,3$; $\ell = 0,8$ cm ; $N_0 = 22.10^{21}$ cm^{-3}. ; on négligera le présence des autres nucléides dans le combustible.

2/ En approximant l'intégrale effective par la formule :

$$I_{\text{eff}} \simeq 2,36 + 2,80\sqrt{\sigma_e}$$

(I_{eff} et σ_e en barns) et en supposant que le facteur antitrappe calculé en prenant en compte l'effet Dancoff est égal à 0,75, déterminer la valeur qu'on aurait en négligeant l'effet Dancoff ; comparer ces deux valeurs.

■