

## Questions à réviser

### Flux, courant et taux de réaction

#### 1. Durée de vie d'un neutron, temps de ralentissement.

La durée de vie d'un neutron est **de l'ordre de  $10^{-4}$  secondes**. Elle dépend des **capacités d'absorption du milieu** et donc se calcule comme le **trajet du libre parcours moyen à la vitesse moyenne d'un neutron thermalisé**.

**Le ralentissement durant  $10^{-6}$  secondes**, l'approximation d'un neutron essentiellement "thermique" est parfaitement valable.

#### 2. Pourquoi s'intéresser aux neutrons thermiques ?

On s'intéresse aux neutrons thermiques parce que **99% de la vie du neutron** se passe dans ce domaine et que ce sont ces **neutrons thermiques qui font les fissions, donc produisent de l'énergie**.

#### 3. Autour de quelle énergie les neutrons thermiques sont-ils répartis (spectre) ?

La thermalisation correspond à une **distribution statistique** de l'énergie des neutrons autour d'une **énergie cinétique moyenne associée à la température** (distribution de Maxwell) du fait des interactions de diffusion avec des noyaux en équilibre thermiques entre eux.

#### 4. Définition du taux d'interaction (i), démonstration de sa formule

Pendant un **temps  $\Delta t$** , un neutron de **vitesse moyenne  $v$**  parcourt la **distance  $v\Delta t$** . La section efficace macroscopique  $\Sigma_i$  représente la **probabilité pour un neutron d'interagir interaction de type (i), par unité de longueur de déplacement**. Sa probabilité d'interagir sur son parcours, pendant ce court instant, est donc  $\Sigma v \Delta t$ .

Pour une **densité de (n) neutrons/cm<sup>3</sup>**, le **nombre total moyen d'interactions (i) pendant  $\Delta t$ , par cm<sup>3</sup>**, sera ainsi calculé par  $n \Sigma v \Delta t$ .

Par unité de temps on obtient : 
$$R_i = \frac{n \Sigma_i v \Delta t}{\Delta t} = n v \Sigma_i$$

Ce **nombre d'interactions / cm<sup>3</sup>·s** des neutrons avec la matière est appelé **taux de réaction  $R_i$** .

$$R_i = n v \Sigma_i$$

$$\left[ \frac{\text{neutrons} \cdot \text{Noyaux}}{\text{cm}^3 \text{ s}} \right] = \left[ \frac{\text{neutrons}}{\text{cm}^3} \frac{\text{cm}}{\text{s}} \frac{\text{Noyaux}}{\text{cm}} \right]$$

## 5. Nombre de captures, de fissions, de neutrons issus de fission

Il suffit de choisir les **interactions de capture, de fission** pour en déterminer le taux de réaction. Pour les **neutrons issus de fission**, on détermine d'abord le **nombre de fissions (taux de réaction de fission)** que l'on **multiplie** par **v neutrons par fission**, pour avoir le **nombre de neutrons issus des fissions par cm<sup>3</sup> et par seconde**.

## 6. Calcul de la puissance spécifique (unités)

Connaissant le **nombre de fission par cm<sup>3</sup>**, on le multiplie par l'énergie dégagée par une fission : **E<sub>f</sub> = 200 MeV / fission**

On en tire donc **l'énergie produite par cm<sup>3</sup> et par seconde** par les fissions... soit la **puissance par cm<sup>3</sup>** (énergie par seconde), appelée aussi **puissance spécifique**, information essentielle pour contrôler la tenue de la gaine (première barrière de confinement).

## 7. Signification du flux, formule et unité.

La présence de deux termes dans l'expression du taux de réaction permet de séparer ce qui relève du matériau, la section efficace macroscopique, et ce qui relève des neutrons, le **produit (n.v) appelé Flux neutronique**.

Il caractérise la **quantité de neutrons qui passent par cm<sup>2</sup> et par seconde**, mais dans n'importe quelle direction. Ce n'est pas un vecteur orienté, mais plutôt un **bilan de circulation des neutrons dans le matériau**.

## 8. Pourquoi le préfère-t-on à la densité neutronique n(t) ?

On le préfère à la densité neutronique car il dépend de la vitesse donc, dans l'intervalle de temps de référence, la quantité de neutrons qui passent donc peuvent avoir des interactions par seconde. Il regroupe toutes les caractéristiques de la population neutronique

### 9. Ordre de grandeur d'un flux dans REP EdF, dans un RNR (réacteur à neutrons rapides), et dans un réacteur de recherche.

Dans un réacteur **REP électrogène**, le flux est de l'ordre de  $10^{14}$  n / cm<sup>2</sup>.s à pleine puissance bien sûr.

Dans un **RNR** il est un peu plus élevé (2 à 5  $10^{14}$  n / cm<sup>2</sup>.s ) pour assurer, avec des sections efficaces de fission plus faibles (domaine rapide) une puissance spécifique à peu près équivalente.

Dans un **réacteur de recherche**, cela dépend de l'emploi de ce réacteur mais peut atteindre  $10^{15}$  n / cm<sup>2</sup>.s

### 10. Pourquoi est-il plus fort dans un RNR (réacteur à neutrons rapides comme Phenix) que dans un RNT (réacteur à neutrons thermiques comme à l'EdF) ?

Les neutrons restent rapides dans un RNR. Dans ce domaine, les sections efficaces microscopiques sont plus faibles (quelques barns pour l'uranium). Donc dans un **RNR** le flux est un peu plus élevé (2 à 5  $10^{14}$  n / cm<sup>2</sup>.s ) pour assurer, avec des sections efficaces de fission plus faibles (domaine rapide) une puissance spécifique à peu près équivalente.

### 11. Paramètre de suivi de la population neutronique entre deux générations : définition, ordre de grandeur.

Le renouvellement des populations dépend des probabilités de production par fission et de disparition par absorption ou par fuites. C'est donc le renouvellement de populations qui exprime le suivi de la population. On prend donc comme paramètre le rapport de deux générations successives : le coefficient de multiplication effectif.

Comme la densité de noyaux est élevée ( $10^{22}$ ), que la densité des neutrons est plus faible ( $10^8$ ), il est logique de considérer que les probabilités d'interaction changeront peu entre quelques milliers de générations, sur quelques minutes, ou quelques heures. Les fissions ne concernent que quelques  $10^8$  noyaux par cm<sup>3</sup> et par seconde. Le **rapport entre deux générations successives** reste donc **constant à court terme**. Il évoluera forcément à moyen terme au moins du fait de l'usure.

Pour un milieu donné, on définit le **facteur de multiplication effectif**,  $K_{\text{eff}}$ , comme le **rapport de deux générations successives**.

En puissance stabilisé il doit être rigoureusement égal à 1. Pour une phase de variation de puissance, il ne peut que s'écarter très légèrement de 1. Dans un état d'arrêt du réacteur il doit être très inférieur à 1 pour garantir la sûreté.

## 12. Etat du milieu selon ce coefficient de multiplication.

Dans un milieu fissile, donc multiplicateur il peut être, selon l'usure ou l'empoisonnement, supérieur à 1 (sur-multiplicateur) ou inférieur à 1 (sous-multiplicateur).

Dans un matériau uniquement absorbant (grappes de contrôle, eau) il est nul (non multiplicateur), puisqu'il n'y a pas de productions.

## 13. Différents états du réacteur et valeur du coefficient multiplicateur effectif ( $k_{eff}$ )

L'ensemble du réacteur est juste critique ( $k_{eff} = 1$ , puissance stable) ou sous-critique ( $k_{eff}$  inférieur à 1, arrêt), rarement sur-critique longtemps (quelques pour mille d'écart au dessus de la criticité, comptés en quelques dizaines de pour cent mille d'écart...)

## 14. Variations du flux ( $\phi$ ) et de la puissance neutronique.

Le flux est relié linéairement à la puissance extraite. Mais pour changer de niveau de puissance il faut passer par une phase sur-critique (montée en puissance) ou sous-critique (baisse de puissance).

## 15. Le niveau de puissance dépend-il de la réactivité ?

Puisque la criticité ne traduit que le juste renouvellement des populations de neutrons, la criticité (donc réactivité nulle) ne donne aucune information sur le niveau de puissance. De même pour les écarts de criticité qui ne donnent aucune information sur le niveau de puissance.

## 16. Définition de la réactivité et ordre de grandeur selon l'état du réacteur.

On verra qu'il ne faut pas que la réactivité varie trop par rapport à la criticité, les valeurs usuelles du  $K_{eff}$  pour un réacteur sont comprises entre 0,98 et 1,002 en fonctionnement. On utilisera donc facilement, pour définir l'état de criticité d'un réacteur, la **réactivité**, notée  $\rho$ . Pour ces faibles écarts à la criticité, on utilisera les pcm (pour cent mille).

La réactivité est définie comme étant l'écart relatif à la criticité :

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

où  $\rho$  est exprimé en pcm ("pour cent mille")

On retrouve donc les différents états de la chaufferie :

- si le milieu est dans un état **surcritique** alors :  $K_{\text{eff}} > 1$  et  $\rho > 0$
- si le milieu est dans un état **critique** alors :  $K_{\text{eff}} = 1$  et  $\rho = 0$
- si le milieu est dans un état **souscritique** alors :  $K_{\text{eff}} < 1$  et  $\rho < 0$