

# Réaction en chaîne, flux, taux de réaction

*Après avoir décrit les interactions possibles, comme il s'agit d'une réaction en chaîne à contrôler, il faut trouver un moyen de "compter" les interactions, pour pouvoir par la suite établir un bilan, génération par génération.*

## Introduction

La réaction de fission produisant plus de neutrons qu'elle n'en "consomme", il est essentiel de savoir contrôler cette réaction en chaîne. Pour surveiller les populations neutroniques, il faut donc disposer de moyen de compter les apparitions de nouveaux neutrons, donc les **productions** (par fission ou apport par source extérieure) et les **disparitions** (par absorption ou par fuite vers l'extérieur du milieu considéré).

Donc deux étapes essentielles :

- (1) **compter les évènements,**
- (2) voir comment les populations se **renouvellent de génération en génération.**

## 1. Taux de réaction

### 1.1 Ordres de grandeurs des évènements neutroniques

Si l'on considère un réacteur électrogène, comme les tranches EdF de 1300 MW électrique, il faut bien constater que cela correspond à un **grand nombre de fissions** par unité de temps et de volume. La production d'énergie par fission, du fait du faible rendement thermodynamique des centrales REP (30%) nécessite ainsi près de 4000 MW thermique par tranche, soit  $4 \cdot 10^9$  joules par seconde, pour un volume de 5.3 m de haut et environ 4 mètres de diamètre.

Nous arrivons par un calcul simple à un **nombre de fissions par seconde** de l'ordre de  $10^8$  par  $\text{cm}^3$ . La densité de neutrons présents par unité de volume ( $\text{cm}^3$ ) est donc très importante, mais elle est très inférieure à la densité de noyaux ( $10^{22}$ ).

Jusqu'à présent, nous avons travaillé avec un seul neutron. Mais il y en a des milliards dans un réacteur : on définit ainsi la **densité (n) de neutrons par  $\text{cm}^3$** .

### 1.2 Nombre d'interactions par unité de volume et de temps

Le principe du réacteur à neutrons thermique repose sur l'utilisation de neutrons bien thermalisés grâce à un "modérateur" efficace. Les résonances (ou "trappes") de l'U238 sont évitées au mieux, et le neutron est rapidement ralenti, et maintenu en domaine thermique l'essentiel de sa vie. On constate par calcul que le neutron est rapide ou épithermique durant  $10^{-6}$  secondes, contre une **durée de vie "thermique" de l'ordre de  $10^{-4}$  seconde**.

On peut donc considérer les **neutrons** comme **essentiellement thermique**, puisque les réactions d'absorption (donc de capture et de fission) sont principalement des interactions thermiques. Le neutron se stabilise donc autour d'une énergie moyenne liée à la température des noyaux qu'il rencontre (celle de l'eau autour de la température de consigne du circuit primaire soit 300°C). Le "spectre" de ces neutrons thermiques est centré autour d'une énergie moyenne de quelques fractions d'électron volts, soit une vitesse moyenne de 3000 m/s.

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 :

$$R = \frac{n \Sigma_i v \Delta t}{\Delta t} = n v \Sigma_i$$

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

$$R_i = n v \Sigma_i$$

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

Selon les interactions considérées, on distinguera les taux de réaction **d'absorption**, de **fission**, de **diffusion**...et donc les **nombre de neutrons produits par fission, disparus par absorption**...

On peut également en déduire, à partir du nombre de fissions par cm<sup>3</sup>, calculer l'énergie produite par fission, par cm<sup>3</sup> et par seconde. Ce qui revient à exprimer la puissance par cm<sup>3</sup> : la **puissance spécifique**. Cette information est essentielle pour la thermodynamique qui doit savoir où et quand évacuer la chaleur produite par les fissions. Les limites acceptables par la pastille combustible pour sa **tenue thermomécanique** ne doivent pas être dépassées.

## 2. Notion de flux neutronique

Le taux de réaction exprime un nombre d'interactions, et se présente sous la forme d'un produit de deux termes : (1) un premier terme qui dépend du matériau considéré, la **section efficace macroscopique  $\Sigma$** , et (2) un second terme qui dépend des neutrons, le **produit  $(nv)$** , dont la signification se trouve dans les unités : nombre de neutrons qui passent par cm<sup>2</sup> et par seconde.

### 2.1 Définition du flux neutronique

Plutôt que de travailler avec des densités de neutrons, on préfère en neutronique utiliser la notion de flux. En effet, avoir beaucoup de neutrons dans un réacteur est une chose, mais s'ils sont tous au repos on n'aura aucune chance d'avoir un choc avec un Noyau, donc une fission et donc de l'énergie. Ce qui compte, c'est d'avoir beaucoup de neutrons **qui bougent**. Plus ils bougent, plus il y aura de chocs avec les Noyaux et plus on aura de chance d'avoir une fission.

La grandeur caractéristique de cette agitation et de cette densité neutronique s'appelle le flux.

Noté  $\Phi$ , il est défini par :

$$\text{flux de neutrons de vitesse } v : \quad \Phi = n v$$
$$\left[ \frac{\text{neutrons}}{\text{cm}^2 \text{ s}} \right] = \left[ \frac{\text{neutrons}}{\text{cm}^3} \frac{\text{cm}}{\text{s}} \right]$$

Physiquement,  $\Phi$  représente la quantité de neutrons passant par unité de temps à travers une surface fermée de  $1 \text{ cm}^2$ .

## 2.2 Ordre de grandeur du flux dans un réacteur

On prend une densité de 50 millions de neutrons/cm<sup>3</sup>, ayant une vitesse moyenne de  $v = 3000 \text{ m/s}$ , on trouve un ordre de grandeur du flux dans un REP :

$$\Phi = n v = 50 \cdot 10^6 \cdot 3000 \cdot 10^2 = 1.5 \cdot 10^{13} \text{ neutrons/cm}^2\text{s}$$

La valeur du flux dépend évidemment du niveau de puissance extraite. Les **réacteurs de recherche** sont destinés à produire des flux élevés ( $10^{15}$ ) pour étudier l'irradiation neutronique sur les matériaux.

Les **réacteurs à neutrons rapides** ont des flux plus élevés ( $5 \cdot 10^{14}$ ), la probabilité de fission en rapide étant plus faible, il faut "monter" le flux pour avoir une puissance équivalente.

Comme on sait qu'une fission donne 200 MeV ( $3,2 \cdot 10^{-11} \text{ J}$ ), on en déduit alors la puissance dégagée par cm<sup>3</sup>. Si l'on connaît le volume  $V$  du cœur, on obtient la puissance  $P$  approchée :

$$P = R_f V \cdot 3,2 \cdot 10^{-11} \text{ W}$$

## 3. Facteur de multiplication

Nous allons maintenant apprécier l'évolution des neutrons par l'étude des générations successives.

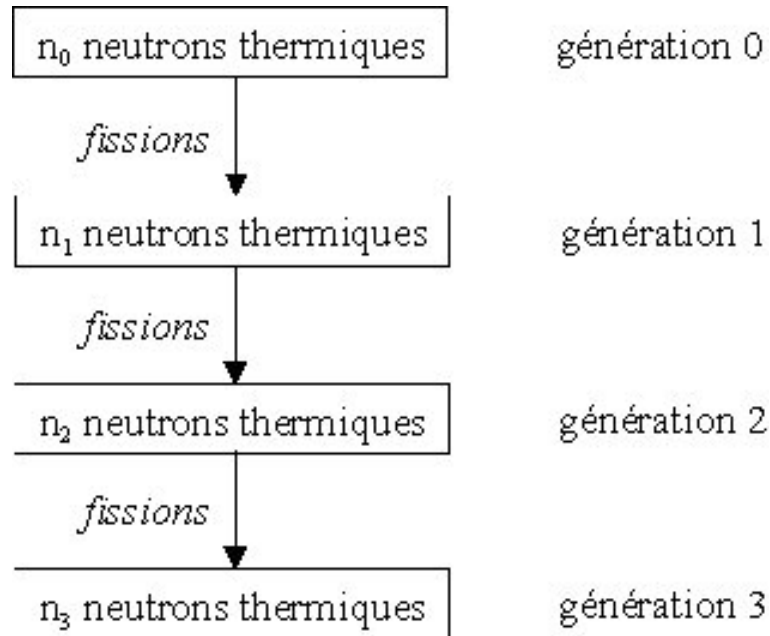
### 3.1 Maîtrise de la réaction en chaîne

Soit un noyau "lourd", c'est à dire un noyau comportant plus de 200 nucléons. Prenons un milieu neutronique fini quelconque, un réacteur.

Au sein de ce milieu, un neutron peut, outre les diffusions qui ne modifient en rien les populations : (1) **fissionner** ce noyau lourd, ce qui renouvellera la population, (2) ne pas fissionner ce noyau lourd et donc **fuir**, être **capturé** par le combustible, les matériaux de structure, le modérateur, ou les grappes absorbantes.

*Attention à ne pas oublier qu'un neutron qui donne une fission disparaît forcément par absorption (création d'un noyau composé excité dont une des voies de sortie est la fission).*

Afin d'avoir un dégagement d'énergie régulier en optimisant le rendement du réacteur, on cherchera à **maîtriser le principe de la réaction en chaîne** : les neutrons issus d'une réaction de fission doivent servir à créer de nouvelles fissions par absorption d'un combustible fissile.



### 3.2 Coefficient de multiplication effectif : définition

Les générations se renouvellent par fission, il s'agit donc de **favoriser les fissions** ou de **favoriser les disparitions** pour augmenter ou diminuer les effectifs en neutrons.

Selon que l'on veuille augmenter, maintenir ou réduire la puissance du réacteur, respectivement, on augmente, maintient ou réduit la population neutronique entre 2 étapes de la réaction en chaîne.

Ces étapes sont nommées "générations".

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  $\text{cm}^3$  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** de la manière suivante.

Si l'on a  $n_0$  neutrons thermiques à la « **génération 0** », on aura :

- $K_{\text{eff}} \cdot n_0$  neutrons thermiques à la **génération suivante**, la "génération 1", soit  $n_1$  neutrons,
- $n_0 \cdot K_{\text{eff}} / \nu$  fissions ont été produites par les  $n_0$  neutrons de la "génération 0", car **une fission permet de créer  $\nu$  neutrons rapides**,

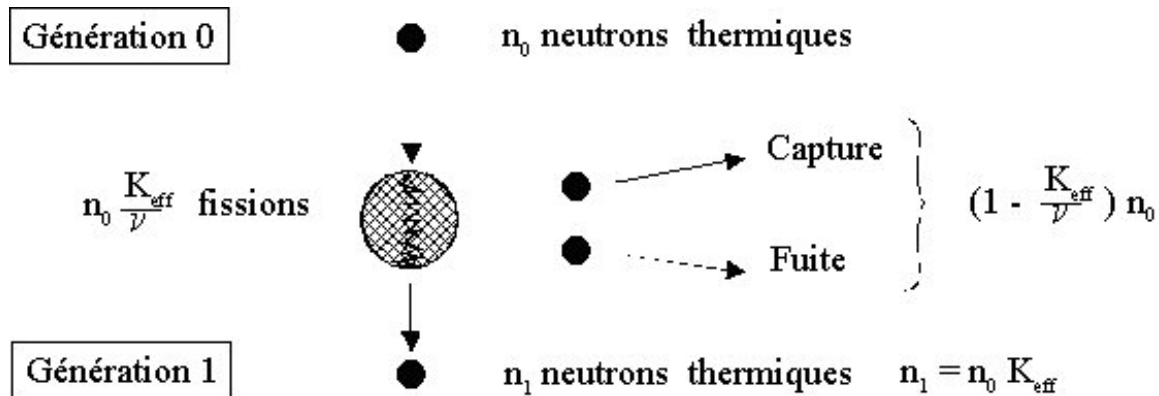
La **différence entre ces deux nombres** permet de connaître le **nombre de neutrons écartés de la réaction en chaîne** par suite d'absorptions ou fuites.

Attention **un neutron absorbé disparaît...** même si cela conduit à une fission ! Il faut donc considérer toute absorption comme une disparition, et seulement les fissions comme source de  $\nu$  neutrons.

D'un point de vue **signification physique**, le  $K_{eff}$  peut être considéré comme étant égal au nombre de neutrons créés, par neutron disparu de la génération précédente.

Autrement dit, à **chaque fois qu'un neutron disparaît,  $K_{eff}$  neutrons sont créés à la génération suivante.**

On résume ce bilan sur le graphe ci-dessous :



Pour une population initiale de  $n_0$  neutrons.

Population initiale	$n_0$	neutrons
Première génération	$n_1 = n_0 \cdot K_{eff}$	neutrons
Seconde génération	$n_2 = n_1 \cdot K_{eff} = n_0 \cdot K_{eff}^2$	neutrons
Troisième génération	$n_3 = n_2 \cdot K_{eff} = n_0 \cdot K_{eff}^3$	neutrons
.....		
$n^{\text{ième}}$ génération	$n_n = n_0 \cdot K_{eff}^n$	neutrons

C'est le principe de la **réaction en chaîne qui multiplie les populations de génération en génération par ce coefficient  $K_{eff}$ .**

### 3.3 Criticité et population neutronique

➤ si  **$K_{eff} > 1$** , alors  $n_0 < n_1$  (puisque  $K_{eff} = n_1 / n_0$ ),  $n_1 < n_2$ ,  $n_2 < n_3$ , etc ...

Donc la population neutronique croît, donc le nombre de fissions croît, donc la puissance fournie par le milieu croît. On dit que le milieu est dans un état **surcritique**. On peut trouver cette situation dans une divergence, lorsque le niveau de puissance (donc les populations) augmente.

➤ si  **$K_{eff} = 1$** , alors  $n_0 = n_1 = n_2 = n_3 = \dots = n_n$ .

Donc la population neutronique reste constante, donc le nombre de fissions reste constant, donc la puissance reste constante. On dit que le milieu est dans un état **critique** : c'est le cas d'un réacteur en marche stabilisée, production électrique constante.

➤ si  **$K_{eff} < 1$** , alors  $n_0 > n_1 > n_2 > n_3 > \dots > n_n$ .

Donc la population neutronique décroît, donc le nombre de fissions décroît, donc la puissance décroît. On dit que le milieu est dans un état **souscritique**. Les grappes d'absorbant en alarme (toutes en position basse, insérées en totalité) amènent le cœur dans cette situation.

### 3.4 Pilotage et $K_{eff}$

Dans un état **surcritique** on constate que la puissance augmente de plus en plus vite, ce qui **peut devenir dangereux** si rien ne vient s'opposer à cette croissance. Il faudra donc veiller à **ne pas être trop surcritique**. D'autant que les générations se succèdent tous les  $10^{-4}$  secondes.

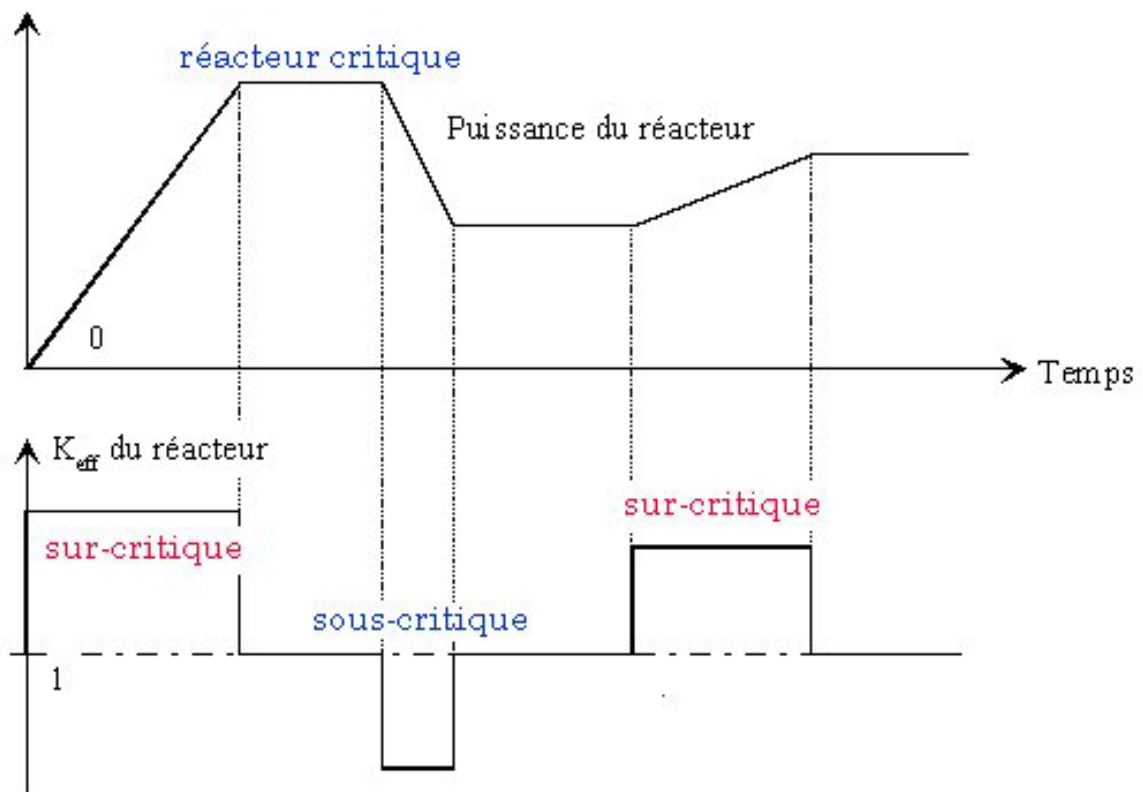
Pour piloter un réacteur nucléaire à **puissance constante (quelle que soit cette puissance)**, il faut le maintenir dans un état critique.

Si l'on veut **monter le niveau de puissance**, il faut le placer **temporairement** dans un état **surcritique**, mais il faudra le **ramener à un état critique** lorsqu'on aura atteint la puissance désirée.

Même raisonnement si l'on veut baisser la puissance de ce réacteur.

La nécessité d'avoir des **contre-réactions efficaces** est un aspect que nous étudierons plus tard.

Ces propos sont illustrés sur la figure suivante :



Le changement de niveau de puissance, comme l'arrêt ou la divergence, passent par des états sur ou sous-critique. Le fonctionnement à puissance constante impose la criticité, quelque soit le niveau de puissance.

### 3.5 Notion de réactivité

Comme 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 plus volontiers, pour définir l'état de criticité d'un réacteur, la **réactivité**, notée  $\rho$ . Comme il s'agit souvent de faibles écarts à la criticité, on utilisera les pcm (pour cent mille).

Elle est définie comme étant **l'écart relatif à la criticité** :

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

où  $\rho$  est sans unité

$$\rho = \frac{K_{eff} - 1}{K_{eff}} \cdot 10^5$$

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

si  $K_{eff} \neq 1$  (ce qui est souvent le cas) alors  $\rho \approx K_{eff} - 1$

pour une différence de réactivité on utilise souvent la formule suivante :

$$\rho_1 - \rho_2 = \ln\left(\frac{K_{eff,1}}{K_{eff,2}}\right)$$

On retrouve donc les différents états de la chaufferie :

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

*On remarquera que le niveau de puissance d'un réacteur est indépendant de la criticité. Un réacteur peut être critique à n'importe quel niveau de puissance.*

## 4. Exercices proposés

### Intérêt du combustible nucléaire

Quelle est l'énergie libérée ( en Joules ) :

- par la fission d'un gramme d'uranium 235,
- par la disparition d'un gramme d'uranium 235.

### Comparaison avec les énergies fossiles

Sachant que la réaction:  $C + O_2 \rightarrow CO_2$  et libère 4 eV,

- Quelle masse de charbon faut-il brûler pour obtenir la même énergie (on assimilera le charbon à du carbone pur).
- En remarquant que cinq barils de pétrole ont le même pouvoir énergétique qu'une tonne de charbon, quelle est la quantité de pétrole correspondante ? (unités 1 baril = 163 l).

### Comparaison consommation d'uranium / énergie produite

Soit un réacteur de recherche produisant 100 MW<sub>th</sub> utilisant comme combustible de l'U<sup>235</sup> pur.

- Quelle est l'énergie correspondant à 8 jours à pleine puissance (8 JEPP, c'est à dire pleine puissance pendant 8 jours, "Jour Equivalent Pleine Puissance") ?
- Calculer cette énergie en MWj-(Megawatt jour), puis en Joules ?
- Quelle masse d'U<sup>235</sup> a été fissionnée ? Quelle masse d'U<sup>235</sup> a disparue ?
- Quelle masse d'uranium naturel a t'on utilisé pour fabriquer le combustible disparu ?

### Atténuation d'un faisceau de neutrons par un absorbant

Soit une distribution de neutrons représentée en fonction de la position  $x$  par la fonction :  $n(x) = A e^{-\Sigma x}$

Sachant que le nombre total de neutrons est  $N_0$  : Calculer A.

- Calculer la position moyenne des neutrons. En déduire le libre parcours moyen.

En traversant une épaisseur de  $e = 2,5 \text{ cm}$  d'un matériau de masse atomique **112** et de masse volumique  $\rho = 5,6 \text{ g.cm}^{-3}$ , l'intensité  $I$  d'un faisceau collimaté de neutrons (c'est dire bien dirigés, et monocinétiques) décroît jusqu'à **10 %** de sa valeur initiale  $I_0$ . Calculer  $\Sigma_t$  et  $\sigma_t$ .

Rappel de physique nucléaire :  $I(x) = I_0 \exp(-\Sigma_t x)$



## Ordre de grandeur du flux dans un réacteur, durée de vie

Le premier navire marchand à propulsion nucléaire fut le brise-glace "LENINE" ; lancé en 1957 en Union Soviétique.

La chaufferie nucléaire comprenait 3 réacteurs à eau pressurisée d'une puissance thermique de 90 MW chacun. Chaque réacteur était équipé d'un cœur cylindrique de diamètre  $D = 1$  m et de hauteur  $H = 1$  m.

Le combustible utilisé était de l'Uranium enrichi à 5 % sous forme d'Oxyde  $UO_2$ . La charge de combustible était de 1700 Kg par réacteur.

### a. Détermination du flux dans un des réacteurs

- Calculer la puissance volumique  $P_v$  en  $W \cdot cm^{-3}$ .
- Sachant que la section efficace macroscopique moyenne de fission  $\Sigma_f$  pour ce type de réacteur est de  $0,087 cm^{-1}$ ; Calculer le flux  $\Phi$  dans un réacteur.

### b. Durée de vie T d'un des réacteurs

- Calculer le nombre de fissions se produisant par seconde dans un réacteur.
- Calculer la masse totale d' $U^{235}$  consommée par heure de fonctionnement d'un réacteur à 90 MW (pleine puissance). On rappelle que la probabilité qu'un noyau d' $U^{235}$  consommé le soit par fission est 0,85.
- Calculer la masse de combustible consommée par heure ; et par jour.

On suppose que le réacteur fonctionnait à 90 MW sans interruption.

- Calculer le temps T mis pour épuiser la charge de combustible introduite dans chaque cœur. Exprimer T en années.

### c. Autonomie de navigation

En fait, deux des réacteurs fonctionnaient à 80 % de la puissance nominale (90 MW) et suffisaient à obtenir la puissance propulsive maximale.

Sur les trois réacteurs que compte le navire, seuls 2 réacteurs étaient utilisés pour la propulsion du navire. Le troisième réacteur était, quand à lui, utilisé pour fournir l'alimentation électrique de tous les matériels du navire.

- Calculer l'autonomie de navigation du brise-glace en années, lorsque celui-ci naviguait sans escale à sa vitesse de croisière maximale.

## 5. Questions à réviser

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

Pourquoi préfère-t-on s'intéresser aux neutrons thermiques ?

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

Définition du taux d'interaction ( $\Sigma$ ), démonstration de sa formule

Calcul du nombre de captures, de fissions, de neutrons issus de fission

Calcul de la puissance spécifique (unités)

Signification du flux, formule et unité.

Pourquoi le préfère-t-on à la densité neutronique  $n(t)$  ?

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

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) ?

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

Etat du milieu selon ce coefficient de multiplication.

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

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

Le niveau de puissance dépend-il de la réactivité ?

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