

Flux neutronique, taux de réaction

nous avons raisonné avec un seul neutron

Il y en a des milliards dans un réacteur

REP 1300 MW : 10^8 fissions par seconde et cm^3

on raisonnera donc statistiquement
et par "densité neutronique"

$$n(t,r)$$

la section efficace macroscopique Σ représente
la **probabilité** pour un neutron d'interagir **par unité de longueur**
pendant le temps Δt , un neutron de vitesse v **parcourt** la distance $v \Delta t$

sa probabilité d'interagir pendant ce temps
soit le **nombre moyen d'interaction** est donc $\Sigma v \Delta t$

avec une densité n neutrons/cm³,
le nombre d'interactions
pendant Δt
dans 1 cm³
sera $n \Sigma v \Delta t$

d'où, **par unité de temps et par cm³** on obtient :

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

Taux de réaction

$$R = (n v) \cdot \Sigma$$

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

nombre d'interactions par cm³ et par seconde

on distingue les **taux de réaction d'absorption**,
de **fission**, de **diffusion**...

donc les **nombre de neutrons produits** par fission,
disparus par absorption...

ou l'**énergie produite** par fission par cm³ et par seconde :

la puissance spécifique

Flux neutronique

on préfère en neutronique utiliser la notion de flux
la grandeur caractéristique de cette **agitation**
et de cette **densité neutronique** s'appelle le **flux**

$\Phi = n v$ flux de neutrons de vitesse v

$$\left[\frac{\text{neutrons}}{\text{cm}^2 \text{s}} \right] = \left[\frac{\text{neutrons}}{\text{cm}^3} \frac{\text{cm}}{\text{s}} \right]$$

*quantité de neutrons passant par unité de temps
à travers une surface fermée de 1 cm^2*

Ordre de grandeur du flux dans un réacteur :

On prend une densité moyenne de 50 millions de neutrons/cm³,
ayant une vitesse moyenne de $v = 2000$ m/s

$$\Rightarrow \Phi = n v = 50.10^6.2000.10^2 = 10^{13} \text{ neutrons/cm}^2\text{s}$$

nouvelle expression du taux de réaction : $R = n v \Sigma \Rightarrow \mathbf{R = \Phi \Sigma = \Phi N \sigma}$

$$\mathbf{R = \Phi \Sigma}$$

une fission donne 200 MeV ($3,2.10^{-11}$ J)

d'où la puissance dégagée par cm³

avec le volume V du cœur, on obtient la puissance P

$$\mathbf{P = R_f V 3,2.10^{-11} \text{ (W/cm}^3\text{)}}$$

Facteur de multiplication

un neutron peut :

- être absorbé et conduire à une fission : productions
- ne pas fissionner ce noyau lourd c'est à dire **fuir**, ou être absorbé et **capturé** par le combustible, les matériaux de structure, le modérateur, ou les absorbants : ce sont des disparitions

pour avoir un **dégagement d'énergie régulier**
il faut optimiser le rendement du réacteur
et **maîtriser le principe de la réaction en chaîne**

Génération neutronique

les neutrons issus d'une réaction de fission doivent servir à créer de nouvelles fissions par absorption par un combustible fissile

pour augmenter, maintenir ou réduire la puissance du réacteur on augmente, maintient ou réduit la population neutronique entre 2 étapes de la réaction en chaîne

ces étapes sont nommées « générations ».

entre deux générations on définit le

facteur de multiplication effectif K_{eff}

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 ν 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 !*

**le K_{eff} est égal au nombre de neutrons créés
par neutron disparu à la génération précédente**

à chaque fois qu'un neutron disparaît
 K_{eff} neutrons sont créés à la génération suivante

prenons une **population initiale** de
à la **génération suivante** il y aura
à la génération d'après il y aura
à la génération qui succède il y aura
.....
à la **$p^{ième}$ génération**

n_0 neutrons
 $n_0.K_{eff}$ neutrons
 $n_0.K_{eff}.K_{eff} = n_0.K_{eff}^2$
 $n_0.K_{eff}^2.K_{eff} = n_0.K_{eff}^3$
 $n_p = n_0.K_{eff}^p$ neutrons

c'est aussi le **rapport de deux générations successives**
c'est encore le **rapport des productions sur les disparitions**

C'est la réaction en chaîne

Notion de criticité

- si $K_{\text{eff}} > 1$, alors $n_0 < n_1$ (puisque $K_{\text{eff}} = n_1 / n_0$), $n_1 < n_2$, $n_2 < n_3$, 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.
- si $K_{\text{eff}} = 1$, 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.
- si $K_{\text{eff}} < 1$, 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.

Criticité et niveau de puissance ?

dans un état **surcritique**
la puissance augmente de plus en plus vite
ce qui peut devenir dangereux si rien ne vient s'opposer à cette croissance

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

pour **monter en puissance**, il faut le placer 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.

Attention :

La criticité est indépendante du niveau de puissance

Réactivité : définition et ordre de grandeur

pour un réacteur le K_{eff} est compris entre 0,98 et 1,002

pour définir la **criticité d'un réacteur**, on utilise la réactivité, notée ρ

elle est définie comme étant l'écart relatif à la criticité

$$\rho = \frac{k_{\text{eff}} - 1}{k_{\text{eff}}}$$

où ρ est souvent exprimé en pcm ("*pour cent mille*")

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

Différents états du réacteur

- si le milieu est dans un état **surcritique** alors :

$$K_{\text{eff}} > 1 \text{ et } \rho > 0$$

divergence, changement de niveau de puissance

- si le milieu est dans un état **critique** alors :

$$K_{\text{eff}} = 1 \text{ et } \rho = 0$$

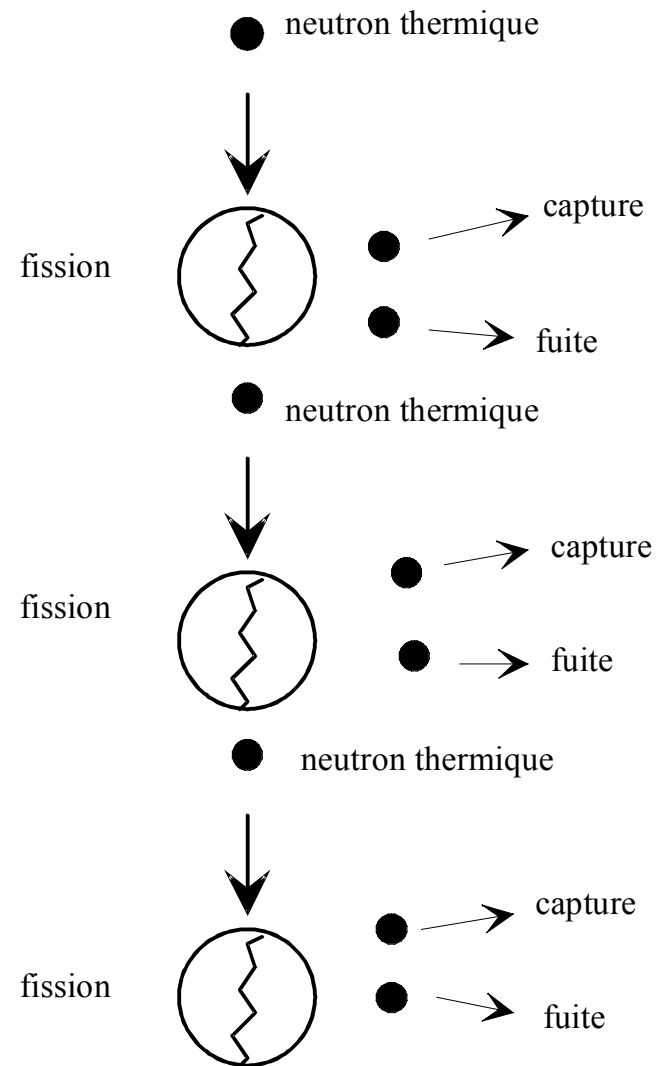
fonctionnement en puissance établie

- si le milieu est dans un état **souscritique** alors :

$$K_{\text{eff}} < 1 \text{ et } \rho < 0$$

*réacteur à l'arrêt, toutes barres en bas, en alarme
(chaud ou froid, selon conditions du fluide primaire)*

Criticité et bilan neutronique



Il y a concurrence entre productions et disparitions

