

Formule des quatre facteurs

Les neutrons vont être confrontés à des interactions différentes selon leur énergie cinétique. Le bilan neutronique, c'est à dire le rapport de générations successives de neutrons peut être étudié en suivant l'histoire d'une génération de neutrons, entre sa "naissance" par fission et sa disparition par absorption dans les différents matériaux.

1. Introduction

Comme déjà présenté dans les chapitres précédents, la réaction en chaîne est caractérisée par le facteur de multiplication K_{eff} qui renouvelle les générations de neutrons.

$$K_{\text{eff}} = \frac{\text{nombre de neutrons d'une génération}}{\text{nombre de neutrons de la génération précédente}}$$

soit encore:

$$K_{\text{eff}} = \frac{\text{Productions}}{\text{Disparitions}}$$

Les (n) neutrons issus d'une fission peuvent :

- faire de **nouvelles fissions** (cela dépend de la composition du combustible dans le réacteur), et par ce moyen renouveler la population,
- être **absorbés par un corps non fissile** (cela dépend également de la composition de la matière dans le réacteur),
- **fuir hors du réacteur** (cela dépend de la mobilité des neutrons et de la géométrie du réacteur).

$$K_{\text{eff}} = \frac{\text{Productions}}{\text{Absorptions} + \text{Fuites}} \quad \text{soit} \quad K_{\text{eff}} = \frac{\text{Productions}}{\text{Absorptions}} \cdot \frac{\text{Absorptions}}{\text{Absorptions} + \text{Fuites}}$$

Le premier terme de ce produit est équivalent au coefficient de multiplication effectif mais pour un **milieu de dimensions infinies** dans lequel il n'y aurait **pas de fuites**. Ce nouveau coefficient est appelé **coefficient de multiplication en milieu infini**.

Le deuxième terme représente la **probabilité** pour un neutron de **rester** dans le réacteur. Ce terme est appelé **probabilité de non fuite**, évidemment inférieur à 1.

$$\text{avec les notations : } K_{\infty} = \frac{\text{Productions}}{\text{Absorptions}} \quad P_{\text{nf}} = \frac{\text{Absorptions}}{\text{Absorptions} + \text{Fuites}}$$

Dans un premier temps, nous allons supposer qu'aucun neutron ne fuit hors du réacteur. Nous calculerons donc K_{∞} , le coefficient de multiplication en milieu infini.

Dans un deuxième temps, les fuites devront être introduites (par la géométrie) : on obtiendra alors le coefficient de multiplication effectif K_{eff} grâce à la probabilité de non-fuite. Comme il s'agit d'un facteur qui prend en compte la géométrie, son calcul est plus compliqué.

2. Formule des quatre facteurs

La formule des quatre facteurs est obtenue en effectuant un **bilan neutronique**, c'est à dire en étudiant l'évolution d'une population de neutrons d'une génération à la suivante, en prenant en compte les différentes interactions que peut subir un neutron au cours de sa vie.

Elle permet de décomposer la vie d'un neutron en différentes étapes, qui représentent de façon synthétique les événements dans les trois domaines d'énergie : domaine rapide, épithermique et thermique.

Cette formule s'applique à un **réacteur infini homogène ou hétérogène**.

2.1 Evènements neutroniques

Pour évaluer le **renouvellement** de la population (calculer le coefficient de multiplication), nous allons analyser les évènements possibles, dans les différents domaines d'énergie que le neutron traverse.

Rappelons que de toutes façons, le neutron ne peut que perdre de l'énergie, avant de se thermaliser autour d'une énergie moyenne liée à la température (effet des diffusions). Ces évènements ne modifient en rien la population, mais modifient les probabilités d'interactions.

a. Domaine rapide ($E > 1\text{MeV}$)

Dans la plupart des réacteurs thermiques, c'est à dire les réacteurs où les fissions sont faites dans le domaine thermique, le combustible est composé principalement d'uranium naturel ou faiblement enrichi (maximum 5%).

Bien que dans le domaine rapide les sections efficaces de fission soient faibles, certains neutrons rapides provoquent des fissions des noyaux d'uranium, ces fissions sont appelées **fissions rapides**.

Elles ont lieu principalement avec **l'uranium 238**, qui a généralement une concentration importante du fait du faible enrichissement en uranium 235. Les neutrons provoquent également des fissions des noyaux d'uranium 235 mais ce phénomène est souvent négligé. Notons que les sections efficaces de fission en domaine rapide sont du même ordre de grandeur, et donc c'est **la teneur en U8** qui l'emporte largement (voir exercices en fin du chapitre).

b. Domaine épithermique ($1\text{ eV} < E < 1\text{ MeV}$)

Les noyaux lourds, et surtout l'uranium 238 présent en grande quantité, présentent des **résonances d'absorptions importantes** dans le domaine épithermique. Un certain nombre de neutrons seront donc absorbés pendant le ralentissement. Les autres neutrons parviendront dans le domaine thermique en fin de ralentissement.

c. Domaine thermique ($E < 1\text{ eV}$)

Dans un milieu infini tous les neutrons qui arrivent dans le domaine thermique vont **disparaître par absorptions**, puisque qu'il n'y a pas de fuites. Il n'y a pas d'autre issue pour le neutron.

Certains neutrons seront **absorbés dans le combustible** et d'autres **en dehors du combustible**. Il faut donc définir avec précision ce que représente le combustible.

- Pour **un réacteur homogène**, il n'est pas possible de distinguer de zones particulières, tous les noyaux sont également répartis dans le réacteur.

Le "combustible" représente **tous les noyaux pouvant être fissionnés** en domaine thermique : uranium 235, plutonium 239 etc.

- Dans un **réacteur hétérogène** il existe des zones géométriquement bien définies: le modérateur, la gaine, le combustible. Dans les réacteurs thermiques le combustible se présente sous la forme de crayons ou de plaques.

Le "combustible" désigne alors **tous les noyaux contenus dans la gaine**: noyaux lourds tels que l'uranium et le plutonium mais également l'oxygène (combustible oxyde : UO_2) ainsi que les poisons neutroniques (ajoutés pour limiter la réactivité) et tous les produits de fissions qui s'y accumulent.

2.2 Histoire du neutron

Considérons un nombre N_{RTH} de neutrons rapides issus de fissions thermiques. Nés dans le combustible, et à ces énergies, ces neutrons peuvent faire quelques fissions rapides avec l' U^{238} .

Chaque fission donnant naissance à 2 à 3 neutrons rapides, le nombre de neutrons rapides N_R est donc légèrement supérieur à N_{RTH} ; on notera ϵ , **facteur de fissions rapides**, le terme correctif :

$$N_R = \epsilon N_{RTH}$$

Ces N_R neutrons rapides issus de fissions rapides et thermiques vont commencer leur ralentissement : généralement ils sortent du combustible et leur probabilité de rencontrer un élément modérateur est forte. Rien n'empêche qu'ils reviennent sur le combustible au cours d'un choc diffusant entre deux sauts d'énergie.

Ils auront donc une probabilité p , appelée **facteur antitrappe**, d'échapper aux captures par l' U^{238} (résonances de l' U^{238}). On en déduit le nombre N_{TH} de neutrons thermiques, c'est à dire les **neutrons arrivés en domaine thermique**, après avoir "traversé" le domaine épithermique :

$$N_{TH} = p N_R = p \epsilon N_{RTH}$$

La **thermalisation** qui s'en suit maintient les neutrons autour d'une énergie moyenne liée à la température du milieu (0.025 eV à 20°C), mais **les interactions ne sont pas toutes des diffusions**, et la probabilité d'absorption va donc conduire le neutron à disparaître. Une partie seulement de ces neutrons thermiques sera absorbée par le combustible, le reste étant capturé par le modérateur, les absorbants de contrôle, les structures...

On note N_{THC} la quantité de neutrons thermiques absorbés dans le combustible : elle représente une proportion f du nombre de neutrons thermiques N_{TH} , f est le **facteur d'utilisation thermique** :

$$N_{THC} = f N_{TH} = f p \epsilon N_{RTH}$$

Cette fraction représente la quantité de neutrons absorbés peut-être utilement en domaine thermique. Parmi ces N_{THC} neutrons absorbés dans le combustible, un certain nombre sera **capturé** par l' U^{235} , l' U^{238} , ou les produits de fission, le reste faisant des **fissions thermiques** ("utiles") avec l' U^{235} ou le Pu^{239} .

Le nombre de neutrons rapides résultant de ces fissions thermiques sera noté N'_{RTH} ; le coefficient de proportionnalité entre N'_{RTH} et N_{RTH} est le **facteur de fission thermique η** (ou **facteur de régénération**) :

$$N'_{RTH} = \eta N_{RTH} = \eta f p \varepsilon N_{RTH}$$

N'_{RTH} est l'équivalent de N_{RTH} pour la génération suivante : nous avons donc terminé notre bilan neutronique (dans le cas où il n'y a pas de fuites).

On en déduit K_{∞} par :

$$K_{\infty} = \frac{N'_{RTH}}{N_{RTH}} = \frac{\eta f p \varepsilon \cdot N_{RTH}}{N_{RTH}}$$

Il en résulte la **formule des 4 facteurs** : $K_{\infty} = \varepsilon p f \eta$

Remarques importantes

La probabilité de non fuite est nécessairement inférieure à 1. Pour K_{∞} ne tenant pas compte des fuites, sa valeur est obligatoirement supérieure à celle de K_{eff} . Par conséquent, si l'on trouve une valeur de K_{∞} inférieure à 1, on sera sûr de ne pas pouvoir obtenir un réacteur critique. Il est indispensable que le coefficient de multiplication infini soit supérieur à 1 dès le choix des matériaux.

K_{∞} est une **caractéristique neutronique** du milieu. Il dépend de la composition du milieu.

Le K_{∞} est obtenu par un "**calcul d'homogénéisation**" qui assimile le milieu hétérogène à une **cellule fictive homogène**. Il dépend donc également de la **géométrie de la cellule élémentaire** supposée se répéter à l'infini.

Les définitions de ces coefficients sont les suivantes :

Coefficient de fission rapide :

$$\varepsilon = \frac{\text{nombre de neutrons candidats au ralentissement}}{\text{nombre de neutrons issus de fissions thermiques}}$$

facteur anti-trappe :

$$p = \frac{\text{nombre de neutrons thermiques}}{\text{nombre de neutrons candidats au ralentissement}}$$

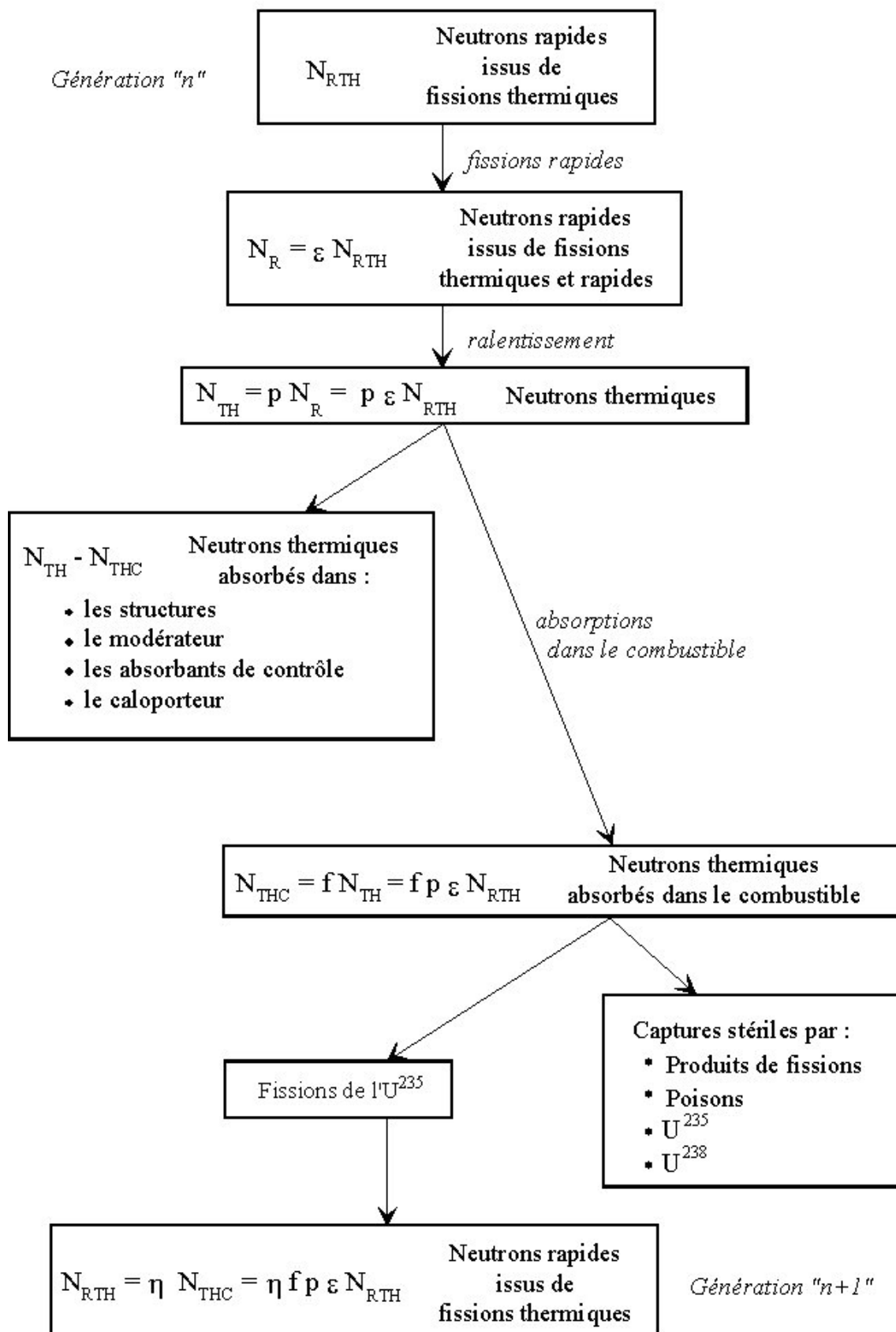
facteur d'utilisation thermique :

$$f = \frac{\text{nombre de neutrons thermiques absorbés dans le combustible}}{\text{nombre de neutrons thermiques}}$$

facteur de régénération :

$$\eta = \frac{\text{nombre de neutrons rapides issus de fission}}{\text{nombre de neutrons thermiques absorbés dans le combustible}}$$

BILAN NEUTRONIQUE



2.3 Facteur de fission rapide

Les fissions rapides sont dues principalement à l'uranium 238. Généralement dans les réacteurs thermiques, l'enrichissement est limité à quelques %, la concentration en uranium 235 est donc faible donc on néglige les fissions rapides dues à U235.

Les fissions rapides ne sont prises en compte que pour U 238 qui est fissible donc $\sigma_f(\text{th}) = 0$ alors que $\sigma_f(\text{rap}) = 0,7$ barn. Pour les réacteurs où l'on utilise de l'U 235 pur ou très enrichi, ϵ reste évalué à 1 car toutes les fissions sont considérées essentiellement thermiques : $\sigma_f(\text{th}) = 582$ barns $\gg \sigma_f(\text{rap}) = 1,81$ barn.

Il n'y a pas de formule simple pour calculer ce coefficient, qui dépend peu de la **modération** mais plutôt de la **taille des éléments combustibles** du fait du parcours à l'intérieur de la gaine, et de l'enrichissement.

Il est usuellement compris entre **1,03** et **1,08**.

Pour les REP EDF, il est de **1,05**

2.4 Facteur anti-trappe p

Le facteur antitrappe (p) mesure la probabilité pour un neutron d'échapper aux captures par l'uranium 238 pendant son ralentissement. Il représente les conséquences des phénomènes se déroulant dans le domaine épithermique, les neutrons étant en cours de ralentissement.

C'est une probabilité, donc le facteur (p), est inférieur à 1.

Il dépend de plusieurs paramètres :

- **L'enrichissement en U235.** La valeur maximale de p est 1 : dans ce cas, tous les neutrons rapides arriveraient dans le domaine thermique. Dans la réalité, p varie entre 0,7 et 0,9 (uranium très enrichi). Plus l'uranium sera enrichi, moins il y aura d'U238, donc plus p sera grand.
- **La qualité du modérateur** : pour ralentir les neutrons avec le moins de chocs possibles, on utilisera des corps légers tels que le carbone, l'eau légère ou l'eau lourde.
- **La quantité de modérateur (ou rapport de modération)** : si la quantité de modérateur est faible, les neutrons seront mal ralentis en présence de nombreux noyaux d'uranium 238. La probabilité antitrappe sera alors faible. Par contre si la quantité de modérateur est importante, les neutrons seront bien ralentis et n'auront qu'une faible chance de rencontrer des noyaux d'uranium 238. La probabilité antitrappe sera alors élevée.

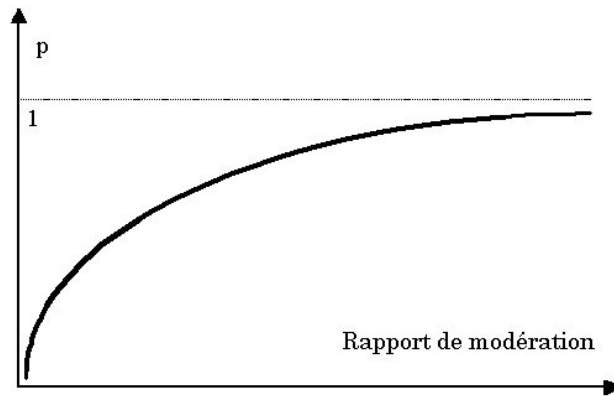
Le **rapport de modération** représente le rapport entre la quantité de modérateur (nombre de Noyaux de modérateur soit $N_{\text{mod}} \times V_{\text{mod}}$) par rapport à la quantité de combustible (nombre de Noyaux de combustible soit $N_{\text{comb}} \times V_{\text{comb}}$).

Lorsqu'il y a beaucoup de modérateur dans le cœur (rapport de modération grand), les neutrons rapides sont mieux ralentis et leurs chances d'échapper aux captures de l'U238 augmentent.

Ainsi p augmente lorsque $\frac{N_{\text{mod}} V_{\text{mod}}}{N_{\text{comb}} V_{\text{comb}}}$ augmente.

Si l'on effectue un calcul détaillé, l'importance du rapport de modération fait intervenir beaucoup de paramètres, dont l'effet relatif des largeurs des résonances par rapport à l'efficacité du ralentissement (sauts moyens en énergie).

La figure page suivante illustre l'effet du rapport de modération sur le facteur antitrappe.



2.5 Facteur d'utilisation thermique f

Les neutrons thermiques peuvent :

- être **absorbés dans le combustible** (fissions + captures par Pu239, U235, U238, produits de fissions),
- être **absorbés** par les noyaux ne faisant **pas partie du combustible** (structures, modérateur, caloporteur, absorbants de contrôle).

Ce facteur représente ainsi la **fraction** des neutrons thermiques qui sont absorbés **dans le combustible**, peut-être utilement, puisque seules ces absorptions pourront conduire, peut-être à des fissions, donc un **renouvellement de la population** neutronique.

La valeur maximale de f est 1, cas idéal où tous les neutrons thermiques seraient absorbés par le combustible.

Une chute de barres se traduit par une diminution de f (le dénominateur de f augmente) : lors d'un arrêt d'urgence par insertion des grappes d'absorption, c'est la forte diminution de f qui provoque l'étouffement de la réaction (K_{eff} devient ainsi largement inférieur à 1).

Le facteur (f) est donc un **facteur pilotable** par les opérateurs.

Rappel sur la notion de modérateur

En l'absence d'absorbants de contrôle, il est intéressant d'avoir f le plus proche de 1 : les absorptions par les structures et le ralentisseur doivent être faibles. En conséquences :

- Les **structures** sont composées de matériaux transparents aux neutrons (σ de capture faible),
- le **ralentisseur** doit :
 - ralentir rapidement les neutrons : $\xi \Sigma_s$ élevé,
 - ne pas les absorber, sinon f diminue : Σ_a faible.

Comme nous l'avions vu au premier chapitre, un matériau répondant à ces qualités est un bon modérateur : il amène un maximum de neutrons à l'énergie thermique.

Répartition du flux neutronique thermique (cas hétérogène)

Si l'on considère le **cœur hétérogène**, c'est à dire composé de combustible dans sa gaine, et de modérateur (canaux de circulation), le **flux de neutrons thermiques n'est pas uniforme**.

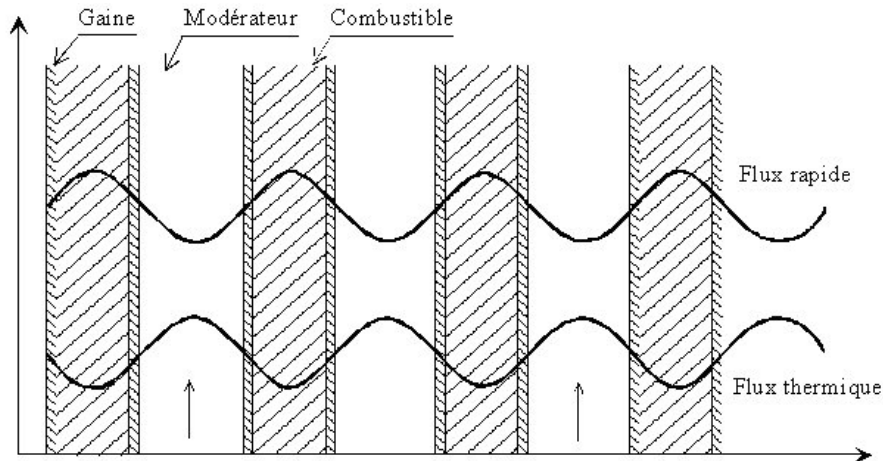
Le **combustible** se comporte comme un absorbeur de neutrons thermiques : le **flux thermique y est plus faible** (captures et résonances de l'U238).

Par contre, ce **flux thermique est important dans le modérateur**, où les neutrons y sont ralentis (c'est comme si les neutrons thermiques naissaient dans le modérateur).

Le flux thermique est donc **minimum au centre du combustible**, et **maximum au centre du modérateur**.

On utilisera dans la suite de ce cours un **flux intégré moyen combustible** Φ_{comb} et un flux intégré moyen modérateur Φ_{mod} .

La répartition du **flux rapide** est exactement contraire à celle du flux thermique, c'est à dire maximum dans le combustible et minimum dans le modérateur. En effet les neutrons "naissent" rapides dans le combustibles, et du fait du ralentissement, "meurent" rapides dans le modérateur.



Calcul du facteur d'utilisation thermique f pour un cœur hétérogène

A partir de sa définition, nous allons calculer le facteur (f) en supposant que ce cœur est constitué :

de combustible :

U^{235} ($\nu_5, \sigma_{a5}, \sigma_{f5}, N_5$ Noyaux d' U^{235}/cm^3 de combustible)

U^{238} (σ_{a8}, N_8 Noyaux d' U^{238}/cm^3 de combustible)

V_{comb} = volume de combustible

Φ_{comb} = flux de neutrons thermiques dans le combustible,

de modérateur :

$\sigma_{a,mod}, N_{mod}$ Noyaux de modérateur / cm^3 de modérateur

V_{mod} = volume de modérateur

Φ_{mod} = flux de neutrons thermiques dans le modérateur.

Les absorptions dans les structures sont négligées, puisque l'on cherche à les minimiser pour augmenter l'efficacité.

Dans un volume V de matériau absorbant, le nombre de neutrons absorbés (*par seconde*) est donné par le produit : $V \cdot \text{taux d'absorption} = V \Phi N \sigma_a$

Le **nombre de neutrons absorbés dans le combustible** est donc égal à :

$$N_5 \sigma_{a5} \Phi_{comb} V_{comb} + N_8 \sigma_{a8} \Phi_{comb} V_{comb}$$

Le **nombre de neutrons absorbés dans le coeur** est égal à :

$$N_5 \sigma_{a5} \Phi_{comb} V_{comb} + N_8 \sigma_{a8} \Phi_{comb} V_{comb} + N_{mod} \sigma_{a,mod} \Phi_{mod} V_{mod}$$

Ce qui conduit à l'écriture :

$$f = \frac{N_5 \sigma_{a5} \Phi_{\text{comb}} V_{\text{comb}} + N_8 \sigma_{a8} \Phi_{\text{comb}} V_{\text{comb}}}{N_5 \sigma_{a5} \Phi_{\text{comb}} V_{\text{comb}} + N_8 \sigma_{a8} \Phi_{\text{comb}} V_{\text{comb}} + N_{\text{mod}} \sigma_{a,\text{mod}} \Phi_{\text{mod}} V_{\text{mod}}}$$

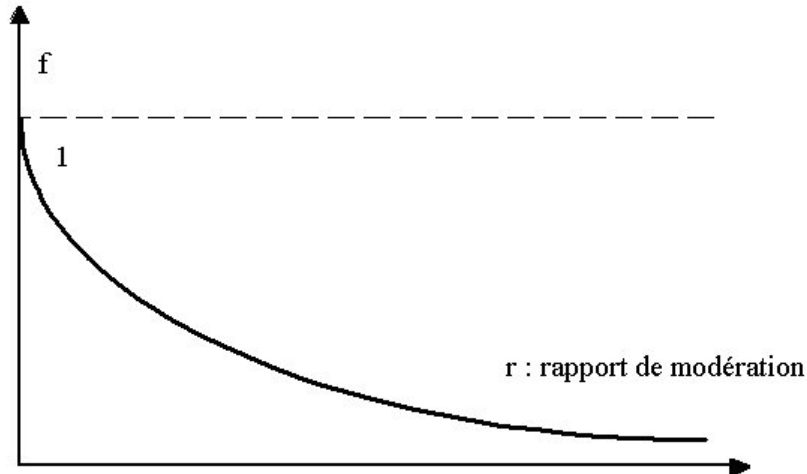
En divisant les termes de la fraction par les absorptions dans le combustible, on fait apparaître deux rapports : le **rapport de modération** déjà cité (R_m), et le **facteur de désavantage** (noté ζ) qui caractérise le rapport entre les flux thermique et rapide.

$$f = \frac{1}{1 + \frac{\sum_{a,m} \Phi_m \cdot V_m}{\sum_{a,u} \Phi_u \cdot V_u}} \quad f = \frac{1}{1 + \frac{N_m \cdot \sigma_{a,m} \cdot V_m \cdot \Phi_m}{N_u \cdot \sigma_{a,u} \cdot V_u \cdot \Phi_u}} = \frac{1}{1 + \frac{\sigma_{a,m}}{\sigma_{a,u}} \cdot r \cdot \zeta}$$

Si l'on tient compte des **absorptions dans les structures**, il faudrait rajouter le terme $N_{st} \sigma_{ast} \Phi_{st} V_{st}$ au dénominateur de f . Si l'on tient également compte des **captures par les produits de fissions** (xénon et samarium), il faut rajouter $N_{PF} \sigma_{aPF} \Phi_{\text{comb}} V_{\text{comb}}$ aux numérateur et dénominateur (les Produits de Fission font partie du combustible).

Les **absorbants** engendrent un terme $N_b \sigma_{ab} \Phi_b V_b$ variable au dénominateur, donc provoquent une diminution de f . De même si l'eau contient du bore (réacteurs EdF), la concentration en bore intervient dans les absorptions du modérateur. Le facteur (f) diminue avec la concentration en bore.

On peut faire intervenir l'enrichissement en U235, ou même la formation du plutonium 239 par captures fertiles du l'U238. L'usure modifie aussi le facteur d'utilisation thermique en le faisant varier.



Le facteur (f) est **pilotable** par les opérateurs ou le contrôle commande.

Selon la **concentration en bore**, les courbes d'évolution de (f) avec le rapport de modération sont comparables, mais en diminution.

L'arrêt d'urgence d'un réacteur est obtenu en faisant chuter toutes les grappes de contrôle dans le réacteur. Cela se traduit alors par une **diminution très rapide du facteur** (f), ce qui permet d'étouffer rapidement la réaction en chaîne en amenant le K_{eff} inférieur à 1.

Cas du réacteur homogène

Il n'y a pas de distinction entre les différents milieux. Le facteur de désavantage est donc égal à 1.

Si on considère un réacteur composé uniquement de combustible et de modérateur, le facteur d'utilisation thermique a l'expression:

$$f = \frac{1}{1 + \frac{\sigma_{a,m}}{\sigma_{a,u}} \cdot r} \quad r = \frac{N_m \cdot V_m}{N_u \cdot V_U} \quad (\text{selon les pourcentages relatifs en volume})$$

On constate les mêmes variations en fonction du rapport de modération, que dans le cas du réacteur hétérogène.

2.6 Facteur de désavantage (η)

Le facteur de régénération représente le **nombre de neutrons rapides produits**, par neutron **absorbé dans le combustible**. Le facteur de régénération est défini par:

$$\eta = \frac{\text{nombre de neutrons rapides issus de fission}}{\text{nombre de neutrons thermiques absorbés dans le combustible}}$$

Il peut encore s'écrire sous la forme :

$$\eta = \frac{\nu \cdot \text{nombre de fissions thermiques}}{\text{nombre de neutrons thermiques absorbés dans le combustible}}$$

Soit un réacteur dont le combustible est de l'oxyde d'uranium, si d'autre part on tient compte de la production de plutonium et de la présence de poisons neutroniques:

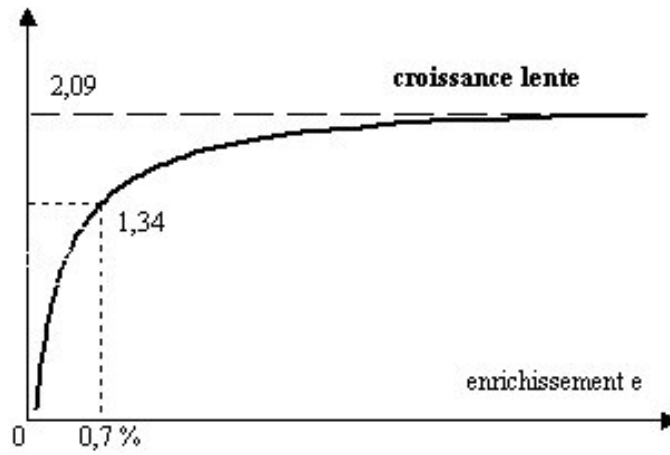
$$\eta = \frac{\nu_5 \cdot N_5 \cdot \sigma_{f5} + \nu_9 \cdot N_9 \cdot \sigma_{f9}}{N_5 \cdot \sigma_{a5} + N_8 \cdot \sigma_{a8} + N_9 \cdot \sigma_{a9} + N_O \cdot \sigma_{aO} + N_p \cdot \sigma_{ap}}$$

Variation de η en fonction de l'enrichissement

L'enrichissement permet d'augmenter la teneur en noyaux fissiles et d'améliorer le facteur de régénération. Pour un combustible composé uniquement d'uranium 235 et 238, on pourra écrire :

$$\eta = \frac{\nu_5 \cdot N_5 \cdot \sigma_{f5}}{N_5 \cdot \sigma_{a5} + N_8 \cdot \sigma_{a8}} \quad \text{comme } e = \frac{N_5}{N_5 + N_8} \Rightarrow \frac{N_8}{N_5} = 1 - \frac{1}{e}$$

$$\eta = \frac{\nu_5 \cdot \sigma_{f5}}{\sigma_{a5} + \sigma_{a8} \cdot \left(\frac{1}{e} - 1 \right)}$$



Les valeurs numériques les plus significatives sont :

$e = 0,7 \%$	(uranium naturel)	$\eta = 1,34$
$e = 3 \%$	(réacteurs EDF)	$\eta = 1,8$
$e = 100 \%$	(uranium 235 pur)	$\eta = 2,09$

On constate **qu'il suffit d'un faible enrichissement** pour que η augmente de façon significative. Au delà de 5 %, l'enrichissement n'apporte plus grand chose au regard du coût financier que représente l'usine d'enrichissement.

La valeur maximale de η est obtenue pour $e_5 = 100 \%$:

$$\eta_{\max} = v_5 \left(\frac{\sigma_{f5}}{\sigma_{a5} - \sigma_{a8} + \sigma_{a8}} \right) = v_5 \left(\frac{\sigma_{f5}}{\sigma_{a5}} \right) = 2,09$$

La valeur minimale correspond à celle de l'uranium naturel (enrichissement 0,7 %) : $\eta_{\min} = 1,34$

2.6 Influence du rapport de modération

L'enrichissement étant pris à une valeur liée à des critères commerciaux ou de durée de vie, et difficilement modifiable en cours d'exploitation, le rapport de modération (r_m) peut être plus facilement varié soit par conception, soit au cours de l'exploitation.

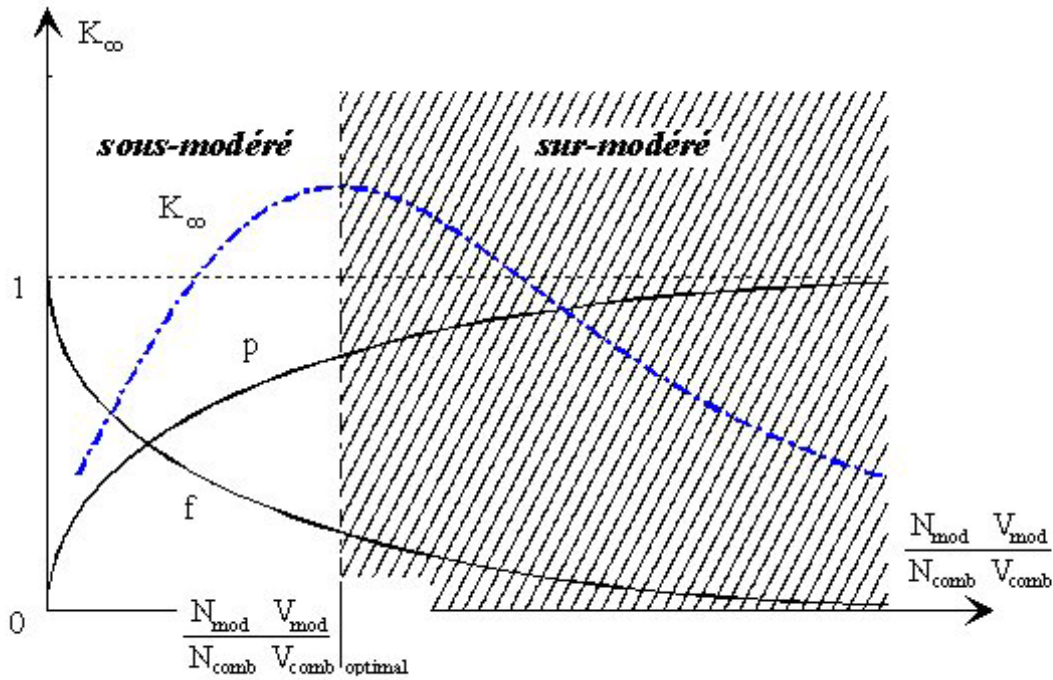
ε varie très peu en fonction de r ; p et f dépendent fortement de r (voir courbes) ; η est indépendant des variations de r .

Le coefficient de multiplication en milieu infini peut donc s'écrire en fonction du rapport de modération r , sous la forme :

$$K_{\infty} = \varepsilon \cdot p(r) \cdot f(r) \cdot \eta$$

La courbe passe par un maximum qui correspond au rapport de modération optimum. Ce rapport de modération optimal dans un REP vaut environ 2. Le constructeur cherche à se rapprocher de $K_{\infty, \max}$. Il va choisir des proportions modérateur - combustible adéquates :

- si le rapport de modération est **supérieur au rapport optimal**, le cœur est dit **sur-modéré**
- si le rapport de modération est **inférieur au rapport optimal**, le cœur est dit **sous-modéré**.



Vaut-il mieux un cœur sous-moderé ou sur-moderé ?

Plaçons nous tout d'abord dans le cas d'un cœur sur-moderé.
Et raisonnons "dans le sens de la sûreté".

Supposons que la **température du cœur augmente** incidentellement lorsque le réacteur produit de la chaleur. Dans ces conditions, **la densité du modérateur décroît** (N_{mod} diminue par dilatation), alors que celle du combustible reste constante (le combustible est solide).

Le rapport de modulation $\frac{N_{mod} V_{mod}}{N_{comb} V_{comb}}$ diminue selon la montée de température.

D'après la courbe, K_{∞} croît. On favorise les fissions et la chaleur va encore augmenter : on aboutit donc à une situation instable, la production de chaleur augmentant de plus en plus.

Il est obligatoire, selon les autorités de sûreté, que des contre réactions efficaces existent. **Le cœur doit être sous-moderé** pour que, lorsque la température du cœur augmente, le facteur de multiplication diminue, provoquant ainsi une chute de température : un cœur sous-moderé est **plus stable en cas d'incident**.

Le même raisonnement peut se faire en raisonnant sur un appel de puissance au générateur de vapeur qui refroidit l'eau du primaire, entraînant une diminution de la température du modérateur, donc une remontée des fissions si le réacteur est sous-moderé : **un réacteur sous-moderé est autostable pour le pilotage**.

Cas d'un cœur homogène

Dans un cœur considéré homogène, le combustible et le modérateur sont uniformément mélangés : on a un flux de neutrons thermiques ou rapides uniforme sur tout le cœur (pas de distinction entre Φ_{mod} et Φ_{comb} comme on le fait dans le cas hétérogène). Les densités de matière seront généralement données en Noyaux / cm^3 de cœur, et non plus en Noyaux / cm^3 de combustible ou de modérateur comme dans le cas hétérogène.

3.1 Avantages et inconvénients d'un cœur homogène

- Le **facteur antitrappe p est plus faible** en homogène : les neutrons ont plus de chance d'être capturés par l' U^{238} pendant leur ralentissement.
- Le **facteur de fissions rapides est légèrement plus faible** en homogène : en hétérogène, les neutrons naissent rapides dans le combustible ou ils font des fissions rapides avec l' U^{238} .
- Le **facteur d'utilisation thermique f est plus important** pour un cœur homogène : dans un cœur hétérogène de même composition, les neutrons thermiques "naissent" dans le modérateur et doivent être absorbés dans le combustible : les pertes sont plus importantes que pour le cœur homogène où ils "naissent" au sein du modérateur et du combustible uniformément mélangés.

Le calcul du K_∞ d'un **réacteur de type UNGG** (Uranium - Naturel - Graphite - Gaz) illustrerait parfaitement cela : avec un cœur homogène, on trouverait $K_\infty < 1$: il est impossible de réaliser un réacteur de ce type (*de toute manière, un cœur homogène est difficilement concevable !*).

Par contre, un **UNGG de conception hétérogène** a un $K_\infty > 1$.
La pile de Fermi en est l'illustration parfaite.

3.2 Expression de f et η

On considère un cœur composé de combustible (U^{235} , U^{238}) et de modérateur. On note Φ le flux de neutrons thermiques et V le volume du cœur (les densités sont données en Noyaux / cm^3 de cœur). Le flux est cette fois ci le même pour le modérateur et le combustible puisqu'ils sont uniformément mélangés.

$$f = \frac{N_5 \sigma_{a5} + N_8 \sigma_{a8}}{N_5 \sigma_{a5} + N_8 \sigma_{a8} + N_{mod} \sigma_{a,mod}}$$

$$\eta = \frac{v_5 \cdot N_5 \sigma_{f5} \Phi V}{N_5 \sigma_{a5} \Phi V + N_8 \sigma_{a8} \Phi V} = v_5 \left(\frac{\Sigma_f}{\Sigma_a} \right) \Bigg|_{\text{combustible}}$$

3.3 Cas d'un réacteur modéré à l'eau légère et à l'uranium naturel

Considérons un réacteur hétérogène (*rapport moyen de 2*) composé de :

- combustible uranium naturel ($\epsilon = 0,7 \%$)
- modérateur eau légère H_2O

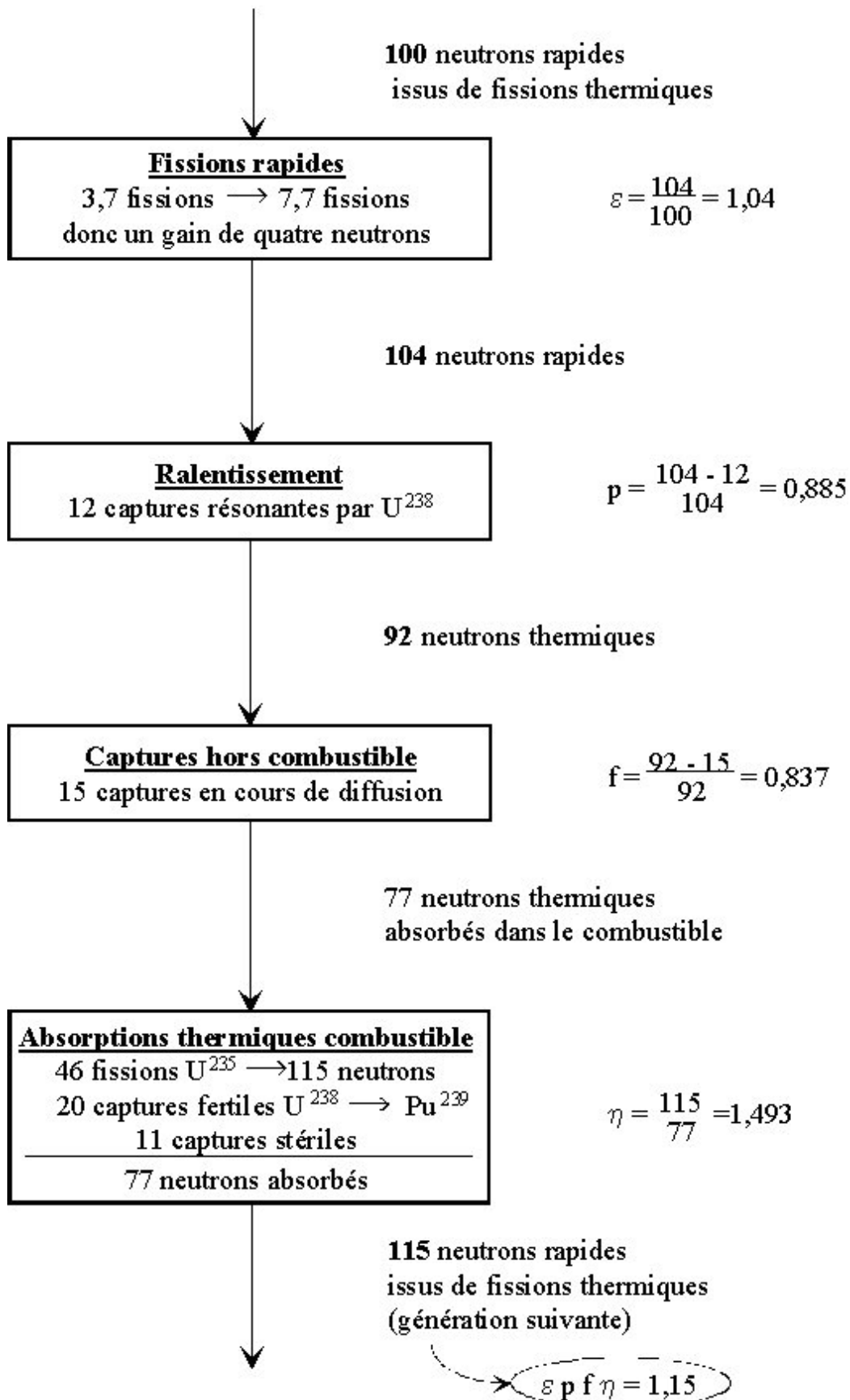
On ne tient pas compte des interactions avec les structures : les neutrons sont tous absorbés, soit par le combustible, soit par le modérateur.

Prenons les **valeurs usuelles** :

$$\begin{array}{lll} \sigma_{f5} = 582 \text{ barns} & \sigma_{a5} = 681 \text{ barns} & \\ \sigma_{f8} = 0 \text{ barn} & \sigma_{a8} = 2 \text{ barns} & \sigma_{a,mod} = 0,644 \text{ barn} \quad v_5 = 2,42 \\ \xi = \frac{\Phi_{mod}}{\Phi_{comb}} = 1 & \frac{N_{mod} V_{mod}}{N_{comb} V_{comb}} = 2 & \epsilon = 1,05 \quad p = 0,7 \end{array}$$

EXEMPLE DE BILAN NEUTRONIQUE

réacteur thermique infini



On calcule directement le produit $f \eta$:

$$f.\eta = \frac{n \cdot \text{nombre de fissions thermiques}}{\text{nombre de neutrons thermiques absorbés}}$$

$$f.\eta = \frac{v_5 N_5 \sigma_f \Phi_{\text{comb}} V_{\text{comb}}}{N_5 \sigma_{a5} \Phi_{\text{comb}} V_{\text{comb}} + N_8 \sigma_{a8} \Phi_{\text{comb}} V_{\text{comb}} + N_{\text{mod}} \sigma_{a,\text{mod}} \Phi_{\text{mod}} V_{\text{mod}}}$$

$$f.\eta = \frac{v_5 \sigma_f e}{e \sigma_{a5} + (1-e) \sigma_{a8} + \frac{N_{\text{mod}} V_{\text{mod}}}{N_{\text{comb}} V_{\text{comb}}} \frac{\Phi_{\text{mod}}}{\Phi_{\text{comb}}} \sigma_{a,\text{mod}}} = 1,23$$

$$K_{00} = \epsilon p f \eta = 1,05 \cdot 0,7 \cdot 1,23 \quad K_{\infty} = 0,9 < 1$$

Un réacteur dont le combustible est de l'uranium naturel et modéré à l'eau légère (même hétérogène) **est toujours sous-critique**. La cause en est la quantité d'absorptions trop importante des neutrons thermiques par l'hydrogène.

Pour augmenter la valeur de K_{∞} , 2 solutions se présentent :

- **augmenter l'enrichissement e de l'uranium**. Cela fait augmenter η (et aussi légèrement p car la quantité d' U^{238} diminue). Cette solution est utilisée dans les réacteurs REP (uranium enrichi à environ 3,5 %),
- **choisir un modérateur qui absorbe moins de neutrons**, par exemple le graphite (réacteur UNGG), ou l'eau lourde (réacteur uranium naturel - eau lourde des CANDU).

3.3 Calcul du K_{∞} et spectre des neutrons

Les neutrons, même thermiques, ne sont pas tous exactement à la même vitesse, donc les sections efficaces ne sont pas à la même valeur pour tous les neutrons. Il faut tenir compte de la répartition en énergie des neutrons : le spectre des neutrons.

En faisant intervenir les taux de réactions, le K_{∞} peut s'écrire :

$$K_{\infty} = \frac{\int v \cdot \Sigma_f(E) \Phi(E) dE}{\int \Sigma_a(E) \Phi(E) dE}$$

Pour les bornes d'intégration deux cas peuvent se présenter : (1) le spectre est bien connu sur tout le domaine d'énergie ; (2) le spectre est bien connu dans le domaine thermique seulement, c'est approximativement un spectre de Maxwell.

Il faut signaler que les codes de calcul font intervenir des valeurs moyennes du flux sur un domaine limité en énergie, et donc des sections efficaces moyennes sur ce domaine. On parle alors de traitement "multigroupe".

a. si l'on "condense" sur tout le spectre

$$K_{\infty} = \frac{\int_0^{E_{\max}} \nu \cdot \Sigma_f(E) \Phi(E) dE}{\int_0^{E_{\max}} \Sigma_a(E) \Phi(E) dE}$$

$$K_{\infty} = \frac{\int_0^{E_{\max}} \nu \cdot \Sigma_f(E) \Phi(E) dE}{\int_0^{E_{\max}} \Phi(E) dE} \cdot \frac{\int_0^{E_{\max}} \Phi(E) dE}{\int_0^{E_{\max}} \Sigma_a(E) \Phi(E) dE}$$

soit encore :
$$K_{\infty} = \frac{\nu \cdot \bar{\Sigma}_f}{\bar{\Sigma}_a}$$

où $\bar{\Sigma}_f$ et $\bar{\Sigma}_a$ sont respectivement les **sections efficaces macroscopiques** de production et d'absorption "**condensées**" sur tout le spectre. Malheureusement il est presque impossible de connaître avec exactitude le spectre des neutrons sur tout le domaine d'énergie.

b. si l'on condense uniquement sur le spectre thermique

Dans le domaine thermique les neutrons se répartissent approximativement selon un **spectre bien connu** de manière théorique : le **spectre de Maxwell**.

C'est dans le domaine thermique également que les sections efficaces sont les plus importantes. Les **réactions de production et de disparition** se produiront **essentiellement dans ce domaine**. Le bilan neutronique va donc principalement décrire un bilan dans le domaine thermique.

Les événements se produisant dans les domaines épithermiques et rapides n'apparaissent que comme des facteurs correctifs. On adoptera ainsi des valeurs moyennes des facteurs de fission rapide et anti-trappe pour en tenir compte.

Nous pouvons écrire η à l'aide des taux de réactions, puisque le spectre thermique est supposé être bien connu :

$$\eta = \frac{\int_0^{E_{th}} \nu \cdot \Sigma_f(E) \Phi(E) dE}{\int_0^{E_{th}} \Sigma_{au}(E) \Phi(E) dE} = \left[\frac{\nu \cdot \bar{\Sigma}_f}{\bar{\Sigma}_{au}} \right]_{\text{thermique}}$$

où $\bar{\Sigma}_f$ et $\bar{\Sigma}_{au}$ sont les sections efficaces condensées du combustible uniquement sur le spectre thermique.

Le produit $f \cdot \eta$ nous donne :
$$f \cdot \eta = \left[\frac{\nu \cdot \bar{\Sigma}_f}{\bar{\Sigma}_a} \right]_{\text{thermique}}$$

Il ne faut pas confondre $\bar{\Sigma}_{a,u}$ et $\bar{\Sigma}_a$, les sections efficaces d'absorption condensées sur le spectre thermique qui sont respectivement : $\bar{\Sigma}_{a,u}$ pour le combustible et $\bar{\Sigma}_a$ pour le réacteur

Le coefficient de multiplication en milieu infini s'écrit alors :

$$K_{\infty} = \varepsilon \cdot p \cdot f \cdot \eta = \varepsilon \cdot p \cdot \left[\frac{\nu \cdot \bar{\Sigma}_f}{\bar{\Sigma}_a} \right]_{\text{thermique}}$$

4. Facteur de multiplication k_{eff}

4.1 Probabilité de non-fuite

Si le milieu a des **dimensions finies** (cas réel), les neutrons peuvent fuir hors du cœur. Ils sont alors perdus pour le phénomène de fission : le facteur de multiplication K_{eff} est donc inférieur à K_{∞} , qui ne tient pas compte des fuites.

Soit P_{NF} la **probabilité de non fuite** (probabilité qu'ont les neutrons de rester dans le cœur). P_{NF} est inférieur à 1.

$$K_{\text{eff}} = K_{\infty} P_{\text{NF}}$$

Les fuites existent seulement pour un milieu de dimensions finies : P_{NF} dépend de la **géométrie du réacteur** et de la "**liberté de déplacement**" qu'ont les neutrons, donc de la **composition du milieu**.

4.2 Taille critique et masse critique

Il est aisé de concevoir que, puisque les neutrons sont créés dans tout le volume du réacteur et que les fuites ne s'effectuent que par les parois, la proportion de fuites diminuera quand le volume augmentera (pour une même géométrie).

La criticité ne pourra être atteinte que si le milieu a des dimensions suffisantes. La **taille minimale** pour atteindre la **criticité** est appelée taille critique. Il lui correspond une **masse critique** (attention ! pour une **géométrie donnée**).

Pour une géométrie donnée, lorsque les **dimensions** du milieu **augmentent**, la surface extérieure et le volume augmentent tous les deux. Cependant, **le volume augmente plus rapidement que la surface** extérieure.

Par exemple pour une sphère de rayon R , le rapport surface sur volume est à l'inverse du rayon. Pour un cube d'arête (a), le rapport surface sur volume est en $6/a$.

En première approximation, nous pouvons dire que pour un réacteur :

- le **volume** est proportionnel à la **population** neutronique,
- la **surface** extérieure est proportionnelle aux **fuites**.

Pour une géométrie donnée, lorsque l'on augmente les dimensions du milieu, l'importance relative des fuites diminue et donc, la probabilité de non fuite augmente. Le cas extrême est le milieu infini pour lequel il n'y a pas de fuites.

Si l'on fixe la **composition** (ce qui fixe nécessairement $K_{\infty} > 1$) et la **forme géométrique** du milieu, la criticité ne pourra être atteinte que **si le milieu a des dimensions suffisantes**.

4.3 Expression de P_{NF} pour différentes géométries

Après avoir fait l'hypothèse que le réacteur est homogène, et que les neutrons sont essentiellement thermiques :

Deux termes interviennent : la **diffusion**, liée aux interactions possibles qui "gênent" le parcours vers la surface, donc les fuites ; et la **géométrie** qui "dimensionne" la possibilité de fuites par la surface.

On montre que :

$$P_{NF} = \frac{1}{1 + L^2 B_g^2} = \frac{1}{1 + \frac{DB_g^2}{\Sigma_a}}$$

Avec :

$$L^2 = \frac{D}{\Sigma_a} \quad \text{aire de diffusion (en cm}^2\text{)}$$

$$D = \frac{1}{3\Sigma_s} \quad \text{coefficient de diffusion (en cm)}$$

B_g^2 étant le **laplacien géométrique** qui dépend de la géométrie du cœur

pour un parallélépipède (a, b, c) :

$$B_g^2 = \left(\frac{\Pi}{a}\right)^2 + \left(\frac{\Pi}{b}\right)^2 + \left(\frac{\Pi}{c}\right)^2$$

pour un cylindre (R,H) :

$$B_g^2 = \left(\frac{\Pi}{H}\right)^2 + \left(\frac{2,405}{R}\right)^2$$

pour une sphère (R) :

$$B_g^2 = \left(\frac{\Pi}{R}\right)^2$$

Ces expressions ont été calculées dans le cas où **l'annulation** du flux a lieu **aux frontières géométriques**. Cela signifie :

$$\Phi(a) = \Phi(b) = \Phi(c) = 0 \quad \text{pour un parallélépipède}$$

$$\Phi(R) = \Phi(H) = 0 \quad \text{pour un cylindre}$$

$$\Phi(R) = 0 \quad \text{pour une sphère}$$

4.4 Criticité du cœur

La condition de criticité est donc : $K_{eff} = K_{\infty} \cdot P_{NF} = 1$

Pour une géométrie donnée, P_{NF} est fixée. Pour faire varier K_{eff} , on agit sur K_{∞} , et plus exactement sur les absorptions de neutrons (grâce aux absorbants de contrôle ou au bore dissous dans le circuit primaire).

L'enrichissement « e » et le rapport de modération (par conception) sont calculés et fixés pour obtenir $K_{\infty} \gg 1$ ($K_{\infty} \sim 1,6$), c'est à dire $K_{eff} \sim 1,5$. Ceci est obtenu (théorie évidemment) lorsque les grappes sont en position haute (et pas de bore) et lorsque le cœur est neuf en début de vie.

Pour maintenir le cœur critique, il faut introduire les grappes dans le cœur : K_{∞} est diminué (car le facteur d'utilisation thermique f diminue). A une certaine position des grappes, $K_{eff} = 1$. C'est la "**côte critique**".

Pour rendre le cœur :

- **sur-critique** ($K_{eff} > 1$), on monte les grappes,
- **sous-critique** ($K_{eff} < 1$), on baisse les grappes (lors d'un arrêt d'urgence elles sont totalement insérées par gravité).

A aucun moment, on ne touche à la géométrie du cœur.

4.5 Criticité et niveau de puissance

Remarque importante : la valeur de K_{eff} n'a rien à voir avec le niveau du flux de neutrons, donc de la puissance. Elle permet seulement de savoir si cette puissance augmente ($K_{\text{eff}} > 1$), reste stable ($K_{\text{eff}} = 1$), ou diminue ($K_{\text{eff}} < 1$). C'est uniquement la cinétique qui va en dépendre (voir chapitre précédent).

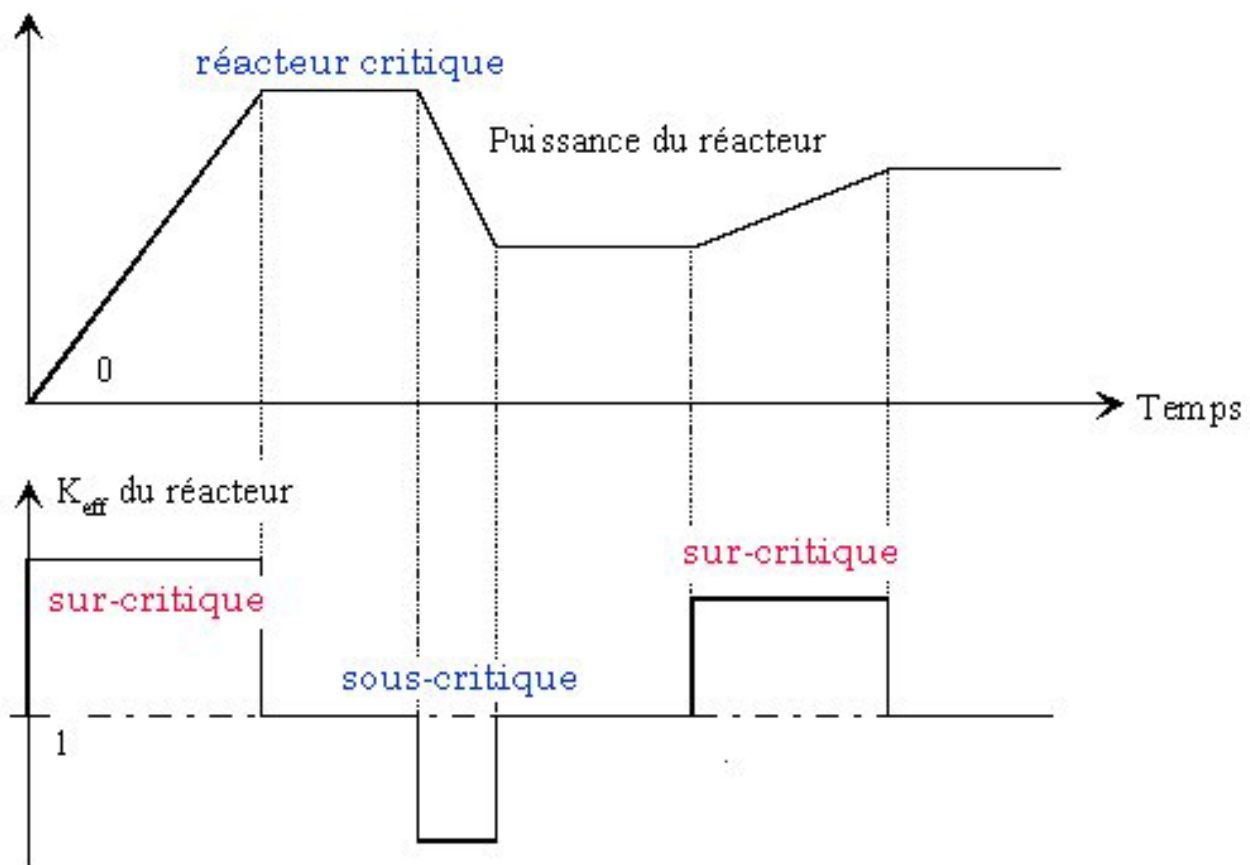
Utilisation du K_{eff} pour le pilotage

Pour **modifier la puissance fournie**, on passe légèrement sur-critique (pour augmenter), puis on revient juste critique une fois que la population a atteint le niveau désiré. De même si l'on veut diminuer la puissance fournie, on descend les absorbants, puis on les remonte.

C'est donc sur le facteur (β) que l'on va jouer en déplaçant les probabilités d'absorption sur le combustible ($K_{\text{eff}} > 1$) ou vers les absorbants de contrôle ($K_{\text{eff}} < 1$).

Autostabilité du coeur

Dans la plupart des cas, l'autostabilité du coeur permet de jouer uniquement sur l'appel de vapeur au secondaire (voir les effets de température).



Parce que le réacteur est conçu autostable, un appel de vapeur au secondaire, entraîne une diminution de la pression de vapeur saturante, donc de la température au niveau de l'échangeur de vapeur. La température du primaire diminue alors, entraînant une reprise de la réactivité. Les effets de température assure, par leur contre réaction, une autostabilité du coeur et une réponse quasi immédiate à la demande d'énergie.

5. Conclusion

K_{∞} est une caractéristique **NEUTRONIQUE** du cœur.

Il dépend de la composition du cœur : enrichissement, rapport de modération...
et peut être évalué par la **formule des quatre facteurs**.

Chacun de ces facteurs est estimé, ou calculé par des formules mettant en évidence les probabilités d'interaction et les rapports de volume ou de flux. Les deux facteurs de fission rapide ou anti-trappe sont plus complexes pour être calculés facilement.

$$K_{\infty} = \varepsilon p f \eta$$

P_{NF} est une caractéristique **GEOMETRIQUE** du cœur. Elle fait aussi intervenir la diffusion des neutrons dans le milieu, c'est à dire la liberté de déplacement du fait des interactions (totales) plus ou moins importantes.

Le coefficient de multiplication effectif s'écrit : $K_{eff} = K_{\infty} P_{NF}$

La réactivité $\rho = \frac{K_{eff} - 1}{K_{eff}}$ intervient dans la cinétique des populations hors criticité, mais en aucun cas ne fixe le niveau de puissance qui est indépendant du K_{eff} .

Enfin, le calcul des réacteurs modérés à l'eau légère montre qu'il est indispensable d'utiliser de l'uranium enrichi pour pouvoir assurer au moins la criticité, donc le fonctionnement.

6. Exercices proposés

Calcul de facteurs

Uranium enrichi à 10%

Calculer le facteur de fission thermique η pour de l'uranium enrichi à 10 % en nombre d'atomes.

Données dans l'exercice suivant.

Bloc d'uranium naturel sans modérateur

On injecte dans un **bloc infini** d'uranium naturel (ne comportant pas de modérateur) 100 neutrons rapides. Combien y a-t-il de neutrons à la génération suivante ? Le système est-il **critique** ?

Données : Pour des neutrons de 2200 m/s, on a :

$$\begin{array}{ll} \text{U}^{235} \Rightarrow \sigma_a = 698 \text{ barns} & \sigma_f = 582 \text{ barns} \quad \nu_5 = 2,43 \text{ barns} \\ \text{U}^{238} \Rightarrow \sigma_a = 2,7 \text{ barns} & \frac{N_8}{N_5} = 138 \quad \epsilon = 1,1 \quad p = 0,2 \end{array}$$

Paramètres de réactivité

Un réacteur a une antiréactivité de 1000 pcm.

Quel est son K_{eff} ?

Sachant que le facteur de multiplication infini K_{∞} vaut 1,2. Quelle est la **probabilité de non-fuite** des neutrons pour ce réacteur ?

Quel pourcentage de fuites de neutrons peut-on admettre pour que le réacteur soit **juste critique** ?

Paramètres de réactivité

Un réacteur possède un facteur de multiplication K_{eff} de 0,995.

Quelle est son **antiréactivité** ?

Sachant que **toutes les fissions sont thermiques** ; le facteur antitrappe p valant 1 ; $\nu = 2,47$; sur 100 neutrons thermiques absorbés 51 provoquent une fission. Que vaut alors k_{∞} ?

Quelle est la **probabilité de fuite** ?

Effet modérateur, perte d'énergie (revoir chapitre 1)

Calculer l'**énergie maximum perdue** par collision élastique pour un neutron de 2 MeV avec Be^9 , puis avec l' U^{238} .

Des neutrons de 2 MeV sont arrêtés par du **graphite**. Calculer la **perte logarithmique moyenne** par collision.

Quel nombre de collisions doit subir ce neutron pour que son énergie soit ramenée à l'**énergie thermique (0,025 eV)** ?

Bilan neutronique

Soit un réacteur à neutrons thermiques dont le combustible est de l'uranium 235 pur.

Par suite de mesures, on déduit qu'il y a :

- 30% des neutrons capturés dans le modérateur et les structures.
- 25% des neutrons qui fuient du réacteur (fuites rapides).

Le réacteur était-il critique au moment des mesures ?

Valeur maximale du K_{eff} avec l'uranium

Quelle est la valeur maximale de K_{eff} que l'on peut envisager avec un combustible uranium ?

Comparaison de filières

Comparer les K_{∞} dans les différents cas suivants et commenter.

Données :	U^{235}	$\sigma_f = 582$ barns	$\sigma_a = 698$ barns	$\nu = 2,47$
	H	$\sigma_a = 0,33$ barn	C	$\sigma_a = 0,0034$ barn
	U^{238}	$\sigma_a = 2,75$ barns	O	$\sigma_a = 0,0002$ barn
	D_2O	$\sigma_a = 0,00046$ barn		

1°) UNGG, homogène

$$\text{rapport de modération : } r = \frac{N_m \cdot V_m}{N_u \cdot V_u} = 300 \quad \varepsilon = 1 \quad p = 0,705.$$

enrichissement : 139 atomes d'uranium 238 pour 1 atome d'U235

2°) Uranium enrichi - graphite, homogène

$$\text{rapport de modération : } r = \frac{N_m \cdot V_m}{N_u \cdot V_u} = 300 \quad \varepsilon = 1 \quad p = 0,751$$

enrichissement : 70 atomes d'uranium 238 pour 1 atome d'U 235

3°) Uranium naturel - eau lourde, homogène

$$\text{rapport de modération : } r = \frac{N_m \cdot V_m}{N_u \cdot V_u} = 300 \quad \varepsilon = 1 \quad p = 0,82$$

enrichissement : 139 atomes d'uranium 238 pour 1 atome d'U 235.

Principe de calcul du facteur ϵ de fission rapide.

*Les neutrons rapides fissionnent peu l'Uranium 238, parce que, dans le combustible, ils ont un **grand libre parcours moyen de fission**, et donc de rares interactions avec l'U8. Vous allez comparer ce **libre parcours moyen** au **parcours réel** dans le combustible, et en déduire la quantité moyenne de fission, donc les neutrons produits.*

1. Dans de l'UO₂ enrichi à 5% calculer les **densités nucléaires en U235 et U238**.
2. Calculer les **libres parcours moyens de fission** dans l'UO₂ **pour l'U238 et pour l'U235**.

*Traverser une plaque combustible d'épaisseur 2 mm, cela peut se faire n'importe comment. La distance moyenne parcourue par un neutron est au minimum de 2 mm (trajet perpendiculaire) et le plus souvent supérieure (trajet oblique). On démontre que ce **parcours moyen** est de l'ordre de **quatre fois l'épaisseur**, soit **ici 8 mm**.*

3. Faites le rapport **du parcours moyen d'un neutron qui se promène dans le combustible** (soit **8 mm**) sur le **libre parcours moyen de fission** de l'U238. Vous ferez le même calcul avec l'U235 (d'où deux valeurs très faibles 10^{-2} à 10^{-3})
4. Expliquer pourquoi cela représente la **quantité de fissions** se produisant par neutron **rapide** dans le combustible, soit **par l'U238**, soit **par l'U235** (deux résultats). **Comparer** ces deux valeurs, et expliquer pourquoi on parle surtout de fissions rapides des l'U238 et non de celles de l'U235.

***Multipliez** les deux nombres de fissions trouvés par **le nombre de neutrons fournis par fission moins 1** (le neutron qui a disparu pour provoquer cette fission...). C'est le nombre de neutrons produits par les fissions rapides de l'U238, et par l'U235.*

6. Déduisez le facteur de fission rapide, c'est à dire **1 + ces deux nombres**.

*Ce sont bien les neutrons rapides issus de fissions thermiques et rapides...
Revenez à la définition du facteur de fission rapide.
Vous devez trouver quelque chose comme $\epsilon = 1.025...$*

7. Questions à réviser

Quelle est la différence entre le coefficient de multiplication en milieu infini k_{∞} et le coefficient de multiplication effectif k_{eff} .

Quelle relation fondamentale relie ces deux grandeurs ?

De quoi est fonction la probabilité de non-fuite P_{nf} ?

Quelle est la géométrie la plus économe de neutron ?

Formule des quatre facteurs, avec la définition de chaque facteur.

De quel phénomène tient compte ϵ ? Donnez son ordre de grandeur.

Ce facteur varie-t-il avec l'enrichissement ou avec le rapport de modération ?

De quel phénomène tient compte p ? Donnez son ordre de grandeur.

Ce facteur varie-t-il avec l'enrichissement, avec le rapport de modération ?

De quel phénomène tient compte f ? Donnez son ordre de grandeur.

Ce facteur varie-t-il avec l'enrichissement ou avec le rapport de modération ?

Comment le facteur (f) peut-il varier ? est-il pilotable par l'exploitant ?

De quel phénomène tient compte le η ? Donnez son ordre de grandeur.

Ce facteur varie-t-il avec l'enrichissement ou le rapport de modération ?

Influence du rapport de modération sur le K_{eff} .

Pourquoi doit-on fonctionner en réacteur sous-modéré ?

Ordre de grandeur du rapport de modération optimal pour un REP ?

Le K_{eff} est-il relié à la puissance extraite ?

Comment faire varier le niveau de puissance produit ?