

# Réacteurs nucléaires : le point de vue du physicien

J.M. Cavedon

► **To cite this version:**

J.M. Cavedon. Réacteurs nucléaires : le point de vue du physicien. École thématique. Ecole Joliot Curie "Production d'énergie nucléaire et traitement des déchets : des filières d'aujourd'hui aux solutions innovantes", Maubuisson, (France), du 9-14 septembre 1996 : 15ème session, 1996. cel-00652667

**HAL Id: cel-00652667**

**<https://cel.archives-ouvertes.fr/cel-00652667>**

Submitted on 16 Dec 2011

**HAL** is a multi-disciplinary open access archive for the deposit and dissemination of scientific research documents, whether they are published or not. The documents may come from teaching and research institutions in France or abroad, or from public or private research centers.

L'archive ouverte pluridisciplinaire **HAL**, est destinée au dépôt et à la diffusion de documents scientifiques de niveau recherche, publiés ou non, émanant des établissements d'enseignement et de recherche français ou étrangers, des laboratoires publics ou privés.

**REACTEURS NUCLEAIRES :**  
**LE POINT DE VUE DU PHYSICIEN**

**Jean-Marc CAVEDON**  
CEA/DCC/DPE/SPEA (91191) GIF-sur-YVETTE Cedex

**RESUME**

Le vocabulaire de base de la fission nucléaire est défini, et on décrit le principe d'un réacteur à l'aide de la formule des quatre facteurs.

Les différentes combinaisons de combustible, de modérateur et de caloporteur sont présentées, avec les filières associées.

**ABSTRACT**

A basic approach of nuclear fission leads to the first principles of the nuclear reactor, following the four-factors formula.

The essential parameters of reactor control are given. The different combinations of fuel, moderator and coolant are exposed, as well as the associated reactor families.

## 1- INTRODUCTION

Un réacteur nucléaire à neutrons thermiques est un milieu comprenant des noyaux lourds (le combustible) susceptibles de fissionner lorsqu'ils capturent des neutrons, des noyaux légers (le modérateur) capables de ralentir des neutrons par chocs successifs, et un fluide (le caloporteur) capable d'extraire la chaleur dégagée lors de l'arrêt des produits de fission, qui a lieu très près de la fission elle-même. L'ensemble baigne dans un « gaz » ou flux de neutrons, produits par une génération de fissions et consommés par la suivante, occupant tout le volume du coeur et couvrant une large gamme de vitesses.

C'est aussi une machine thermique, qui transforme l'énergie cinétique des produits de fission en énergie thermique locale, évacuée par le caloporteur, de nouveau transformée au bout d'une ou deux boucles d'échange thermique en énergie cinétique de rotation d'une turbine, et enfin en énergie électrique dans l'alternateur couplé à l'arbre de turbine.

C'est encore un assemblage de matériaux qui doivent résister tout à la fois à la température, aux dégâts d'irradiation sous flux neutronique, et à la durée. De ce point de vue, aux éléments de base s'ajoutent les matériaux de structure et les absorbants permettant le pilotage ou assurant la sécurité du réacteur, ainsi que tous les capteurs et actionneurs associés.

C'est enfin, après quelques années de fonctionnement une source complexe de noyaux radioactifs d'activités et de durées de vies très variables (actinides et produits de fission). L'inventaire d'un réacteur est de l'ordre de la dizaine de millions de curies (une fraction d'Etabecquerel). Le maintien sous contrôle strict et l'absence de dissémination de cette source se fait par disposition de barrières matérielles successives, chacune englobant la précédente. La première barrière est la gaine métallique enserrant le combustible, la deuxième est la cuve contenant le coeur du réacteur, la troisième et dernière est l'enceinte de confinement en béton, qui protège aussi contre les intrusions de l'extérieur. Toutes ces barrières n'existent pas nécessairement sur toutes les filières de réacteurs.

Nous ne traiterons ici que des aspects neutroniques et de sécurité, en insistant sur le fait que les points de vue de la thermique et des matériaux sont tout aussi essentiels à la construction de réacteurs industriels. Nombre de choix et de contraintes techniques sont dictés par ces aspects à ne pas négliger.

## 2- LA REACTION DE FISSION ET LES REACTIONS EN CHAÎNE

La comparaison des sections efficaces de fission ( $\sigma_f$ ) pour les isotopes 235 et 238 de l'uranium fait apparaître que seul l'isotope 235 fissionne tant que l'énergie du neutron capturé n'atteint pas 1 MeV. Au-delà de ce seuil les deux isotopes se comportent de façon sensiblement équivalente. L'énergie d'appariement entre neutrons est à la source de cette différence de comportement entre ces deux isotopes.

En effet, à chaque fois qu'un isotope ayant un nombre impair de neutrons capture un neutron, la formation d'une nouvelle paire de neutrons dans le noyau composé (Z, N + 1) libère une énergie d'appariement  $\delta$ , disponible sous forme d'énergie d'excitation du noyau composé, ce qui facilite le franchissement des barrières de fission. C'est le cas de la capture d'un neutron thermique par  $^{235}\text{U}$ , qui mène dans 84 % des cas à la fission.

A l'inverse, un noyau ayant déjà un nombre pair de neutrons doit dépenser une énergie supplémentaire  $\delta$  pour installer un neutron célibataire supplémentaire sur une couche ouverte. La capture d'un neutron par  $^{238}\text{U}$  aboutit à la formation d'un noyau composé de  $^{239}\text{U}$  qui n'évoluera vers la fission que si le neutron capturé apporte suffisamment d'énergie pour compenser l'écart d'énergie disponible  $2\delta$  avec le cas de  $^{235}\text{U}$ . Ce seuil d'énergie  $2\delta$  pour qu'un neutron induise une fission de  $^{238}\text{U}$  est d'environ 1 MeV, comme le prévoit la formule de masse de Bethe-Weizsäcker et l'allure de  $\sigma_{nf}(^{238}\text{U})$  en fonction de l'énergie le confirme.

Ce sont donc les noyaux impairs en neutrons qui sont plus facilement fissiles par capture de neutrons thermiques :  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ , mais aussi les isotopes impair-impair  $^{230}\text{Pa}$ ,  $^{236}\text{Np}$ ,  $^{242}\text{Am}$ . Des noyaux de masse plus faible que les actinides ne peuvent pas fissionner après capture d'un neutron ( $\frac{Z^2}{A} > 37$ ), et les actinides de masse très élevées (Cf, Bk, ...) sont instables par fission spontanée (sans ajout de neutron).

Les collisions et captures de neutrons sur les noyaux de combustible et de modérateur sont classées selon le tableau 1 ci-dessous, en fonction de l'utilité de la collision pour les fonctions de libération d'énergie ou de ralentissement de neutrons.

Tableau 1

<p>Collisions capturantes</p>	<p>a) Captures fissiles <math>\longrightarrow</math> (fission U5 ou Pu)</p> <p>b) Captures fertiles <math>\longrightarrow</math> (fertile <math>\rightarrow</math> fissile)</p> <p>c) Captures stériles <math>\longrightarrow</math></p>	<p>{ — Energie</p> <p>{ — Emission de 2,4 à 2,9 neutrons de 2<sup>ème</sup> génération</p> <p>{ U8 <math>\rightarrow</math> Pu } Nouveaux noyaux { Th <math>\rightarrow</math> U3 } fissiles</p> <p>{ Simple isotope radioactif. Le neutron initiateur est perdu sans profit</p>
<p>Collisions non capturantes</p>	<p>d) Chocs élastiques dans un modérateur</p>	<p>{ — Ralentissement des neutrons à énergie décroissante</p> <p>{ — Diffusion à énergie moyenne constante</p>

Le bilan d'énergie d'une fission d'uranium 235 est dans le tableau 2 ci-dessous :

Tableau 2

• Energie totale libérée	200 MeV (ou 30 pico joules)
• Energie emportée sous forme d'énergie cinétique des fragments de fission	166 MeV
• Energie sous forme de rayonnements divers ( $\gamma$ , $\beta$ , ...)	29 MeV
• Energie cinétique des neutrons produits :	5 MeV, sous forme de 2,5 neutrons de 2 MeV

Cette dernière fraction de l'énergie émise, quoique faible, est essentielle à l'organisation de réactions de fission en chaîne. Pour un neutron qui est consommé dans une fission, celle-ci libère en moyenne 2,5 neutrons, soit un net excédent positif. Un réacteur nucléaire est un milieu organisé de façon à ce que chaque neutron capturé qui a mené à une fission soit exactement remplacé par un neutron de même énergie qui induira à son tour une fission de 2<sup>ème</sup> génération, et ainsi de suite. Les pertes de neutrons par captures fertiles ou stériles dans l'ensemble des matériaux ou par fuite hors du réacteur sont calculées pour compenser exactement l'excédent de neutrons fourni par la multiplicité  $\nu = 2,5$  de la fission.

On définit plusieurs facteurs de multiplication neutronique ou multiplicités. La multiplicité notée  $\nu$  est le nombre moyen de neutrons émis par fission. C'est une constante physique propre à chaque isotope. La multiplicité notée  $\eta'$  est le nombre moyen de neutrons émis par capture sur un noyau fissile, que celle-ci soit fissile ou non. On a donc nécessairement  $\eta' < \nu$ . La multiplicité notée  $\eta$  concerne un combustible comportant plusieurs isotopes, fertiles ou fissiles, et en mesure le nombre moyen de neutrons émis par capture, que celle-ci ait lieu sur un noyau fissile ou fertile, et qu'elle donne lieu ou non à une fission. Contrairement à  $\nu$  et  $\eta'$ , la multiplicité  $\eta$  peut être modifiée en modifiant la composition isotopique du combustible. C'est le but de l'étape de « l'enrichissement » du combustible en isotopes fissiles.

Le tableau 3 donne les valeurs de  $\nu$  et  $\eta'$  pour les principaux noyaux fissiles et la figure 1 donne la variation de  $\eta$  en fonction de la composition isotopique de l'uranium.

Tableau 3

Elément fissile	$\eta'$ Fissions thermiques	$\eta'$ Fissions rapides
$^{233}\text{U}$	2,26	2,31
$^{235}\text{U}$	2,06	2,18
$^{238}\text{U}$	0	1,07
$^{239}\text{Pu}$	2,04	2,74

Le bilan des neutrons sur une réaction en chaîne bouclée se mesure par le facteur de multiplication  $k$ , qui est le rapport du nombre de neutrons utiles (= donnant lieu à fission) de la génération ( $n+1$ ) au nombre de neutrons mesuré pour la génération ( $n$ ). Un réacteur en production stable satisfait par définition  $k=1$ .

### 3- PRINCIPE DES REACTEURS NUCLEAIRES

L'agencement d'un réacteur est guidé par le choix de l'énergie des neutrons à laquelle on souhaite provoquer les fissions, ou de façon presque équivalente par le choix de la valeur de la section efficace de fission. La valeur maximale de  $\sigma_{nf}$  (quelques centaines de barns), qui décroît globalement avec l'énergie, est atteinte pour des neutrons à température ambiante, dits thermiques ( $E_n = \frac{1}{40}$  eV  $\equiv T = 300$  K). Ce choix suppose de ralentir les neutrons, émis à 2 MeV après la fission, jusqu'à l'énergie thermique, soit diviser son énergie par 100 millions. C'est le premier rôle du modérateur. L'autre choix typique est d'utiliser les neutrons à l'énergie à laquelle ils sont produits. Pour ces neutrons dits rapides, la section efficace est de l'ordre de quelques barns. L'écart avec la section efficace thermique est compensé d'une part par un flux de neutrons plus élevé dans le réacteur, d'autre part par le fait que les isotopes qui ne sont que fertiles à l'énergie thermique deviennent fissiles à plus haute énergie, assurant une bien meilleure utilisation du combustible dans son ensemble. Il n'y a pas de modérateur dans ce cas. Les réacteurs qui dominent aujourd'hui la production d'énergie sont pour l'essentiel des réacteurs à neutrons thermiques sous-modérés, où l'on accepte de ne pas maximiser  $\sigma_f$  (ce qui correspondrait à la thermalisation complète) pour assurer une stabilité intrinsèque du réacteur, gage de sécurité.

## 4- LA FORMULE DES QUATRE FACTEURS

La figure 2 illustre le cycle complet que doivent parcourir les neutrons dans un réacteur à uranium et neutrons thermiques pour boucler la réaction en chaîne avec  $k=1$ . Dans un réacteur supposé sans fuites de neutrons (réacteur infini, de facteur  $k_{\infty}$ ), on peut décomposer ce cycle en quatre étapes distinctes (au prix de quelques approximations acceptables) :

- Un neutron d'énergie  $E_{th}$  est capturé dans le combustible et produit en moyenne  $\eta$  neutrons rapides de 2 MeV.
- Ces neutrons rapides, avant de quitter le combustible, induisent dans celui-ci des fissions dites rapides, principalement sur  $^{238}\text{U}$  qui est fissile à ces énergies et qui domine la composition du combustible. Il y a aussi quelques fissions rapides sur  $^{235}\text{U}$ . Le facteur multiplicatif de neutrons par fission rapide est noté  $\epsilon$ .
- La phase de ralentissement des neutrons s'effectue dans le modérateur, avec une probabilité que les neutrons échappent aux absorptions résonantes ou « trappes » du combustible (constitué pour l'essentiel de  $^{238}\text{U}$  et qui n'est pas spatialement complètement isolé du modérateur). La probabilité « anti-trappe » est notée  $p$ .
- Une fois thermalisés, les neutrons diffusent à énergie moyenne constante jusqu'à être capturés dans le combustible. Le facteur d'utilisation thermique  $f$  mesure la probabilité que la capture ait bien lieu dans le combustible et non dans le modérateur lors de la diffusion ou dans d'autres matériaux absorbants.

- La boucle est alors bouclée, ce qui s'écrit :

$$k_{\infty} = \eta \epsilon p f$$

C'est la formule des quatre facteurs.

Dans cette description simple, le pilotage du réacteur se fait en variant  $f$  par introduction contrôlée d'absorbants soit sous forme liquide (bore dans l'eau du modérateur/caloporteur), soit sous forme de barres d'absorbants solides (cadmium p.ex.). Cette formule suppose un découplage parfait des fonctions de ralentissement et de diffusion des neutrons par le modérateur, ce qui est une simplification, notamment pour les réacteurs sous-modérés où l'on ne cherche pas la thermalisation complète.

Les facteurs  $\eta$  et  $\epsilon$  sont fixés par le choix de la composition isotopique du combustible. Les facteurs  $p$  et  $f$ , aux réglages près, sont fixés conjointement par le choix des volumes respectifs de combustible et de modérateur (ou rapport de modération) et par le choix de l'hétérogénéité du mélange combustible/modérateur, mesuré par le rapport du flux moyen de neutrons dans le combustible au flux moyen de neutrons dans le modérateur. Ce rapport de flux, ou facteur de désavantage, est toujours inférieur à 1 car le combustible est plus capturant que le modérateur ; il est d'autant plus faible que l'arrangement du combustible et du modérateur est plus hétérogène. C'est en fait le produit  $pf$  qui est optimisé par le choix des volumes et de l'architecture de l'ensemble combustible/modérateur.

Dans cette présentation, le passage du réacteur infini au réacteur réel se fait en introduisant les probabilités de fuite de neutrons rapides (notée  $f_r$ ) et de fuite de neutrons thermiques (notée  $f_t$ ), soit en résumé :

$$k_{eff} = \eta \epsilon (1 - f_r) \cdot p \cdot f \cdot (1 - f_t)$$

Un réacteur réel fonctionne à  $k_{eff} = 1$  ; soit  $k_{\infty} > 1$ .

La figure 3 illustre graphiquement les valeurs typiques des différents facteurs pour un réacteur à neutrons thermiques.

Le réacteur à neutrons rapides, où l'on cherche à éviter la modération, est décrit par les formules :

$$k_{\infty} = \eta f^*, \text{ et } k_{eff} = \eta f^* (1 - f_t)$$

où  $f^*$  est le facteur d'utilisation des neutrons rapides. Cette vision d'un réacteur rapide à neutrons monocinétiques est, bien entendu, très simplificatrice.

## 5- FLUX NEUTRONIQUE ET MODERATEUR

Nous supposons que l'on peut séparer la phase de ralentissement (de 2 MeV à  $\frac{1}{40}$  eV), et la phase de diffusion à énergie moyenne constante ( $\frac{1}{40}$  eV).

Le ralentissement a lieu par des collisions répétées des neutrons avec les noyaux modérateurs. Il est d'autant plus efficace que le modérateur est plus léger, suivant les règles de la cinématique classique. Dans un modérateur à base de carbone (graphite), il faut en moyenne 115 chocs pour thermaliser un neutron. Il n'en faut plus que 25 si le modérateur est le deutérium contenu dans l'eau lourde ( $D_2O$ ) et seulement 18 si le modérateur est l'hydrogène de l'eau ordinaire. Le combustible lui-même est un très mauvais modérateur, puisqu'il faudrait 2172 chocs en moyenne pour thermaliser un neutron par de  $^{238}U$ . La longueur « à vol d'oiseau » du trajet en zig-zag parcouru lors du ralentissement est respectivement de 187 mm pour le graphite, 110 mm pour l'eau lourde et 57,5 mm pour l'eau ordinaire.

La longueur du trajet de diffusion résulte d'une compétition entre le coefficient de diffusion dans le modérateur, à énergie constante, et la section efficace d'absorption par le modérateur. Elle est de 520 mm dans le graphite, de 100 mm dans l'eau lourde et de 28 mm dans l'eau ordinaire, le plus compact des modérateurs.



Un modérateur a trois fonctions :

1. Ralentir les neutrons avec un nombre de chocs minimal (compacité).
2. Diffuser les neutrons avec un minimum d'absorptions parasites dans le modérateur (transparence).
3. Minimiser les captures absorbantes par les résonances épithermiques du combustible, ce qui se fait aussi en minimisant le nombre de chocs.

L'eau lourde est le meilleur des modérateurs en compromis transparence-efficacité. L'eau légère est le plus compact des modérateurs, mais aussi le moins bon du point de vue des absorptions parasites. Le graphite occupe une position intermédiaire.

## 6- STABILITE ET PILOTAGE D'UN REACTEUR

La production stable d'énergie par un réacteur implique que l'on réalise exactement  $k_{eff} = 1$ . La réactivité  $r$  est définie par  $r = \frac{k_{eff} - 1}{k_{eff}}$ , et la condition de stabilité

devient  $r = 0$ . Une réaction en chaîne qui bouclerait à  $r > 0$  devrait conduire très rapidement à une divergence exponentielle et donc à un accroissement catastrophique en quelques dixièmes de secondes du flux de neutrons. Tant que  $r$  reste inférieur à une certaine valeur  $\beta$  qui dépend du combustible, cette divergence prompte n'a pas lieu. Ceci est dû à une particularité de comportement de certains des fragments de fission, qui sont émetteurs de neutrons retardés. En effet, si la très grande majorité des neutrons émis à la suite d'une fission le font à l'instant même de la fission ( $10^{-14}$ s) et sont disponibles après migration, quelques millisecondes plus tard pour une nouvelle fission, une faible fraction de ces neutrons ( $\beta = 0,65\%$  pour l'uranium 235) est en fait émise plus tard par des fragments de fission. Lorsque le neutron est émis après une première désintégration  $\beta$  du fragment initial, il accuse un retard qui est la période de la désintégration  $\beta$  qui le précède, et qui peut atteindre la dizaine de secondes. L'existence de neutrons retardés, marginale sur le nombre de neutrons, a un effet essentiel sur le temps moyen entre deux générations de fission, qui peut ainsi être étendu à des dizaines de secondes. Ceci laisse le temps d'agir à des systèmes de contre-réaction mécanique (barres de pilotage) qui peuvent modifier  $r$ . L'art du pilotage d'un réacteur est de construire un système qui est sous-critique par rapport au bilan des neutrons prompts, et qui n'atteint la criticité  $k_{eff} = 1$  qu'avec l'appoint, certes faible, des neutrons retardés. La condition de pilotage du réacteur est alors de conserver  $r < \beta$ , en évitant la criticité sur les neutrons prompts seuls ( $r \geq \beta$  ou criticité prompte), qui déclencherait un arrêt de sécurité. Traditionnellement, la réactivité se mesure en pcm, ou partie pour cent mille. Dans cette notation, le pilotage d'un réacteur doit maintenir :

$$r < \beta = 650 \text{ pcm} = 0,65\%$$

Les causes d'évolution de la réactivité sont nombreuses. Les évolutions lentes sont liées à l'usure du combustible et à sa conversion en d'autres isotopes, ainsi qu'à l'apparition progressive de produits de fission absorbants de neutrons, ou poisons neutroniques, et aussi d'actinides non fissiles ( $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ ,...). Ces évolutions sont importantes sur la durée de vie du combustible mais sont aisément compensées par un déplacement de barres d'absorbant

dédiées (300 pcm/mois pendant 30 mois). Un cas particulier est l'apparition de poisons neutroniques retardés par une cascade  $\beta$  comportant de longues périodes. L'exemple le plus classique est « l'effet xénon », où une excursion positive de réactivité, compensée en quelques secondes par pilotage, donne lieu quelques heures plus tard à une bouffée d'excès de  $^{135}\text{Xe}$ , poison neutronique à forte section efficace de capture. Ce « puits de neutrons retardé » est la mémoire de l'excursion initiale, retardée du temps de production du  $^{135}\text{Xe}$  via l'isotope  $^{135}\text{I}$ , dont la période de désintégration  $\beta$  est de 6,7 heures.

Les variations plus rapides de réactivité ont pour origine les variations de température du réacteur. L'effet le plus rapide et le plus sensible est l'effet Doppler dans le combustible : une augmentation locale de la température dans le combustible, donc une agitation accrue des noyaux de combustible, a pour effet d'élargir par effet Doppler les bandes d'absorption résonnante des neutrons épithermiques, et donc de faire chuter la probabilité anti-trappe  $p$  et par conséquent  $r$ , donc la puissance dissipée localement.

Cet effet de contre-réaction physique est immédiat puisque local. L'effet Doppler, dont l'ordre de grandeur est  $\left(\frac{\Delta k}{k}\right)_{\text{Doppler}} = -1,8 \text{ pcm}/^{\circ}\text{C}$ , est une composante auto-stabilisatrice essentielle à la régulation d'un réacteur.

L'effet de la température du modérateur est plus lent, en raison de l'inertie thermique propre du modérateur. Lorsque le modérateur est liquide (eau lourde ou ordinaire), l'effet essentiel est la dilatation de celui-ci, donc une chute du rapport de modulation. Celui-ci agit à la fois sur  $p$ , qui décroît, et sur  $f$ , qui croît. Le résultat appelé coefficient de vidange dépend du point de fonctionnement choisi par rapport à la valeur du rapport de modulation qui maximise le produit  $pf$ . Un réacteur sous-modéré est stable vis-à-vis d'un échauffement du modérateur :

$$\left(\frac{\Delta k}{k}\right)_{lm} < 0, \text{ cependant un excès de modulation conduirait à une composante instable de } \left(\frac{\Delta k}{k}\right)$$

L'ébullition du modérateur, cas extrême de dilatation, ne fait pas courir de risque d'emballement à un réacteur à eau sous-modéré, puisqu'à l'excès de chaleur qui provoque l'ébullition répond une chute de réactivité. On a d'ailleurs conçu une filière de réacteurs à eau bouillante (REB ou BWR).

Lorsque le modérateur est solide (cas du graphite), ce n'est plus la dilatation mais la variation d'absorption dans le modérateur qui gouverne la réponse. Dans les réacteurs à uranium naturel et graphite, où l'absorption de neutrons est importante et donc où le produit  $pf$  est optimisé, l'échauffement du graphite tend à accroître légèrement la réactivité. L'instabilité potentielle est largement diminuée par la forte inertie thermique du graphite, soumis à des puissances spécifiques jusqu'à cent fois plus faibles que celle des modérateurs à eau. Dans un réacteur rapide, donc sans modérateur, l'effet de la température résulte d'une compétition entre l'accroissement de réactivité par augmentation des captures fissiles et la chute de réactivité par augmentation des captures fertiles. La garantie d'un bilan global négatif oblige à une limite en teneur minimale en combustible fertile présent dans le réacteur rapide. Cette teneur est l'ordre de 50 %.

Le tableau 4 récapitule l'ensemble des variations de réactivité qu'il faut contrôler au cours de la vie du combustible dans un réacteur à eau sous pression. Rappelons que l'ajustement doit se faire à quelques centaines de pcm près autour des évolutions lentes de plus forte amplitude. Ce tableau permet de dimensionner l'amplitude de réglage de réactivité par les barres de contrôle (21 000 pcm dans ce cas).

Tableau 4

Paramètres de la réactivité (REP)	Réactivité en pcm
— Coefficient de température du modérateur : (15 pcm/°C pour un $\Delta\theta = 260^\circ$ )	4 000
— Coefficient de température du combustible : (effet Doppler)	1 000
— 11 % de vide (ébullition) :	3 000
— Effet xenon et samarium à l'équilibre :	4 000
— Usure du combustible en 30 mois : (disparition $^{235}\text{U}$ - conversion Pu) = 300 pcm/mois pendant 30 mois	9 000
— <i>Variation totale de <math>k_{\text{eff}}</math></i> :	21 000

Le contrôle de réactivité met en oeuvre plusieurs techniques, adaptées à chacune des fonctions à assurer. Il existe des barres de compensation des usures et des empoisonnements du combustible, à mouvement lent et de grande course. Le pilotage est assuré par des barres peu absorbantes, rapides, à positionnement précis en bout de canal. La fonction d'arrêt de sécurité est assurée par des barres très absorbantes, de mouvement très rapide et de mécanique très sûre, assurant un enfoncement complet qui « étouffe » les réactions en chaîne. Dans certaines filières, on injecte un absorbant liquide (bore sous forme d'acide borique) dans le modérateur liquide, ce qui assure une diffusion homogène et rapide. C'est à la fois un mécanisme de contrôle fin de la réactivité (- 10 pcm/ppm de bore) et un mécanisme de sécurité très simple et fiable par déversement massif de bore, sans faire appel à des mouvements mécaniques qui pourraient être bloqués après un tremblement de terre ou le retournement d'un bateau. La dernière pièce de l'arsenal des moyens de contrôle est l'ajout au combustible de poisons neutroniques de très forte section efficace (Gd, Er, ...), dits poisons consommables car ils sont très absorbants en début de cycle, où la réactivité du combustible est forte; ils sont « consommés » plus rapidement que le combustible, pour quasiment disparaître en fin de vie du combustible, lorsque la réserve de réactivité est faible.

## 7- LES DIFFERENTES FILIERES DE REACTEURS

La combinatoire de toutes les filières imaginables est considérable. On peut en effet choisir à priori indépendamment l'isotope fissile ( $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ , ou  $^{239}\text{Pu}$ ), l'isotope fertile ( $^{232}\text{Th}$  ou  $^{238}\text{U}$ ), l'énergie des neutrons (thermiques, rapides, voire même de spallation), le modérateur ( $\text{H}_2\text{O}$ ,  $\text{D}_2\text{O}$ , graphite, néant), la géométrie de disposition du combustible et du modérateur (homogène, hétérogène, intermédiaire), le caloporteur ( $\text{H}_2\text{O}$ ,  $\text{D}_2\text{O}$ ,  $\text{CO}_2$ , He, Na liquide, Pb liquide, sels fondus, ...) le nombre de barrières de confinement (1 à 3), soit selon cette liste non exhaustive au moins 4536 variantes. Bien entendu, de nombreuses combinaisons sont impossibles et bien d'autres n'ont pas d'intérêt industriel.

Les choix de base sont d'opter pour le cycle de combustible U/Pu ou pour le cycle Th/U et de fixer l'énergie à laquelle se produit la fission. Le cycle Th/U n'a jamais dépassé le stade expérimental, il implique nécessairement un fonctionnement en surgénération car  $^{233}\text{U}$  n'existe pas sur Terre. Le cycle Th/U est le seul pour lequel la surgénération soit possible quelle que soit l'énergie des neutrons, quoique le bilan des neutrons thermiques soit délicat à boucler. Le cycle U/Pu est utilisé surtout avec des neutrons thermiques; une fraction majoritaire de fissions provient de  $^{235}\text{U}$ , le reste provenant du  $^{239}\text{Pu}$  créé par conversion de  $^{238}\text{U}$ . L'utilisation avec des neutrons rapides correspond à la fission majoritaire de  $^{239}\text{Pu}$ , la régénération à partir de  $^{238}\text{U}$  pouvant être réglée de façon à consommer le Pu ou à le surgénérer. Seules, quelques unités de ce type sont couplées au réseau et fonctionnent en expérimentation ou en démonstration. Cette filière possède l'avantage décisif de ne pas limiter la combustion de l'uranium à un taux de quelques pour-cents, et de permettre en principe la combustion quasi-totale de l'uranium ( $^{235}\text{U}$  et  $^{238}\text{U}$ ); ce qui revient à multiplier les réserves d'énergie nucléaire par un facteur 50 à 100.

Dans les réacteurs à production d'énergie, on privilégie le nombre de fissions et la durée du combustible plutôt que le flux de neutrons. Le combustible contient donc des noyaux fertiles. Dans les réacteurs de recherche, où l'on veut créer de forts flux de neutrons et où la puissance dégagée est une gêne, le combustible est très fortement enrichi en  $^{235}\text{U}$  fissile, et l'on évite les fertiles.

Le choix du modérateur est en fait couplé avec celui du caloporteur. Les combinaisons où le combustible, le modérateur et le caloporteur sont trois éléments distincts, sont à proscrire, car elles comportent le risque intrinsèque de disparition du caloporteur alors que le combustible et le modérateur restent en présence, donc que de la puissance est dégagée. C'est la configuration des réacteurs RBMK, dont Tchernobyl est le triste exemple : combustible uranium, modéré au graphite et refroidi à l'eau. Le refroidissement du graphite par un gaz ne pose pas de problèmes aussi critiques car on n'y rencontre pas la transition brutale liquide/gaz ou liquide/vide du caloporteur, qui engendre un saut brusque de température.

Le couplage habituel est de prendre l'eau (lourde ou ordinaire) comme modérateur et caloporteur. Lorsque l'on recherche la compacité, l'eau ordinaire est le meilleur choix. L'utilisation de l'eau lourde, moins absorbante, permet l'utilisation de l'uranium naturel comme combustible, en permettant de boucler un bilan neutronique très sensible aux pertes.

L'autre couplage possible est l'association du combustible et du caloporteur, sous forme de sels fondus. Le modérateur est alors solide (graphite). Cette filière n'a jamais dépassé le stade expérimental, malgré des avantages intrinsèques importants : possibilité de régénération continue du combustible (extraction des poisons et rechargement en combustible frais), adaptation à tous types de combustibles (U, Th, Pu) mais avec un handicap majeur lié à sa faible maturité technologique

Bien d'autres contraintes interviennent dans la sélection des filières, notamment d'origine chimique (p.ex. incompatibilité sodium/eau) ou technologique (p.ex. températures maximales admissibles). Les filières réellement exploitées se limitent à quelques-unes, avec une majorité écrasante pour les réacteurs à neutrons thermiques et uranium légèrement enrichi, refroidis et modérés à l'eau ordinaire (REP, REB). Le tableau 5 ci-dessous récapitule les filières ayant atteint au moins le stade du prototype industriel et le tableau 6 donne les noms et les puissances installées dans le monde en 1993.

Tableau 5

Type de réacteur	Elément fissile	Elément fertile	Energie neutrons	Caloporteur	Modérateur
Piscine	U5	—	thermiques	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O
Eau légère	U5	U8	thermiques	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O
Eau lourde	U5	U8	thermiques	D <sub>2</sub> O	D <sub>2</sub> O
Graphite-gaz-U <sub>nat</sub>	U5	U8	thermiques	CO <sub>2</sub>	graphite
Haute température	{ U5	{ U8 }	thermiques	He	graphite
Surgénérateur	{ U3	{ Th }			
Sel fondu	Pu9	U8	rapides	sodium	néant
	tous	tous	th ou r	sel fondu	graphite

Tableau 6

Dénomination courante	Sigle français	Sigle international	Gwé installés
Pile-piscine	—	—	0
Réacteur à uranium naturel modéré au graphite	UNGG	UNGG	14
Réacteur à eau lourde	REL	HWR	18
Réacteur à eau légère sous pression	REP	PWR	183
Réacteur à eau bouillante	REB	BWR	75
Réacteur à haute température	RHT	HTR	0
Surgénérateurs	RNR	LMFBR	2.4

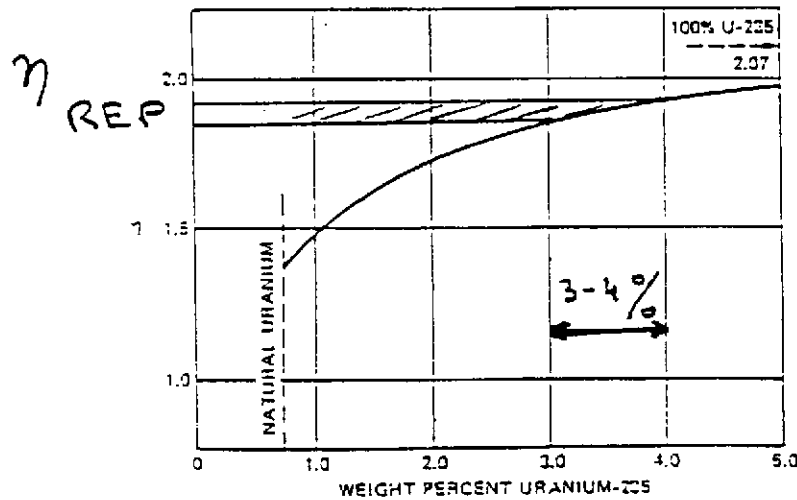
## Multiplicité $\eta$ (combustible)

$$\eta = \frac{\text{Neutrons produits par fission}}{\text{Neutrons absorbés}}$$

$$= \nu \frac{\Sigma_f}{\Sigma_a} \rightarrow \text{pour le combustible (fissile + fertile + stérile)}$$

ex:  $\eta(U) = \nu^{235} \frac{\Sigma_f^{235}}{\Sigma_a^{235} + \Sigma_a^{238}}$

Values of  $\eta$  as a function of uranium-235 content for 0.0253-eV neutrons.

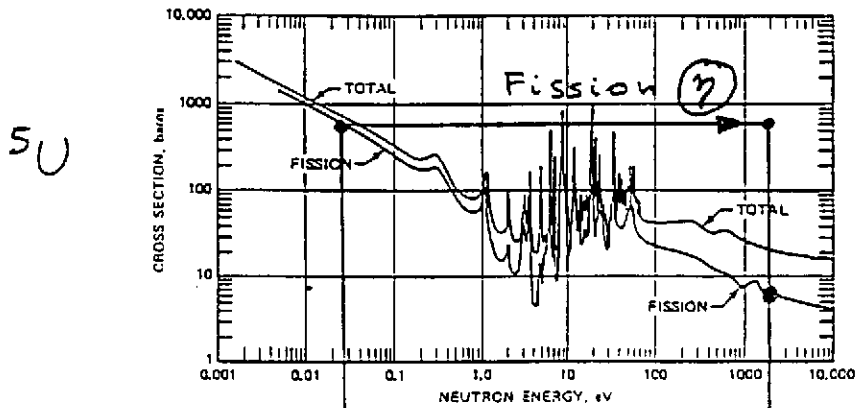


Enrichissement Isotopique  $\frac{^{235}\text{U}}{^{235}\text{U} + ^{238}\text{U}}$

Figure 1

EQUILIBRE DU REACTEUR INFINI  
(sans fuite)

Fig. 2.18. Total and fission cross sections of uranium-235 as functions of neutron energy.



Diffusion

(P)

$$R_{\infty} = \eta \epsilon P F$$

Fission

rapide

(E)

8U

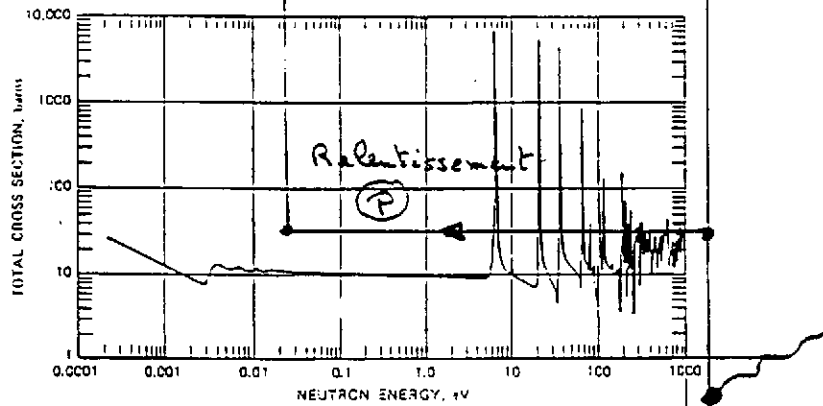
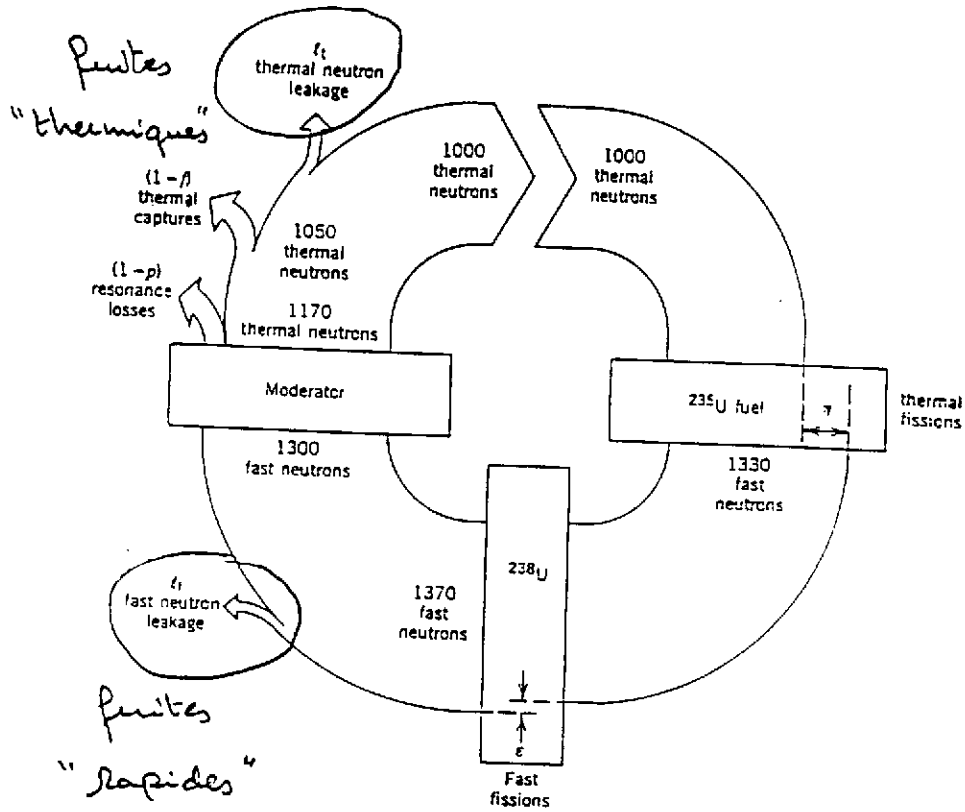


Fig. 2.17. Total cross section of uranium-238 as a function of neutron energy.

$V_p(8U)$

Figure 2

# EQUILIBRE DU REACTEUR REEL



$$k_{\text{eff}} = \eta \epsilon (1 - \ell_f) \cdot P \cdot f \cdot (1 - \ell_t)$$

Figure 3.