

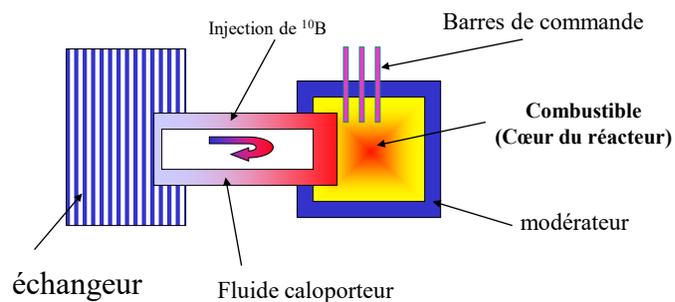
Chapitre VII

Les réacteurs nucléaires

VII-1 Les différentes filières de réacteurs

On a coutume d'appeler **filière de réacteurs**, une série d'un type donné. Un type de réacteurs est caractérisé fondamentalement par le choix combiné des quatre éléments suivants :

- 1) Le combustible nucléaire dans lequel se produit la fission
- 2) Le fluide caloporteur qui transporte la chaleur hors du cœur du réacteur
- 3) Le modérateur (réacteurs thermiques)
- 4) Le système de commande qui permet de contrôler la réaction en chaîne



Rem: Dans certaines filières 2) et 3) sont regroupés

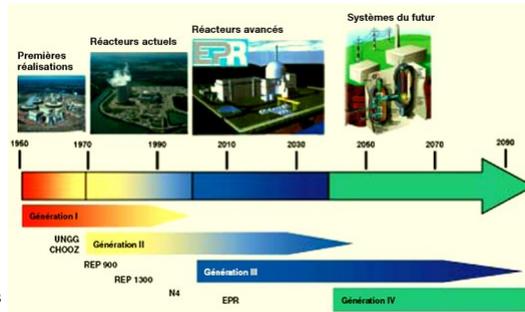
VII-1-1 Histoire des générations nucléaires

La **première génération** de réacteurs a vu le jour alors que la technologie industrielle d'enrichissement de l'uranium n'était pas encore développée. Les réacteurs devaient fonctionner à l'uranium naturel (non enrichi), d'où l'utilisation de modérateurs absorbant très peu les neutrons, tels que le graphite ou l'eau lourde. C'est ainsi que la **filiale** dite « Uranium Naturel Graphite Gaz » (UNGG), a été développée en France.

La **deuxième génération** de réacteurs, déployée dans les années 1970-1980, constitue la majorité du parc mondial aujourd'hui en exploitation. Cette période fut celle des réacteurs à eau pressurisée REP et réacteurs à eau bouillante REB. Le fonctionnement cumulé de plus de 10 000 années-réacteur au niveau mondial prouve la maturité industrielle et la compétitivité économique de cette technologie. Le parc de 58 réacteurs à eau pressurisée dont dispose la France appartient à cette seconde génération.

La **troisième génération** représente l'état de l'art industriel constructible le plus avancé. Il s'agit de réacteurs dits « évolutionnaires », qui bénéficient du retour d'expérience et de la maturité industrielle des réacteurs à eau de la seconde génération, tout en intégrant des spécifications encore plus avancées en matière de sûreté.

Enfin, le développement de la **quatrième génération** est engagé dès à présent, dans un cadre international et avec l'objectif d'amener ces nouveaux systèmes à maturité technique, dans la perspective d'un déploiement industriel à l'horizon 2030. Ces systèmes ont pour but de répondre aux enjeux d'une production d'énergie durable, dans une vision à long terme, et notamment de minimiser les déchets radioactifs et d'utiliser au mieux les ressources naturelles en combustible, ainsi que de répondre à de nouveaux besoins en énergie : non seulement la production d'électricité, mais aussi l'hydrogène pour les transports et l'eau potable par dessalement de l'eau de mer... Ces systèmes ont déjà évolué et comportent des innovations technologiques importantes (on peut les appeler « révolutionnaires »). Elles nécessiteront une vingtaine d'années de développement.



VII-1-2 Principaux type de réacteurs dans le monde

Type de réacteur	élément fissile	élément fertile	energie neutrons	caloporteur	modérateur
Eau légère	^{235}U	^{238}U	thermiques	H_2O	H_2O
Eau lourde	^{235}U	^{238}U	thermiques	D_2O	D_2O
Graphite-gaz	^{235}U	^{238}U	thermiques	CO_2	graphite
Haute température	^{235}U ^{233}U	^{238}U ^{232}Th	thermiques	He	graphite
Neutron rapide	^{239}Pu	^{238}U	rapides	Na (sodium)	néant
Sel fondu	tous	tous	th ou rapides	sel fondu	graphite

Réacteurs de puissance en service

Dénomination courante	sigle français	sigle international	Puissance électrique installée (GWe)
Réacteur à U Naturel modéré Au Graphite et refroidi au Gaz	UNGG	UNGG	13
Réacteur à Eau Lourde	REL	HWR	19
Réacteur à Eau légère sous Pression	REP	PWR	195
Réacteur à Eau Bouillante sous Pression	REB	BWR	80
Réacteur à Haute Température	RHT	HTR	0
Réacteur à Neutrons Rapides	RNR	LMFBR	2,4

VII-1-3 Définition : L'Amont et l'Aval du cycle

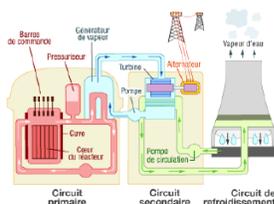
Une distinction forte est faite entre les combustibles, avant, et après, irradiation en réacteur.
 On parle alors d'amont du cycle et d'aval du cycle

◆ AMONT DU CYCLE

Le produit final est le combustible neuf, à base d'uranium enrichi.

Matière naturelle peu active...

◆ Le Réacteur



◆ AVAL DU CYCLE

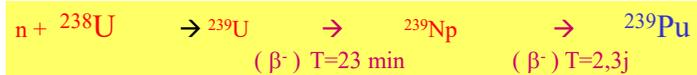
L'objectif est la gestion des combustibles usés, **Matériaux très radioactifs...**

VII-2 Le combustible nucléaire

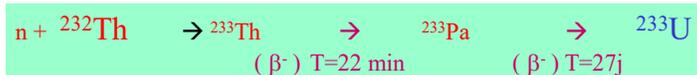
La « combustion nucléaire » est basé sur la réaction de fission induite par des neutrons lents ou rapides. Les noyaux susceptibles de produire une énergie en quantité suffisante sont maintenant bien répertoriés à savoir : ^{233}U , ^{235}U et ^{239}Pu qu'on appelle noyaux fissiles, car ces derniers fissionnent avec des neutrons thermiques ($E_n = 0,025 \text{ eV}$). Les filières utilisant ce type de combustible sont appelées réacteurs thermiques. Seul ^{235}U existe naturellement. Les deux autres noyaux ^{233}U et ^{239}Pu sont produits respectivement à partir du ^{232}Th et ^{238}U appelés noyaux fertiles.

Production de ^{233}U et ^{239}Pu

Cycle actuel



Cycle innovant



VII-2-1 D'où provient le minerai d'uranium, comment l'extrait-on ?

L'uranium existe sous forme de 3 isotopes naturels : 238 (99,28 %), 235 (0,718 %), 234 (0,0056 %) Présent dans tous les types de terrain, notamment les massifs granitiques, l'uranium est environ 50 fois plus abondant que le mercure et 1000 fois plus que l'or.

– Abondance

- Relativement répandu 2-3 g/t dans l'écorce terrestre, (granites :10 à 30 g/t)
- 2-3 mg/t dans les eaux (milliards de t dans les océans, 50 t véhiculées par le Rhône par an)

On l'extrait de mines à ciel ouvert ou de galeries souterraines. Seules des concentrations importantes peuvent justifier son exploitation.

• Minéraux uranifères

- Plus de 200 connus
- 2 grands groupes à U(IV) ou U(VI) (milieux réducteurs ou oxydants)

1. Minéraux "primaires" noirs

ex. pechblende ou uraninite, silicates, titanates...

2. Minéraux "secondaires" jaunes, orangés, verts

ex. autunite, chalcocite, ...



La sklodovskite $\text{Mg}(\text{UO}_2)_2\text{Si}_2\text{O}_7 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ observé dans les fissures de la pechblende (noir) - Zaïre

Les ressources en uranium

- **Les réserves**
 - OCDE-AIEA 1997 :
2,7 millions de tonnes à < 80 \$ / kg U
 - Australie 24 %
 - Kazakhstan 17 %
 - Canada 13 %
 - Afrique du Sud 9 % ...
- Ressources ultimes exploitables (à < 130 \$ / kg) estimées à environ 15 millions de t.
- Consommation mondiale actuelle 68 000 t



Réserves statiques évaluées à environ 220 ans



Cours de l'Uranium en \$/livre

LES RESSOURCES EN URANIUM

LA POSITION FRANCAISE

- La France n'a plus qu'un opérateur minier : le groupe **ORANO**
- Mais sa position est diversifiée dans les pays riches en uranium
 - ⇒ Exploitations et participations d' **ORANO**
 - Niger, Canada, Etats Unis, Australie, Asie Centrale**
 - ⇒ **Portefeuille des réserves acquises par ORANO**
 - 225 000 tonnes U
 - 35 ans de production au niveau actuel
- Les mines françaises (plus de 2000 t / an dans le passé) sont économiquement épuisées, la dernière à Jouac (Limousin) a été fermée en 2001

Areva au 2^{ème} rang mondial avec 6000 t / an U
(après Cameco)

VII-2-2 Que fait-on du minerai d'uranium ?

Le traitement du minerai d'uranium suit les étapes suivantes :

1. Tri par radiométrie

2. Concassage et broyage

3. Attaque chimique (dissolution)

- acide sulfurique + chlorate (minerais acides)
- carbonate de soude (minerais basiques)

4. Séparation liquide-solide

- récupération U dissous
- élimination résidu solide

5. Purification et concentration de la liqueur

par voie chimique (sur résine échangeuse d'ions ou par extraction par solvant)

6. Précipitation par une base

obtention d'une pâte appelée du « yellow cake ». Il contient environ 75 % d'uranium.

7. Opérations annexes

- traitement des résidus contenant le radium
- lixiviation des minerais pauvres



Le besoin de conversion avant enrichissement

Aujourd'hui, c'est l'oxyde UO_2 faiblement enrichi en isotope ^{235}U (3 à 5%) qui constitue la matière première pour réaliser les combustibles des réacteurs à eau.

Dans les usines actuelles, l'enrichissement se fait à partir d' UF_6 gazeux.

La conversion chimique des concentrés vise donc essentiellement à transformer les uranates en hexafluorures.

La conversion : du concentré à l' UF_6

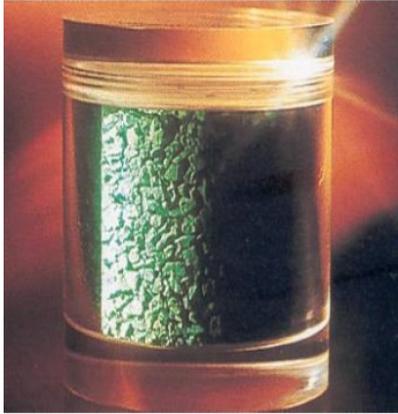
- Cette conversion est réalisée par la société COMURHEX (filiale d'Areva)

Les concentrés arrivent par bateau en fûts de 200 L ou en conteneurs de 1 m^3

- Les étapes du procédé voie humide :

- | | | |
|---|---|----------------------|
| - Dissolution par HNO_3 : concentré $\rightarrow \text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ impur | } | Usine de Malvési |
| - Extraction par le TBP : nitrate impur \rightarrow nitrate purifié | | |
| - Dénitration chimique : nitrate purifié $\rightarrow \text{UO}_3$ | | |
| - Réduction par NH_3 et H_2 : $\text{UO}_3 \rightarrow \text{UO}_2$ | | |
| - Hydrofluoration par HF : $\text{UO}_2 \rightarrow \text{UF}_4$ | | |
| - Fluoration par F_2 : $\text{UF}_4 \rightarrow \text{UF}_6$ pur | } | Usine de Pierrelatte |
| - Cristallisation de l'hexafluorure (cristaux incolores) | | |

Les fluorures d'uranium produits



UF₄
Solide vert peu soluble



UF₆ cristallisé
Solide incolore, gazeux à 56°C et très réactif avec l'eau

VII-2-3 Enrichissement du combustible

L'uranium 235 est le seul isotope de l'uranium capable de subir la fission dans les réacteurs nucléaires actuels. La proportion d'atomes d'uranium 235 dans l'uranium naturel n'est que de 0,7 %. Or, les réacteurs nucléaires à eau (les plus répandus dans le monde actuellement) utilisent comme combustible un uranium contenant entre 3 et 5 % d'uranium 235. Il faut donc enrichir l'uranium naturel.

Possibilités de séparation isotopique

- Différence de masse
 - diffusion gazeuse à travers une barrière : **EURODIF (usine Georges Besse en arrêt)**
 - ultracentrifugation gazeuse : UCG
- Différence d'absorption d'énergie électromagnétique
 - ionisation sélective atomique : **SILVA**

Classement par efficacité croissante mais difficulté croissante



L'UTS ou « Unité de Travail de Séparation ».

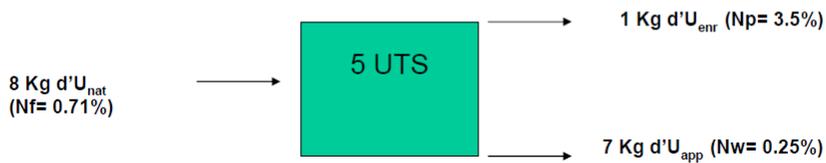
Le « travail » global lié à la fourniture d'uranium enrichi sera d'autant plus élevé que :

- 1° le niveau d'enrichissement spécifié sera grand,
- 2° le degré d'appauvrissement (ou d'épuisement) choisi sera plus important,
- 3° l'alimentation sera moins riche en U 235 (cas de lots d'uranium recyclé).

Ces trois facteurs sont en effet fondamentaux pour calibrer le « travail » fourni. Ils ont été reliés par une formule qui sert à définir ce qu'on appelle le travail de séparation.

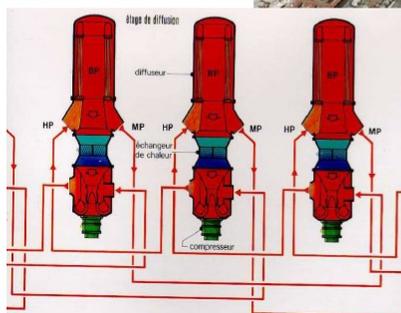
Cette unité est utilisée dans tout contrat d'enrichissement et pour tout type de procédé, bien que le travail ait été formalisé pour la diffusion gazeuse.

Typiquement on a pour l'enrichissement de l'uranium civil :



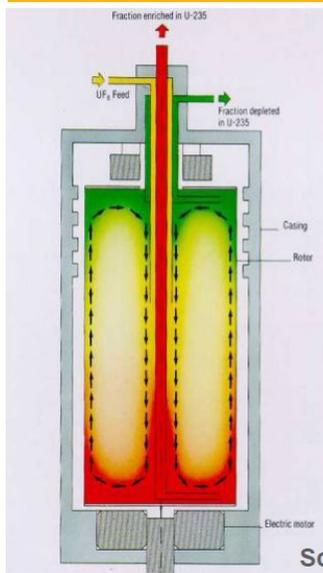
La diffusion gazeuse

Modules EURODIF



Usine EURODIF Pierrelatte

L'ultra-centrifugation



Centrifugeuses URENCO

Schéma de principe
d'une centrifugeuse

VII-2-4 Comment fabrique-t-on du combustible ?

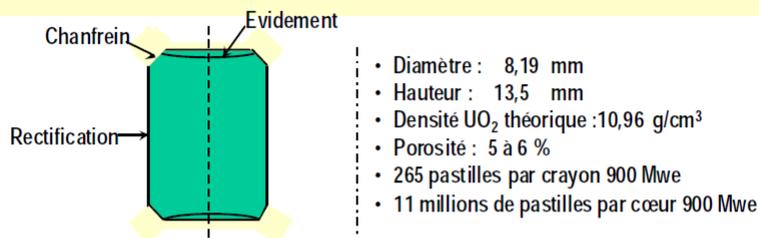
Après enrichissement, l'UF₆ est transformé en oxyde d'uranium. Cette poudre noire est ensuite comprimée en petites pastilles qui sont cuites au four à très haute température. Chacune d'entre elles – un cylindre de 1 centimètre de long et large comme un morceau de craie - ne pèse que 7 grammes et peut libérer autant d'énergie qu'une tonne de charbon (1 million de grammes).



La fabrication de la céramique nucléaire

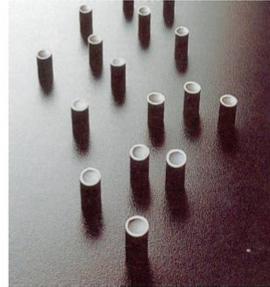
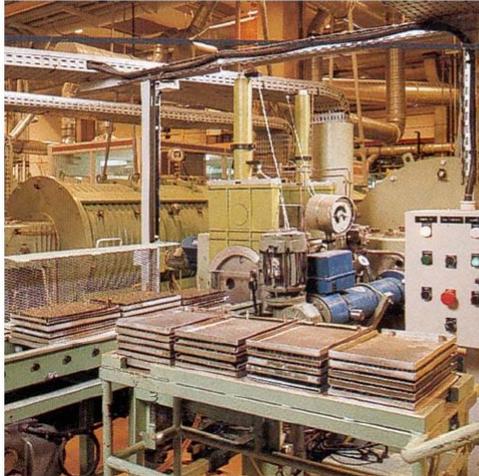
- Composé UO_2 compatible avec l'eau et réfractaire (plus de 2000 °C)
- Procédé en 7 opérations
 1. Conversion « voie sèche » : $\text{UF}_6 + 2 \text{H}_2\text{O} + \text{H}_2 \rightarrow \text{UO}_2 + 6 \text{HF}$
 2. Ajustage de densité à environ 95% de la densité théorique UO_2 mélangé à U_3O_8 + corps organique « porogène »
 3. Précompactage, concassage et granulation : facilite le pastillage + lubrifiant (0,3% de stéarate de Zn) >>> coulabilité de la poudre
 4. Pastillage : pressage à haute pression dans des moules aux dimensions légèrement supérieures
 5. Frittage : fabrication de la céramique, dans un four continu, à 1700°C, sous atmosphère réductrice avec H_2
 6. Rectification : mise à la cote finale du diamètre (8,19 mm), pour respecter le jeu pastilles/gaine
 7. Contrôles : pour chaque pastille (ex. aspect)

LA PASTILLE UO_2 REP



- L'évidement hémisphérique est destiné à compenser l'excès de dilatation du centre
- Le chanfrein facilite l'introduction dans la gaine
- La rectification de diamètre permet l'ajustage du jeu pastille-gaine

FBFC Four de frittage des pastilles



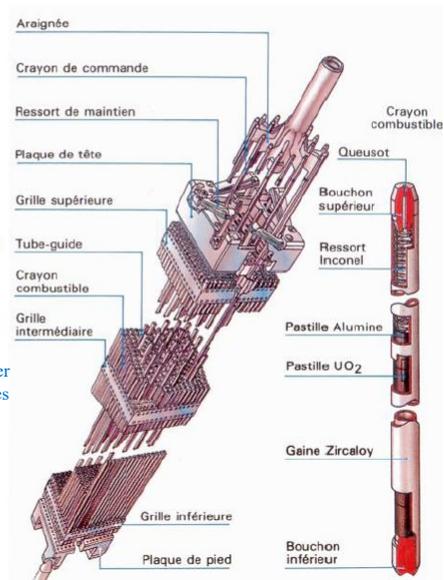
Les pastilles d'UO₂

Les Composantes du combustible REP

- La matière active, la céramique sous forme de **pastilles**
- L'élément de base, le **crayon** avec sa gaine
- La structure ou **assemblage**, et les crayons absorbants de commande

Les pastilles sont enfilées dans de longs tubes (ou gaines) de 4 mètres en alliage à base de zirconium dont les extrémités sont bouchées de manière étanche pour constituer les "crayons" de combustibles. Les "crayons" sont regroupés en "fagots" de section carrée, appelés assemblages.

Combustible REP et grappe de commande



LA FABRICATION DE LA GAINÉ

L'économie des neutrons et la résistance à la corrosion ont imposé un **alliage de zirconium**

Zircaloy 4 zirconium + [étain + oxygène] → résistance mécanique
+ [fer + chrome] → résistance corrosion

Zircaloy 4 en phase α détendu

La **gainé** : diamètre externe 9,5 mm / épaisseur 0,57 mm

Contrôles unitaires des dimensions et défauts (ultrasons)

Framatome propose l'**alliage avancé** de zirconium **M5™** à 1% de niobium pour taux de combustion élevé > 55 GWj/t

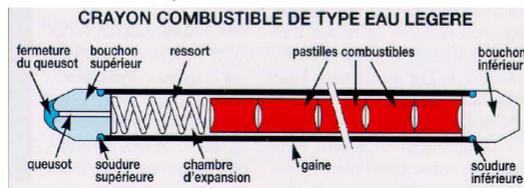
LA FABRICATION DES CRAYONS ET DE L'ASSEMBLAGE

♦ CRAYON

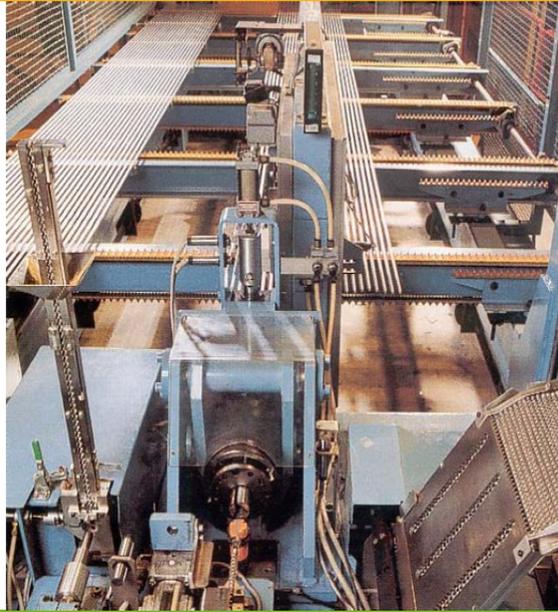
- Introduction des pastilles dans la gainé
- Un ressort d'extrémité pour le maintien des pastilles
- Fermeture de la gainé par bouchons soudés
- Remplissage à l'hélium à 25-30 bars
- Contrôle automatique des soudures de bouchons (X et caméra vidéo)

♦ ASSEMBLAGE

1. Fabrication des pièces de squelette :
 - tubes guides en Zircaloy 4 recristallisé
 - grilles en zircaloy 4 détendu
 - embouts en inox et inconel
2. Montage en atelier propre, sans protection spécifique :
 - constitution du squelette avec embout inférieur, tubes guides et grilles
 - montage des crayons par équipement de traction
 - fixation de l'embout supérieur



FBFC Romans Fabrication des crayons



FBFC Romans - montage des assemblages



CARACTERISTIQUES DES ASSEMBLAGES FRAMATOME
900 ET 1300 MWe

REACTEUR	900	1300
Nombre d'assemblages 17x17	157	193
Nombre de crayons par assemblage	264	264
Gaine - diamètre mm	9,5	9,5
- épaisseur mm	0,57	0,57
Longueur assemblage mm	4058	4796
Nombre de grilles	8	10
Section de l'assemblage mm x mm	214 x 214	214 x 214
Masse de l'assemblage / dont U kg	670 / 460	765 / 538
Nombre de tubes guides	24	24

VII-2-5 Comment gère-t-on le combustible au coeur du réacteur ?

Disposés selon une géométrie précise, les assemblages de combustible forment le coeur du réacteur où ils séjournent **3 ou 4 ans**.

Durant cette période, la fission de l'uranium 235 fournit la chaleur nécessaire à la production d'électricité.

Mais le combustible subit également des transformations qui le rendent progressivement moins performant : diminution de la teneur en uranium 235 et formation de produits de fission perturbant la réaction en chaîne.

Lorsqu'il est trop "usé" pour produire de l'énergie de manière performante, le combustible est retiré du coeur du réacteur et remplacé par du combustible neuf.

Un réacteur du parc français consomme ainsi environ 27 tonnes d'uranium enrichi par an.

VII-2-6 La désactivation du combustible utilisé en piscine ?

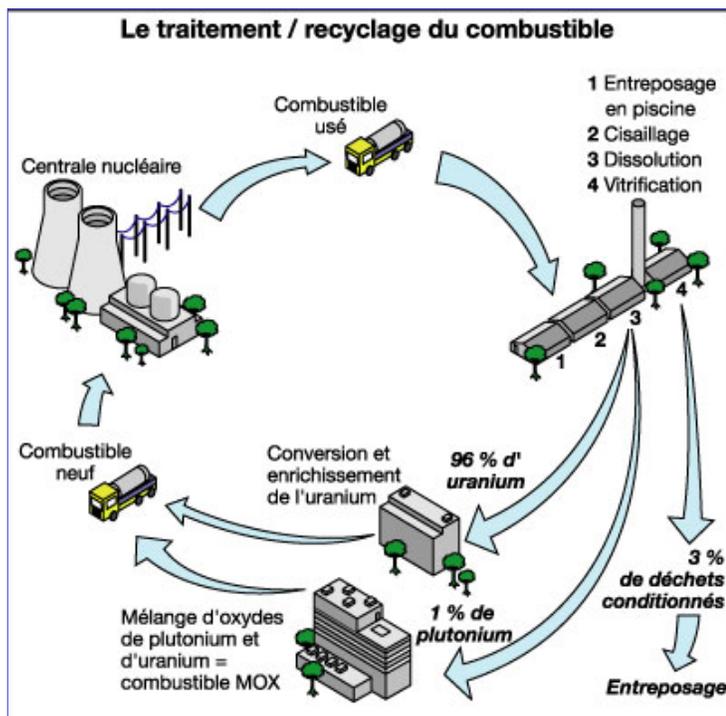
La radioactivité du combustible utilisé est supérieure à celle du combustible neuf, ce qui impose des précautions particulières pour toute manipulation. C'est pourquoi, avant de procéder à la récupération des différentes matières contenues dans le combustible utilisé, les assemblages retirés du cœur séjournent pendant au moins 1 an dans une piscine attenante au réacteur, où leur radio-activité diminue déjà beaucoup. L'eau constitue une barrière efficace contre les rayonnements, elle permet aussi de refroidir les assemblages qui, pendant quelques temps encore, continuent de produire de la chaleur. Ce n'est qu'à l'issue de cet entreposage provisoire, lorsque leur activité a déjà fortement diminué, que les assemblages usés sont transportés jusqu'à l'usine de traitement.



VII-2-7 Comment fait-on pour traiter le combustible utilisé ?

Transportés à l'usine de La Hague, les crayons de combustibles usés sont cisailés, et dissous dans de l'acide nitrique. Le plutonium et l'uranium sont ensuite extraits de ce jus par des méthodes chimiques analogues à la séparation de l'huile et du vinaigre dans la vinaigrette. Ici, c'est le tributyl-phosphate (TBP) qui joue le rôle de l'huile et qui concentre l'uranium et le plutonium.

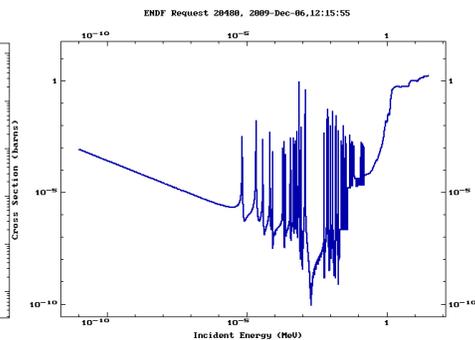
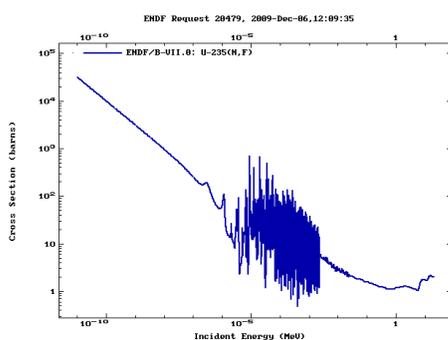
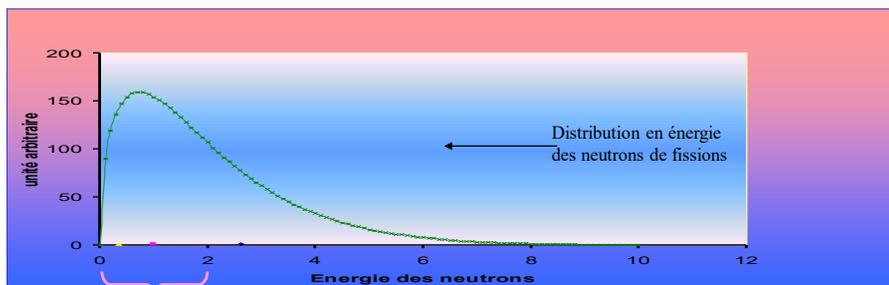
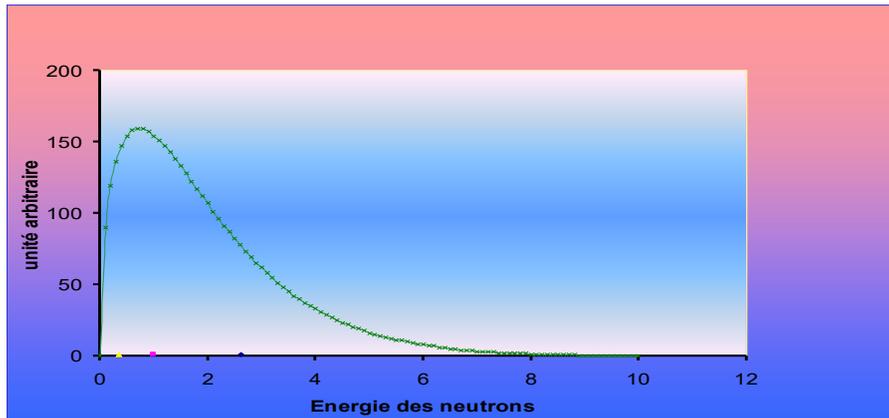
L'uranium récupéré pourra à nouveau être enrichi et suivre une voie analogue à celle du combustible ordinaire. Quant au plutonium, il permet de fabriquer de nouveaux combustibles composés d'un mélange d'oxyde d'uranium et d'oxyde de plutonium, le "MOX" (de l'anglais "mixed oxides"), déjà utilisé dans un tiers des réacteurs à eau pressurisée (REP) français. Enfin, les produits de la fission sont des atomes radioactifs qui représentent les seuls vrais déchets ultimes de la combustion nucléaire. Ils sont vitrifiés et entreposés comme déchets radioactifs.



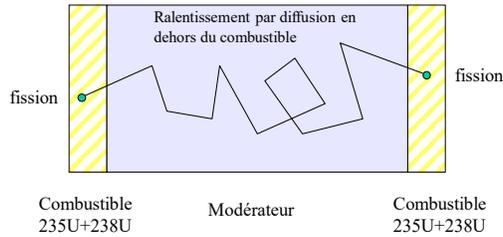
VII-3 Principe des réacteurs

Les neutrons libérés par fission dans un bloc d'uranium naturel ont des énergies élevées et peuvent théoriquement produire à leur tour la fission d'autres noyaux d' ^{235}U . L'Uranium 235 donne lieu à la fission pour des neutrons de toute énergie, mais la probabilité de fission est plus importante aux basses énergies, inférieures à 2 eV. Dans les réacteurs dits thermiques, les neutrons sont ralentis jusqu'à "l'état thermique" par chocs élastiques sur les noyaux d'une substance appelée « modérateur ».

Quant à ^{238}U , il n'est pratiquement pas fissile en dessous de 1 MeV. Mais, il absorbe de façon importante les neutrons d'énergie intermédiaire.

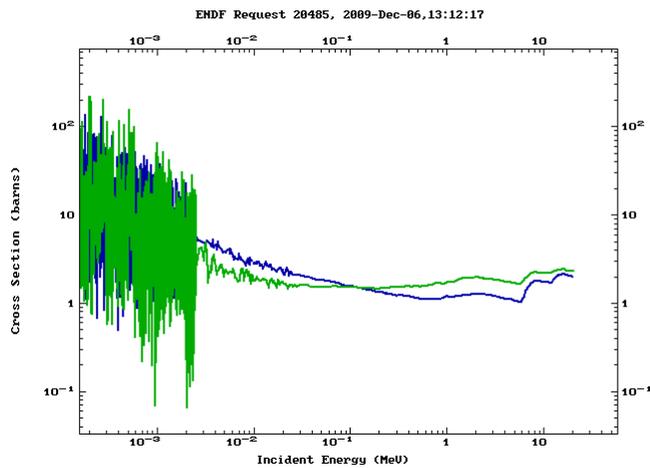


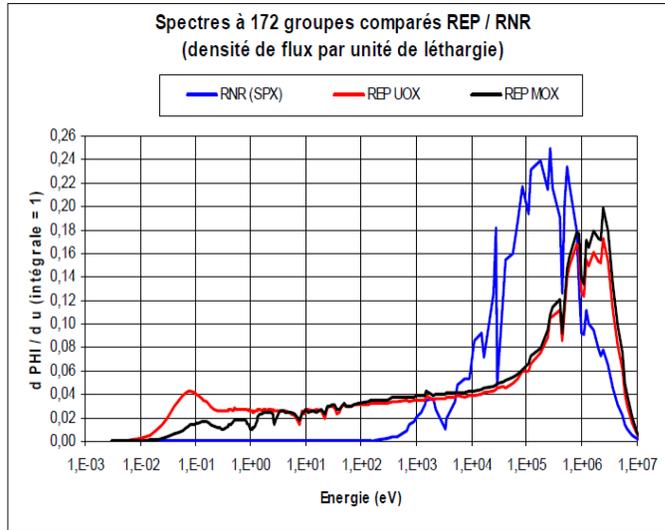
Dans les réacteurs à uranium naturel cette capture sans fission (avec formation de plutonium) risque de faire disparaître exagérément les neutrons avant qu'ils aient atteint les basses énergies pour lesquels ils produisent, avec un bon rendement la fission de ^{235}U . On effectue alors un ralentissement des neutrons en dehors de la présence des noyaux d'uranium 238, suivant une disposition **hétérogène** du combustible. Evidemment, cette disposition hétérogène, caractérise les réacteurs à Uranium naturel.



On voit finalement apparaître trois types de réacteurs :

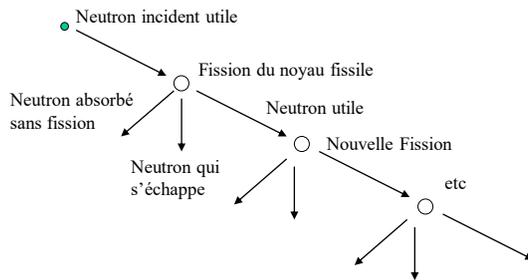
- 1) Les **réacteurs thermiques hétérogènes**, correspondant au schéma ci-dessus pour l'utilisation de l'uranium naturel ou peu enrichi.
- 2) Les **réacteurs thermiques homogènes** (semi-homogènes dans la pratique) où le combustible est intimement mélangé au modérateur. Ils sont nécessairement enrichis pour compenser les captures plus élevées des neutrons intermédiaires par ^{238}U .
- 3) Les **réacteurs à neutrons rapides**, qui ne comportent pas de modérateur et utilisent une forte proportion de noyaux fissiles pour compenser la faible section efficace de l'élément fissile, qui est ici le **plutonium**, meilleur que l'uranium 235 dans ces conditions du point de vue des captures stériles





Niveau de flux typique REP $2.4 \cdot 10^{14}$ n/cm²/s – RNR $3.5 \cdot 10^{15}$ n/cm²/s

VII-4 Facteurs de multiplication neutroniques



Les neutrons engendrés lors d'une fission peuvent à leur tour produire une nouvelle fission. Deux paramètres sont à considérer : le nombre de neutrons engendrés en moyenne par fission, noté ν , et le nombre de neutrons utiles produits en moyenne par fission, noté k . Le paramètre k est le facteur de multiplication que l'on définit par le nombre de neutrons utiles d'une génération sur le nombre de neutrons utiles de la génération précédente.

Soit k le facteur par lequel est multipliée la population neutronique quand on passe d'une génération à la suivante; L'intervalle de temps t_0 séparant deux générations est le temps de vie moyen des neutrons dans le milieu, temps s'écoulant entre apparition par fission et leur disparition par absorption ou fuite hors du milieu. Dans les réacteurs ce temps est de l'ordre de 10^{-5} s (pour les réacteurs à eau lourde).

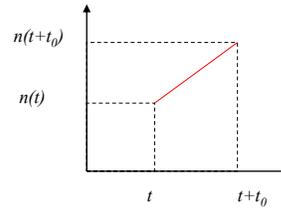
L'évolution de la population globale $n(t)$ obéit à la lois :

$$n(t+t_0) = k \cdot n(t)$$

$$\text{pente} = \frac{n(t+t_0) - n(t)}{(t+t_0) - t} = \frac{dn}{dt}$$

$$n(t+t_0) = n(t) + \frac{dn}{dt} t_0 = k \cdot n(t)$$

$$\frac{dn}{dt} = \frac{(k-1)}{t_0} \cdot n(t) \Rightarrow n(t) = n(0) \cdot \exp\left[\frac{(k-1)t}{t_0}\right]$$



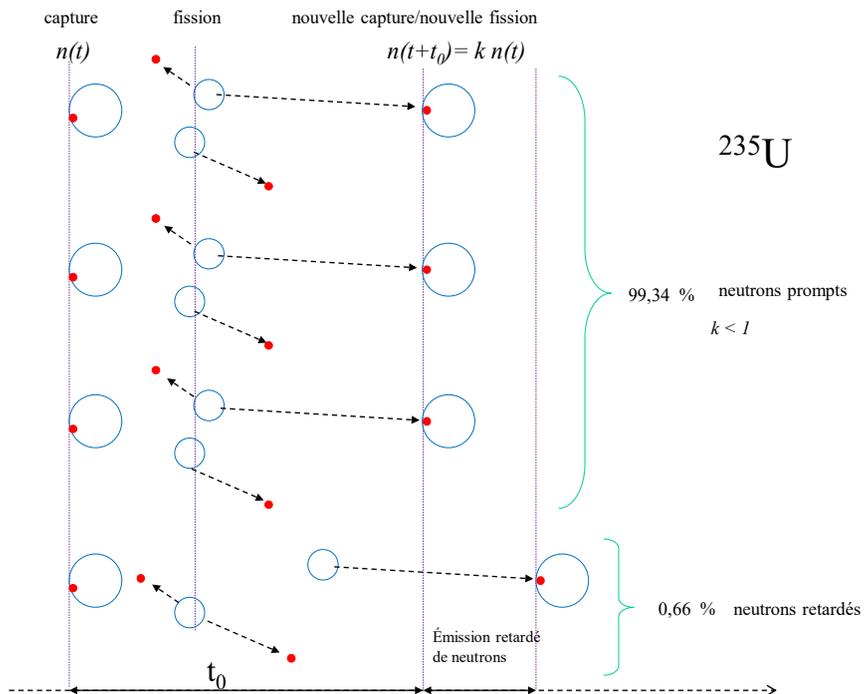
$k > 1$: cas sur-critique

$k = 1$: cas critique

$k < 1$: cas sous-critique

Remarque importante :

Les réacteurs actuels ne sont contrôlables que grâce à une fraction faible des neutrons, de l'ordre de 0,66 % (660 pcm) qui sont émis après fission avec un retard de quelques secondes à une dizaine de seconde. Ils proviennent de la décroissance radioactive de certains produits de fission. Grâce donc à ces neutrons retardés, le temps moyen t séparant deux générations est très supérieur au temps de vie t_0 des neutrons, de l'ordre de 0,1s.



Noyaux précurseurs

On appelle **précurseur** le produit de fission qui émet un neutron retardé.

Exercice sur les noyaux précurseurs

Un noyau précurseur issu directement de la fission du ^{235}U est le ^{87}Br , avec un rendement de fission de 2,5 %.

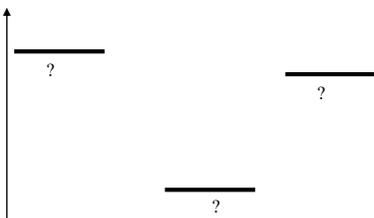
Cet isotope est fortement excédentaire en neutrons (il en possède 52 alors que le brome stable en possède 45).

Pour se rapprocher de la vallée de stabilité, le noyau précurseur ^{87}Br se transforme par radioactivité β^- en ^{87}Kr sous forme excitée (dans 70 % des cas). La période radioactive de cette émission est de 55 secondes.

Dans la plupart des cas (97,1 %), le krypton se désexcite immédiatement par émission gamma et aucun neutron n'est émis.

Dans 2,9 % des cas, le krypton se désexcite immédiatement en émettant un neutron de 250 keV, pour aboutir au ^{86}Kr , stable.

Energie
de masse



$$\begin{aligned} \Delta(^{87}\text{Br}) &= -73.8916 \text{ MeV} \\ \Delta(^{87}\text{Kr}) &= -80.7095 \text{ MeV} \\ \Delta(^{86}\text{Kr}) &= -83.2656 \text{ MeV} \\ \Delta(n) &= 8.0713 \text{ MeV} \end{aligned}$$

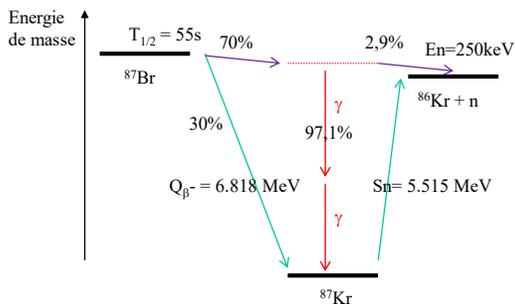
Calculer Q_{β^-} , $S_n(^{87}\text{Kr})$ et compléter le schéma de désintégration

Pour se rapprocher de la vallée de stabilité, le noyau précurseur ^{87}Br se transforme par radioactivité β^- en ^{87}Kr sous forme excitée (dans 70 % des cas).

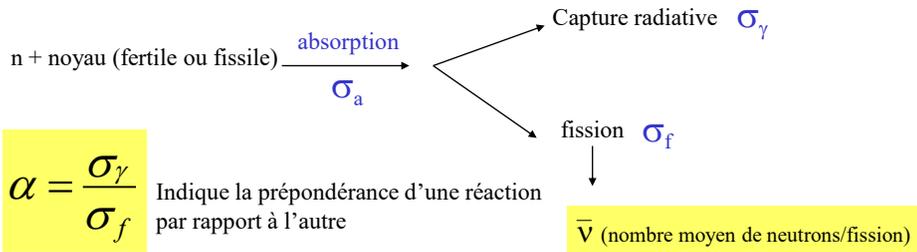
La période radioactive de cette émission est de 55 secondes.

Dans la plupart des cas (97,1 %), le krypton se désexcite immédiatement par émission gamma, aucun neutron n'a été émis.

Dans 2,9 % des cas, le krypton se désexcite immédiatement en émettant un neutron de 250 keV, pour aboutir au ^{86}Kr , stable.



Facteurs de multiplication neutroniques (ν, α, η)



$\eta = \frac{\bar{\nu}}{1+\alpha}$ Indique le nombre moyen de neutrons émis par neutron absorbé que le noyau composé ainsi formé évolue ou non vers une fission.

En effet si **1 neutron** est absorbé, il a une chance égale à $\frac{\sigma_f}{\sigma_f + \sigma_\gamma}$ de conduire à une fission. Si cela arrive alors cela produira $\bar{\nu}$ neutrons.

Donc **1 neutron** absorbé produira $\frac{\sigma_f \bar{\nu}}{\sigma_f + \sigma_\gamma}$ neutrons

$$\eta = \frac{\sigma_f \bar{\nu}}{\sigma_f + \sigma_\gamma} = \frac{\bar{\nu}}{1 + \frac{\sigma_\gamma}{\sigma_f}} = \frac{\bar{\nu}}{1 + \alpha}$$

Pour des neutrons thermiques

Noyaux cibles	$\sigma_f(b)$	ν (neutron)	η
^{233}U	525	2,5	2,3
^{235}U	581	2,4	2,1
^{239}Pu	741	2,9	2,1
^{232}Th	0	0	0
^{238}U	0	0	0
$\text{U}^{\text{naturel}}$	4,16	2,4	1,31

On définit plusieurs facteurs de multiplication neutronique. La multiplicité notée ν est le nombre moyen de neutrons émis par fission. On note par η le nombre de neutrons disponible pour la fission.

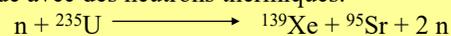
Noyaux cibles	η (n_{th})	η (n_{rapide})
^{233}U	2,3	2,3
^{235}U	2,1	1,9
^{239}Pu	2,1	2,3
^{232}Th	0	?
^{238}U	0	0,3

Remarque: Pour un mélange de combustible (exemple l'Uranium naturel) le facteur η est donné par rapport au section efficace macroscopique.

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

VII-5 Energie récupérable dans la fission

Exemple de l'énergie libérée lors d'une réaction de fission de ^{235}U bombardé avec des neutrons thermiques.



Données

$$\Delta(^{235}\text{U}) = 111,78 \text{ MeV} / c^2$$

$$\Delta(^{139}\text{Xe}) = -41,91 \text{ MeV} / c^2$$

$$\Delta(^{95}\text{Sr}) = -51,23 \text{ MeV} / c^2$$

$$\Delta(n) = 8,0705 \text{ MeV} / c^2$$

$$Q = [\Delta(^{235}\text{U}) + \Delta(n) - (\Delta(^{139}\text{Xe}) + \Delta(^{95}\text{Sr}) + 2 \cdot \Delta(n))] c^2$$

$$= 111,78 + 8,0705 - (-41,91 - 51,23) = 196,9 \text{ MeV}$$

Partage de cette énergie :

81% énergie cinétique des fragments

3% énergie cinétique des neutrons éjectés

16% rayonnements radioactifs

Bilan énergétique d'une réaction de fission de ^{235}U

Forme de l'énergie	Energie émise (MeV)	Energie récupérable (MeV)
Énergie cinétique des fragments	172	172
Rayon β	8	8
Rayon γ	7	7
Neutrino (ν)	12	0
Neutrons prompts	5	5
Rayon γ prompts (capture)	7	7
Total	211	~200

Les fragments sont arrêtés à l'intérieur du combustible. Ils perdent ainsi toute leur énergie dans le combustible.

VII-7 Pilotage d'un réacteur : La formule des quatre facteurs

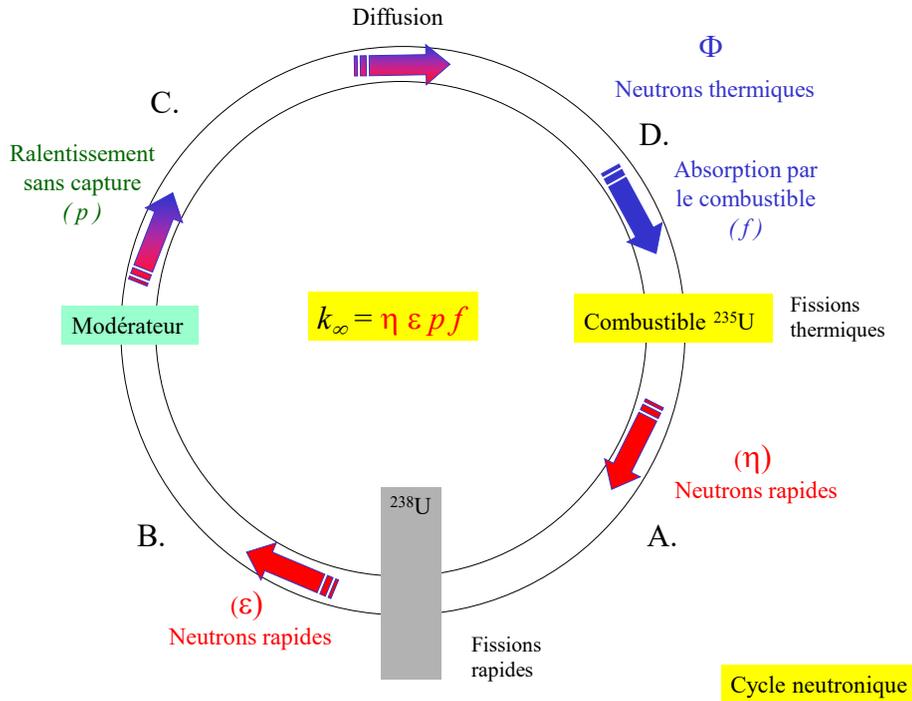
Dans un réacteur idéal, supposé sans fuite de neutrons (réacteur de volume infini, dont le facteur de multiplicatif est noté k_{∞})

A. Un neutron d'énergie thermique E_{th} (1/40 eV) est absorbé par un noyau fissile du combustible et produit en moyenne η neutrons rapides de 2 MeV.

B. Ces neutrons rapides peuvent induire des fissions dites rapides sur ^{238}U ou ^{235}U . Le facteur multiplicatif des neutrons par **fissions rapides** est noté ϵ .

C. La phase de **ralentissement** des neutrons s'effectue dans le **modérateur**. Celui-ci n'étant pas spatialement complètement isolé du combustible, il existe une probabilité que les neutrons entrent en collision avec les noyaux lourds qui composent ce dernier et qu'ils soient capturés. La probabilité de survie des neutrons à ces "trappes" de capture sans fission est appelée **probabilité « anti-trappe »** et est notée p .

D. Une fois thermalisés, les neutrons diffusent à énergie moyenne constante jusqu'à être absorbés. Le **facteur d'utilisation thermique f** mesure la probabilité que l'absorption ait bien lieu dans le combustible et non dans le modérateur ou dans d'autres matériaux absorbants.



Dans cette description simple, le pilotage du réacteur se fait en variant le facteur d'utilisation thermique f par introduction d'absorbants.

Les facteurs η et ϵ sont fixés par le choix de la composition isotopique du combustible (rapport U5/U8).

Le produit des facteurs pf est optimisé par le choix des volumes et de l'architecture de l'ensemble modérateur/combustible.

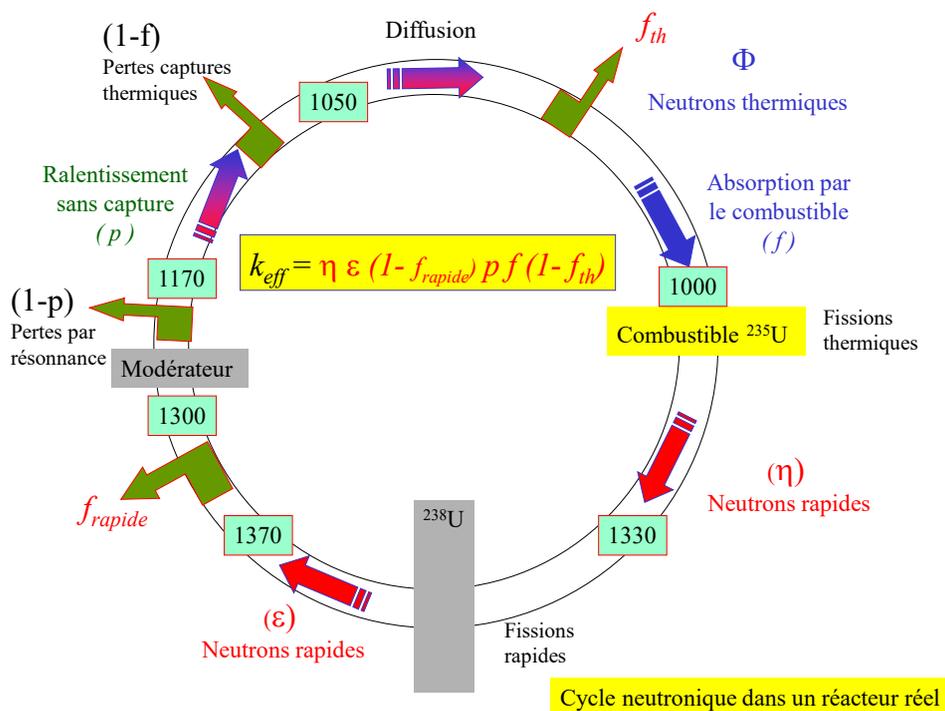
Le passage du réacteur idéal infini au réacteur réel se fait en introduisant les probabilités de fuite de neutrons rapides (notée f_{rapide}) et de neutrons thermiques (notée f_{th}).

Le facteur de multiplication infini k_{∞} sera ainsi remplacé par le facteur de multiplication effectif k_{eff} :

$$k_{eff} = k_{\infty} \cdot (1 - f_{rapide}) \cdot (1 - f_{th})$$

$$k_{eff} = \eta \epsilon (1 - f_{rapide}) \cdot p f (1 - f_{th})$$

Un réacteur réel est construit pour fonctionner avec $k_{eff} = 1$. On doit donc avoir $k_{\infty} > 1$, pour compenser les fuites de neutrons hors du volume fini du réacteur.



VII-8 Flux neutronique et modérateur

Nous supposons que l'on peut séparer la phase de ralentissement des neutrons (de 2 MeV à 1/40 eV), et la phase de diffusion à énergie moyenne constante.

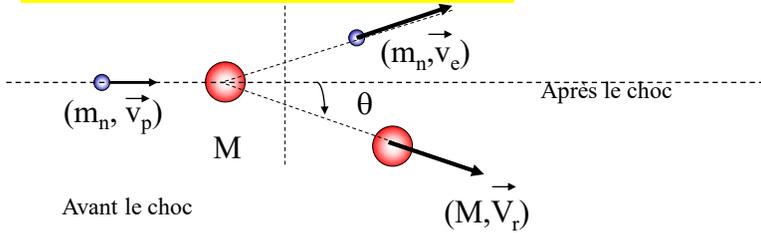
Le ralentissement des neutrons se fait par des collisions répétées avec des noyaux, qui induisent une marche aléatoire aux neutrons. A chaque fois que la vitesse du neutron **change de direction** il s'en suit une **diminution** de son **module**.

a) Rôle du modérateur

Un modérateur à 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 sans fission par le combustible, ce qui se fait aussi en minimisant le nombre de chocs. Les combustibles ont tous en effet des résonances d'absorption particulièrement importantes dans la gamme d'énergie de 1eV à 100 keV.

Pourquoi l'hydrogène est-il un bon modérateur ?



$$E_r = \frac{4R}{(1+R)^2} \cos^2\theta E_n \quad \text{avec } R = \frac{m_n}{M}$$

Où E_r est l'énergie cinétique du noyau de recul et E_n celle du neutron incident. Le neutron perd de l'énergie en la transférant après le choc au noyau cible. On voit que E_r est maximum si le cosinus vaut 1. Dans ce cas, E_r ne dépend que du rapport des masses R .

$$R=1 (M=^1H) \rightarrow E_r = E_n$$

$$R=1 (M=^2H) \rightarrow E_r = 88,9 \cdot 10^{-2} E_n$$

$$R=1 (M=^{12}C) \rightarrow E_r = 28,4 \cdot 10^{-2} E_n$$

L'eau légère (H_2O) est le plus **compact** des modérateurs, mais le **moins transparent**.

L'eau lourde (D_2O) est le **meilleur des modérateurs** en compromis transparence-efficacité.

Le graphite (C) occupe une position intermédiaire.

Pour ralentir en peu de chocs, on choisit donc comme modérateur un milieu comportant des Noyaux légers.

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 de l'eau lourde et seulement 18 si le modérateur est l'hydrogène de l'eau ordinaire.

Le combustible est un très mauvais modérateur, puisqu'il faudrait 2172 chocs en moyenne pour thermaliser un neutron par l' ^{238}U .

La distance moyenne entre le lieu de la fission produisant le neutron rapide et le lieu où le neutron est complètement thermalisé est respectivement de **187 mm** pour le graphite, **110 mm** pour l'eau lourde et de **57,5 mm** pour l'eau ordinaire.

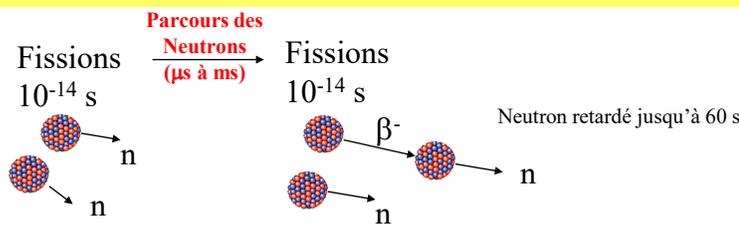
VII-9 Stabilité et pilotage d'un réacteur

La production stable d'énergie par un réacteur implique que l'on réalise exactement $k_{eff}=1$
 ($k_{eff} = \eta \epsilon (1 - f_{rapide}) \cdot p f (1 - f_{th})$)

On définit la réactivité ρ par $\rho = \frac{k_{eff}-1}{k_{eff}}$ et la condition de stabilité devient alors $\rho = 0$

Une réaction en chaîne dont la réactivité ρ est strictement positive, aussi petite soit elle, devrait conduire très rapidement à une divergence exponentielle et donc à un accroissement catastrophique du flux de neutrons.

Le temps moyen entre 2 générations de neutrons est très court et varie de quelques micro-secondes à quelques millisecondes, ce qui est un délai très court pour pouvoir agir de l'extérieur. Si les réacteurs sont pilotés sans risque majeur, c'est bien parce qu'il existe une particularité du comportement de certains fragments de fissions, qui émettent leurs neutrons avec un retard notable.



Pour l'²³⁵U, le rapport retardé/prompt = 650/100 000 qu'on appelle **coefficient $\beta=650$ pcm**

Ces neutrons retardés ont pour effet de **rallonger** à quelques secondes la durée de vie moyenne d'une génération de neutrons, ce qui permet en cas de réactivité légèrement différente de zéro d'agir avec des systèmes de contre-réaction mécanique (barres de pilotages).

L'art du pilotage d'un réacteur est de construire un système qui soit sous-critique par rapport au bilan des neutrons prompts, et qui n'atteigne la criticité qu'avec l'appoint, certes faible, de la fraction β de neutrons retardés ($\rho < \beta$).

Les causes d'évolution de la réactivité sont nombreuses. La réaction de capture par exemple est responsable de l'accumulation de déchets radioactifs dans le cœur du réacteur. De plus elle réduit le nombre de neutrons utile au cycle du combustible. Les noyaux les plus neutrophages et stériles sont appelés '**poisons**'

Exemple : ¹³⁵Xe, ¹⁴⁹Sm, ¹³⁵Cs, ¹³⁵I

Variation de la réactivité en présence de poison neutronique

$$\Delta\rho = \rho^* - \rho = \frac{1}{k_{eff}} \left(1 - \frac{k_{eff}}{k_{eff}^*} \right) \approx \left(1 - \frac{k_{eff}}{k_{eff}^*} \right)$$

Où "*" indique la situation après la production du poison.

Si nous exprimons le k_{eff} à partir de la formule des 6 facteurs et que l'on tient compte du fait que l'apport du poison influence seulement en première instance le facteur d'utilisation thermique, la nouvelle expression pour la variation de réactivité devient:

$$\Delta\rho = 1 - \frac{f}{f^*}$$

Nous allons maintenant exprimer f et f^* en fonction des différents paramètres physiques. Pour un réacteur homogène on a:

$$f = \frac{(\Sigma_a)_{combustible}}{(\Sigma_a)_{combustible} + (\Sigma_a)_{autres\ matériaux}}$$

$$f^* = \frac{(\Sigma_a)_{combustible}}{(\Sigma_a)_{combustible} + (\Sigma_a)_{poison} + (\Sigma_a)_{autres\ matériaux}}$$

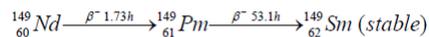
Où

$$(\Sigma_a)_{poison} = \sigma_{poison} N_{poison}$$

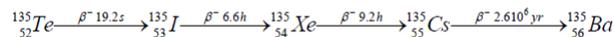
$$\Delta\rho = -f \frac{\sigma_{poison} N_{poison}}{(\Sigma_a)_{combustible}} \quad (112)$$

Cette expression montre directement que la variation de réactivité due à la production de produits de fission absorbants est directement proportionnelle avec la concentration en poison. Pour connaître l'évolution de la variation de réactivité négative, on doit connaître l'évolution de la concentration du poison en fonction du temps.

Empoisonnement samarium (BR=1.09%)



Empoisonnement Xénon (BR=0.25%)



Variation de la réactivité en fonction de la température

Les variations de température du réacteur se traduisent au niveau du combustible par l'élargissement par effet Doppler des bandes d'absorption résonante des neutrons épithermiques. Ce qui a pour effet de faire chuter le flux de neutrons utile.

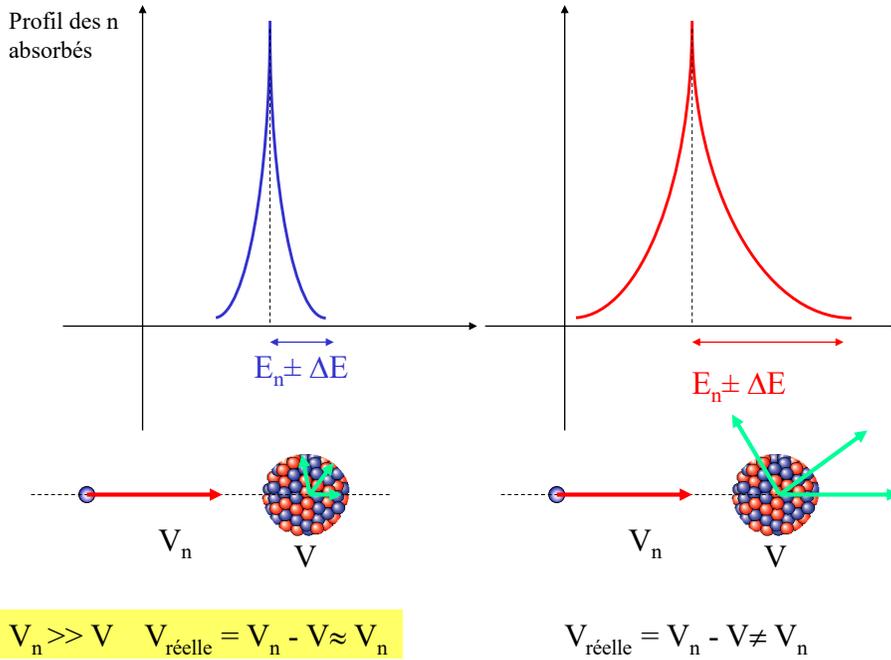


Tableau récapitulatif

Paramètre de la réactivité pour un REP	Variation de la réactivité en pcm (10^{-5})
Coefficient de température du modérateur : (15pcm/°C)	4 000
Coefficient de température du combustible	1 000
Effet Xenon et samarium à l'équilibre	4 000
Usure du combustible en 36 mois Disparition ^{235}U -conversion Pu=1000 pcm/mois	36 000
Echauffement du modérateur (ébullition cas extrême)	3 000
Variation totale de k_{eff} :	48 000