

De l'énergie nucléaire sans déchets - ou presque ?

R. Brissot, D. Heuer, E. Huffer, C. Le Brun, J-M Loiseaux, H. Nifenecker, A. Nuttin

Juillet 2001

La perspective d'une demande d'énergie croissante sur le plan mondial oblige à envisager des hypothèses où l'exploitation de l'énergie dégagée par la fission nucléaire joue un rôle beaucoup plus important qu'actuellement dans la production mondiale d'électricité. Envisager n'est pas imposer, il s'agit d'explorer les solutions possibles, d'en évaluer les avantages et les inconvénients. S'il apparaît qu'il y a de bonnes solutions avec le nucléaire, on pourra décider d'y avoir recours. Il paraît essentiel, au moins, de faire l'étude, surtout en l'absence, actuellement, de solutions autres qui soient au point, efficaces, suffisantes. Il y a lieu, dans un premier temps, de fixer des critères auxquels toute solution impliquant le recours à la fission nucléaire à un niveau au moins dix fois plus important que l'actuel devra satisfaire.

• Les critères à satisfaire

Les réacteurs devront être

- ◇ Régénérateurs, voire surrégénérateurs, pour assurer pérennité et déploiement avec des réserves de combustibles suffisantes.
- ◇ Propres, pour réduire le plus possible le besoin de stockage de longue durée des déchets.
- ◇ Sûrs, pour que, malgré l'augmentation d'un ordre de grandeur du nombre de réacteurs, la probabilité d'accidents majeurs ne soit pas augmentée en proportion.

• Régénérateurs

Il s'agit là d'utiliser au mieux les ressources et de minimiser le volume des déchets. Cela suppose le retraitement du combustible et son recyclage. Nous verrons le principe de la régénération et de la surrégénération dans la partie sur les cycles de combustibles. Disons simplement pour l'instant qu'il s'agit de concevoir des réacteurs et des techniques de retraitement du combustible irradié tels que la totalité du combustible soit exploitée. En pratique, cela suppose que l'on dispose de systèmes de retraitement physico-chimique capables d'extraire certains noyaux, les produits de fission, du combustible « usé », d'y ajouter de la matière pour remplacer celle qui a été consommée, et de ré-introduire ce nouveau combustible dans le réacteur, comme combustible « nouveau ». Un tel système, combinant un réacteur tolérant quant aux produits contenus dans son combustible, avec un retraitement et recyclage du combustible efficaces, devrait permettre d'utiliser l'essentiel (plus de 99 %) du combustible contenu dans le minerai, alors qu'on en exploite actuellement moins de 1 % ! Dans la perspective d'une production nucléaire stable, il faut des réacteurs régénérateurs, c'est-à-dire qu'ils renouvellent leur matière fissile en cours de fonctionnement. Dans la perspective d'une croissance du nucléaire, il faut des réacteurs surrégénérateurs, c'est-à-dire qu'ils produisent plus de matière fissile qu'ils n'en consomment¹.

• Propres

Toute production d'énergie engendre une production de déchets. Ceux de la fission nucléaire inquiètent parce qu'ils sont radioactifs et que la radioactivité effraie, peut-être parce que sa découverte est récente et qu'on n'y est pas habitués. Ce n'est pas la seule raison, ni même la raison principale pour laquelle il faut s'efforcer de les réduire le plus possible : il faut réduire le plus possible toute pollution, quelle que soit son origine. On peut classer les déchets nucléaires en trois catégories selon leur origine.

- ◇ Le combustible usé - Autant dans les systèmes actuels, le combustible usé représente une part importante de l'ensemble des déchets, autant, dans un système de production qui respecte notre première condition, celle de la

régénération, ou de la surrégénération, le combustible usé disparaît entièrement. Voilà donc un premier type de déchet qui disparaît.

◇ Les actinides mineurs - On appelle actinides les noyaux lourds, les noyaux dont le nombre atomique est supérieur à 89, le nombre atomique de l'actinium. Ils conduisent tous à une radioactivité par émission α , celle-ci étant précédée, éventuellement, par des désintégrations β^- avec une période plus ou moins longue. Ils

fissionnent plus ou moins facilement et c'est cet aspect là des actinides qui nous intéresse ici. Ce n'est que dans le cadre des réacteurs que l'on parle d'actinides « mineurs » : on distingue le combustible, lui même constitué d'actinides, des actinides mineurs, produits en quantité relativement modeste dans les réacteurs et susceptibles de fissionner, mais difficilement. En effet, dans un combustible « neuf », un combustible qui n'a jamais été irradié, il n'y a pas d'actinides mineurs. Ils sont produits dans le réacteur, quand un neutron est capturé sans qu'une fission s'ensuive (la fission après capture n'est jamais certaine, elle est seulement plus ou moins probable). Les réacteurs actuellement en service n'offrent pas des conditions favorables à la fission des actinides mineurs, ceux-ci font partie des déchets radioactifs qu'on cherche à stocker ou, mieux, à transmuter. Les actinides mineurs sont, en général, caractérisés par une grande activité alpha. C'est ainsi que dans les réacteurs actuels les actinides mineurs sont, après le plutonium, la principale source de radiotoxicité au bout de mille ans. Par ailleurs, dans le cas où le plutonium est utilisé comme combustible, l'importante chaleur dégagée par les actinides mineurs sera un facteur dimensionnant pour les sites de stockage souterrains. Un système de réacteurs propres devra donc être capable d'assurer la fission de tous les noyaux lourds : ceux qui font partie du combustible (c'est la régénération ou la surrégénération vue plus haut), et aussi des actinides mineurs. La règle peut s'exprimer ainsi : *tout noyau lourd qui entre dans le réacteur, doit finalement donner lieu à une fission, quels que soient les détours empruntés*. Cette règle, c'est l'idéal. La réalité est toujours un peu en deçà de ce que l'on souhaite, il faut bien admettre qu'il y aura des pertes lors des manipulations du combustible. Leur réduction devra gouverner les choix.

◇ Les produits de fission - Comme leur nom le laisse entendre, ce sont les noyaux résultant des fissions. En gros, tous les éléments de nombre atomique compris entre 30 et 70 sont produits, en proportions variables, et avec plusieurs isotopes de chaque élément. Le taux de production de chacun des produits de fission dépend du noyau qui fissionne. Les produits de fission sont en général radioactifs par émission β^- . Livrés à eux-mêmes, ils

finissent par atteindre un noyau stable, en plus ou moins de temps suivant leur période de décroissance radioactive², et celles des éventuels noyaux intermédiaires. Les produits de fission sont inévitablement produits dans un réacteur nucléaire, ils sont en quelque sorte la cendre de la fission nucléaire. Idéalement, un système de réacteurs propres devrait être en mesure d'éliminer toute la radioactivité des produits de fission. Cependant, si le prix à payer pour cela est trop grand, on peut envisager de se satisfaire d'un peu moins que cela, et d'accepter un entreposage de produits de fission radioactifs pendant une durée raisonnable (jusqu'à 300 ans, par exemple), en attendant que leur décroissance radioactive leur fasse atteindre un niveau de radioactivité suffisamment bas. Dans ce cas, seuls les produits de fission à durée de vie longue auraient à être traités, ou à être entreposés pour des durées géologiques dans des sites profonds. Des considérations économiques et sociologiques décideront de l'importance relative du stockage et de la transmutation. Grâce à des simulations sur ordinateur, on sait calculer la production de produits de fission pour un combustible donné et calculer les radiotoxicités correspondantes. C'est l'étude de celles-ci, ainsi que du comportement des radioéléments dans l'environnement, qui pourra permettre de faire les choix concernant les produits de fission à traiter.

● Sûrs

La sûreté du système de production d'électricité doit être assurée à toutes les étapes du système, de l'extraction du minerai à la production du combustible, de la libération de l'énergie dans le réacteur au retraitement du combustible, du tri des déchets à leur stockage et, pour toutes ces étapes, lors du transport des matières radioactives, qui doit être réduit autant que faire se peut.

Ce rappel étant fait, nous allons nous attacher, ici, aux aspects concernant la sûreté du réacteur proprement dit. Dans la mesure du possible, il faut que la sûreté ne dépende pas d'une intervention humaine, que le fonctionnement même du réacteur soit tel qu'il tende automatiquement vers un équilibre. Il est essentiel, par exemple, que, quelles que soient les circonstances, le coefficient de température soit négatif, c'est-à-dire que toute augmentation de température, si petite soit-elle, soit contrecarrée automatiquement par une diminution de la chaleur produite, jusqu'à ce que la température normale de fonctionnement soit retrouvée. Inversement, une diminution de température doit assurer une augmentation de l'activité pour retrouver, là encore, le fonctionnement d'équilibre, sans quoi la satisfaction de la demande ne pourrait être assurée.

Toute autre contre réaction de ce type est à rechercher.

L'idéal serait un réacteur qui ne contienne aucune pièce mobile dont l'action soit nécessaire au fonctionnement. Que l'extraction de chaleur, par exemple, se fasse entièrement grâce à la circulation naturelle d'un fluide qui amène la chaleur du coeur du réacteur à l'échangeur sans l'intervention de pompes pour en forcer la circulation. Dans la mesure où cela ne serait pas réalisable, il faudrait au moins que la défaillance d'une pièce active, où qu'elle soit, ne soit pas dangereuse.

Autrement dit, il faut qu'il y ait un mécanisme qui fasse cesser la production de chaleur dès qu'une défaillance grave se produit, dans le réacteur lui-même, ou dans les circuits secondaires d'exploitation de la chaleur³.

En résumé, il faudrait que le réacteur soit à sûreté passive intrinsèque, c'est-à-dire qu'en cas de négligence des équipes chargée d'en assurer le fonctionnement, loin d'exploser, il s'arrête de produire de la chaleur, et que les résidus de chaleur soient évacués d'une manière ou d'une autre, là encore sans intervention humaine. Il faut aussi que le réacteur soit protégé de fausses manipulations grâce à des systèmes de sécurité redondants.

Un autre aspect de la sûreté, qui est évident, est qu'il faut que la radioactivité soit confinée dans des zones prévues pour cela - le réacteur lui-même, l'usine de retraitement et de conditionnement du combustible, les zones prévues pour l'entreposage éventuel du combustible, et(ou) son stockage, mais qu'une contamination radioactive de l'environnement soit extrêmement peu probable, sinon impossible. Il en va bien évidemment de même en ce qui concerne les émanations de produits chimiques nocifs éventuels.

Une enceinte de confinement telle qu'on en construit pour les réacteurs actuels s'impose, pour protéger le réacteur d'intrusions extérieures, volontaires (attentats) ou accidentelles (chute d'avion) de même que, dans des régions géologiques actives, il faut prévoir une structure résistante aux secousses sismiques.

Pour réduire le transport de matière radioactive, il est souhaitable que celle-ci puisse être entposée et retraitée au voisinage du réacteur.

• Un bref détour par la physique des réacteurs

Pour comprendre les possibilités et les difficultés qu'il y a à réaliser les conditions énoncées ci-dessus, il est nécessaire de comprendre les grandes lignes du fonctionnement des réacteurs nucléaires. A la clef, il y a l'interaction des noyaux avec les neutrons et la fission des noyaux lourds.

◆ **Sections efficaces d'interaction** - La probabilité d'interaction des neutrons avec les noyaux n'est pas fixe, les particules et les noyaux ne se comportent pas comme des boules de billard. Les noyaux ont un comportement qui est bien à eux, qui dépend de beaucoup de facteurs, que l'on observe, que l'on mesure mais que l'on ne peut imposer. De plus, dans une situation donnée, on ne peut dire avec certitude que tel ou tel événement aura lieu, on ne peut que mesurer la probabilité qu'il se produise. Les physiciens traitent de ces probabilités d'interaction en termes de sections efficaces. L'unité de mesure en est le barn, qui a les dimension d'une surface : 1 barn vaut 10^{-24} cm^2 (soit 10^{-28} m^2). L'image, un peu simpliste, que l'on peut se faire de cette quantité est qu'elle mesure la surface du noyau, vue par la particule incidente, en l'occurrence le neutron, pour une réaction donnée. Mais, ce qui est troublant au premier abord, c'est que cette surface n'est pas constante. Pour un noyau donné, elle varie avec le type de réaction (la section efficace de capture n'est pas égale à la section efficace de fission, ou à celle de diffusion élastique, ou à celle de diffusion inélastique) et, pour une réaction donnée sur un noyau donné, elle varie en fonction de l'énergie de la particule incidente (le neutron). Le symbole que l'on utilise pour représenter la section efficace est la lettre grecque σ . On y associe une lettre en indice, pour spécifier l'interaction dont il s'agit. Dans les réacteurs, les seules réactions qui nous intéressent sont celles entre noyau et neutron. On utilise σ_c

pour représenter la section efficace de capture (le noyau capture un neutron), σ_f pour représenter la section efficace de fission (le noyau capture un neutron et éclate immédiatement en deux noyaux légers et 2 à 4 neutrons en moyenne), σ_s pour représenter la section efficace de diffusion⁴ (le noyau et le neutron échangent de l'énergie cinétique et(ou) de la quantité de mouvement, mais chacun continue sa course après la rencontre).

◆ **La fission des noyaux lourds** - Certains noyaux lourds ont une section efficace de fission plus grande que leur section efficace de capture, pour toutes les énergies de neutron incident. Ce sont les noyaux fissiles⁵. Les principaux sont l'uranium 233, l'uranium 235⁶, le plutonium 239. Une fission, c'est l'éclatement du noyau en deux noyaux plus légers, les fragments de fission, et quelques neutrons (2,5 à 4 en moyenne, suivant le noyau d'origine) qui ont une énergie cinétique de l'ordre de 2,5 MeV⁷. La réaction de fission est exo-énergétique, elle libère environ 200 MeV : la somme des masses des corps issus de la fission est inférieure à la masse du noyau d'origine, une partie de la masse a été transformée en énergie, suivant la loi d'équivalence découverte par A. Einstein, $E=mc^2$. Plusieurs remarques s'imposent. Premièrement, il y a des fissions spontanées - la probabilité d'observer la fission d'un noyau sans l'absorption préalable d'un neutron n'est pas nulle. Deuxièmement, lorsque l'énergie des neutrons est suffisamment grande (supérieure à 1 MeV) la section efficace de fission de tous les noyaux lourds devient supérieure à (ou voisine de) leur section efficace de capture, tous les noyaux lourds fissionnent avec des neutrons rapides. Troisièmement, les noyaux lourds donnent tous lieu à des émissions α ,

éventuellement après des désintégrations β^- . Ils ont des périodes plus ou moins longues - en gros, plus ils sont lourds, plus courte est leur période.

◇ **Les noyaux fertiles** - Certains noyaux lourds ont une section efficace de capture très supérieure à leur section efficace de fission pour des neutrons d'énergie inférieure à 1 keV. On appelle fertiles ceux qui ont, après capture, une décroissance radioactive rapide vers des noyaux fissiles. On n'en trouve que deux dans la nature, le thorium 232 et l'uranium 238. Les noyaux fertiles jouent un rôle très important dans les réacteurs, comme nous le verrons dans la partie sur les cycles de combustible.

◇ **Les résonances** - Non seulement les sections efficaces varient selon le type d'interaction considéré (capture, fission, diffusion), mais elles varient aussi, pour une interaction donnée, en fonction de l'énergie cinétique des neutrons. Pour certaines valeurs de cette énergie cinétique, on observe une brusque augmentation de la section efficace, qui peut passer, par exemple, de 1 barn à 10 000 barn puis redescendre à 1 barn, en quelques dixièmes d'eV autour d'une valeur. On observe de multiples résonances très étroites dans une gamme d'énergie allant de 1 eV à quelques 100 eV. Les sections efficaces de fission dans cette région des résonances ne sont importantes que pour les noyaux fissiles⁸. Nous verrons que ces résonances jouent un rôle important dans les réacteurs.

◇ **Les neutrons retardés** - Nous avons vu que des neutrons (2,5 à 4 en moyenne, suivant le noyau qui fissionne) sont émis lors d'une fission. Les noyaux légers issus de la fission sont, eux aussi, susceptibles d'émettre des neutrons. En effet, ils sont radioactifs β^- , de période variable. Il arrive qu'après une émission, ou une

successions d'émissions β^- , on atteigne un niveau excité susceptible d'émettre un neutron. C'est ce qu'on

appelle un neutron retardé, parce qu'il est émis après la décroissance radioactive du noyau précurseur. Le délai entre la fission (avec émission de neutrons dits *prompts*) et l'émission des neutrons *retardés* est de quelques dixièmes de secondes à quelques dizaines de secondes suivant les noyaux. Les neutrons retardés sont un des aspects essentiels de la conduite des réacteurs et de leur sûreté. Ils sont peu nombreux par rapport au nombre de neutrons prompts (0,7% dans les REP) mais c'est leur existence qui donne le temps de réagir à d'éventuelles variations dans le comportement des réacteurs.

◇ **Représentation des réactions sur la carte des noyaux** - Les physiciens utilisent une représentation des différents noyaux connus assez commode, qui place les noyaux en fonction de leur charge et de leur nombre de neutrons. On peut ainsi représenter facilement tous les éléments et leurs isotopes. Chaque noyau occupe une case dans cette représentation en deux dimensions. Un déplacement vertical le long de ces cases fait parcourir les éléments, un déplacement horizontal leurs isotopes. Comme on le voit sur la figure, ce schéma permet une visualisation rapide des réactions que l'on observe dans un réacteur.

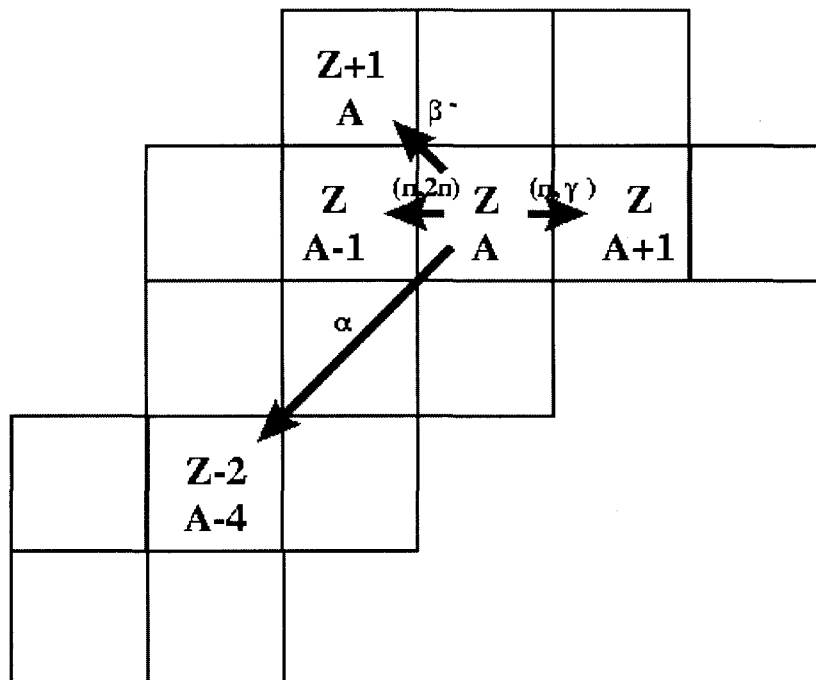


Figure 1: Carte des noyaux et représentation des principales réactions dans un réacteur, à l'exception de la fission. Les noyaux de même Z sont des isotopes, les noyaux de Z différent correspondent à des éléments différents.

• Les cycles de combustibles

Le combustible des réacteurs est composé de noyaux fertiles et de noyaux fissiles, dans une proportion telle que les réactions de fission puissent être entretenues. Les noyaux fissiles sont ceux qui libèrent de l'énergie, mais aussi ceux qui produisent les neutrons nécessaires à la réaction en chaîne : il faut qu'un des neutrons émis lors d'une fission, disons de première génération, soit capturé par un noyau fissile qui donne une fission et les neutrons associés de deuxième génération, l'un d'eux étant capturé pour donner une fission de troisième génération, et ainsi de suite. Si, en moyenne, le nombre de fissions est constant de génération en génération, on dit que le réacteur est critique, ou encore que son facteur multiplicateur vaut 1. Cela signifie qu'il y a, en moyenne, un seul des neutrons issu d'une fission qui en provoque une, et qu'il y en a exactement un. S'il y en avait plus d'un, en moyenne, le nombre de fissions serait croissant, la puissance dégagée serait croissante ; on dirait alors que le réacteur est sur-critique, ou que son facteur multiplicateur est supérieur à un. Inversement, si moins d'un neutron issu d'une fission en provoquait une, en moyenne, le nombre de fission serait décroissant, la réaction en chaîne finirait par s'arrêter ; on dirait alors que le réacteur est sous-critique, ou que son facteur multiplicateur est inférieur à un.

Au fur et à mesure que se produisent des fissions, les noyaux fissiles sont consommés. C'est à les remplacer que servent les noyaux fertiles : ayant capturé un neutron, le noyau fertile se désintègre par des désintégrations β^- successives et rapides, pour donner un noyau fissile de longue durée de vie.

Il y a, sur la terre, deux isotopes fertiles, ce sont l'uranium 238 et le thorium 232. Voyons comment ils se comportent, tout en nous rappelant qu'aucune des réactions qui se produisent à l'échelle des noyaux n'est certaine. Elles sont régies par les sections efficaces et par les probabilités. Ainsi, nous exposerons la réaction dans son principe, puis nous en évaluerons la probabilité en fonctions des conditions.

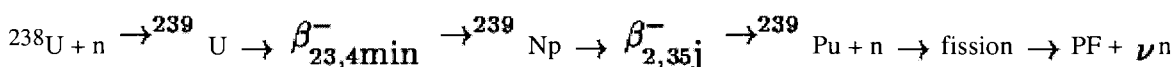
Partons de la capture d'un neutron par un noyau fertile et voyons comment le noyau fissile associé est produit, puis comment le cycle se reboucle grâce aux neutrons issus de la fission.

• Le cycle U-Pu

Le noyau fertile est l'uranium 238, le noyau fissile qu'il peut produire est le plutonium 239.

- ◇ L'uranium 238 capture un neutron, ce qui donne un noyau d'uranium 239 ; il est radioactif β^- , de période 23,4 minutes.
- ◇ L'uranium 239 se désintègre en neptunium 239, qui est radioactif β^- , de période 2,35 jours.
- ◇ Le neptunium 239 se désintègre par β^- en plutonium 239.
- ◇ Le plutonium 239, capturant un neutron, donne une fission (section efficace σ_f) ou du plutonium 240 (section efficace σ_c).
- ◇ La fission donne des produits de fission (PF) et des neutrons, leur nombre étant symbolisé par la lettre grecque ν .
- ◇ L'un des neutrons est capturé par un noyau d'uranium 238, un autre par un noyau de plutonium 239.

En notation concise, cela donne :



Sur la carte des noyaux, et compte tenu de la production possible d'actinides mineurs due à des captures successives, cela donne :

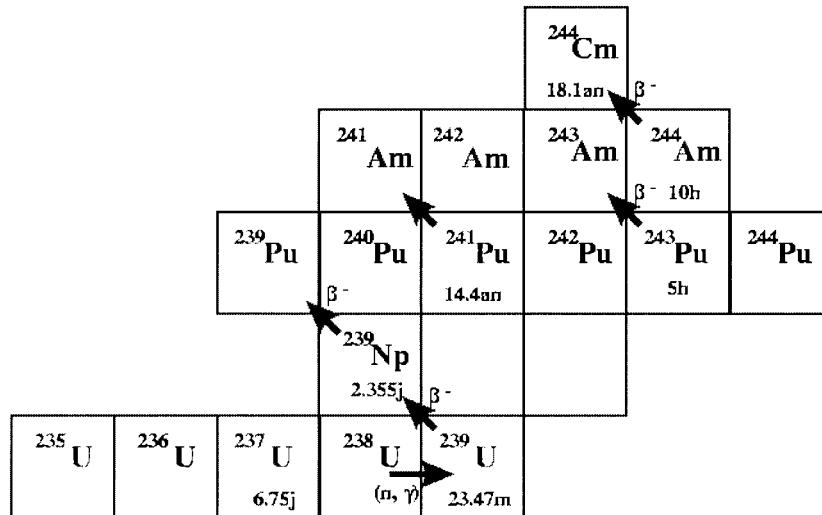


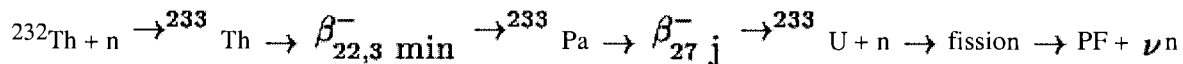
Figure 2 : Carte des noyaux partielle pour le cycle U-Pu. En vert, les noyaux fissiles.

• Le cycle Th-U

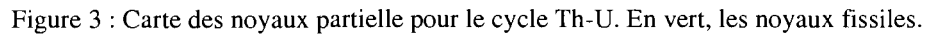
Le noyau fertile est le thorium 232, le noyau fissile qu'il peut produire est l'uranium 233.

- ◇ Le thorium 232 capture un neutron, ce qui donne un noyau de thorium 233 ; il est radioactif β^- , de période 22,3 minutes.
- ◇ Le thorium 233 se désintègre en protactinium 233, qui est radioactif β^- , de période 27 jours.
- ◇ Le protactinium 233 se désintègre en uranium 233.
- ◇ L'uranium 233, capturant un neutron, donne une fission (section efficace σ_f) ou de l'uranium 234 (section efficace σ_c).
- ◇ La fission donne des produits de fission (PF) et des neutrons, leur nombre étant symbolisé par la lettre grecque ν .
- ◇ L'un des neutrons est capturé par un noyau de thorium 232, un autre par un noyau d'uranium 233.

En notation concise, cela donne :



Sur la carte des noyaux, et compte tenu de la production possible d'actinides mineurs due à des captures successives, cela donne :



neutron. Alors que, pour les neutrons rapides (d'énergie cinétique d'environ 200 keV) ce rapport est comme 90/10 - sur 100 noyaux de plutonium 239, 90 feront une fission et 10 captureront un neutron. On comprend qu'avec des neutrons thermiques, beaucoup de neutrons sont perdus dans des captures. Dans ce cas, le plutonium 239 donne du plutonium 240

et il faudra encore consacrer un neutron à une capture pour arriver au plutonium 241 qui est fissile. Mais il est susceptible de capturer lui-même un neutron. On peut ainsi monter vers des actinides de plus en plus lourds. C'est par de telles captures que l'on créé les actinides mineurs.

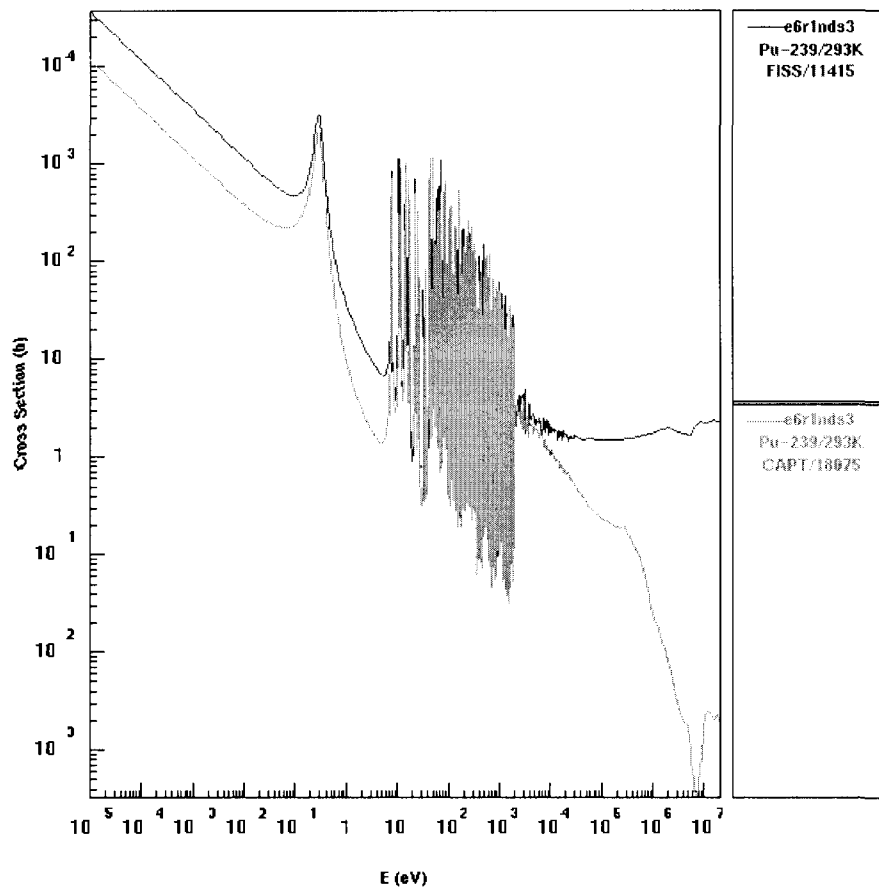


Figure 4 : Sections efficaces (barns) de fission et de capture pour le plutonium 239. On constate que la fission est environ deux fois plus probable que la capture pour les neutrons thermiques et que, pour des neutrons rapides, la capture est très peu probable. Remarquer les multiples résonances de capture et de fission pour les énergies comprises entre 1 eV et 1000 eV.

Avec le cycle Th-U, il n'y a pas le même problème. Que les neutrons soient rapides ou thermiques, le rapport des sections efficaces σ_f / σ_c est comme 90/10. Sur 100 noyaux d'uranium 233, 90 donnent une fission, 10 une capture. Ainsi, il faut, en moyenne 1,1 neutrons pour une fission, celle-ci produisant en moyenne 2,5 neutrons.

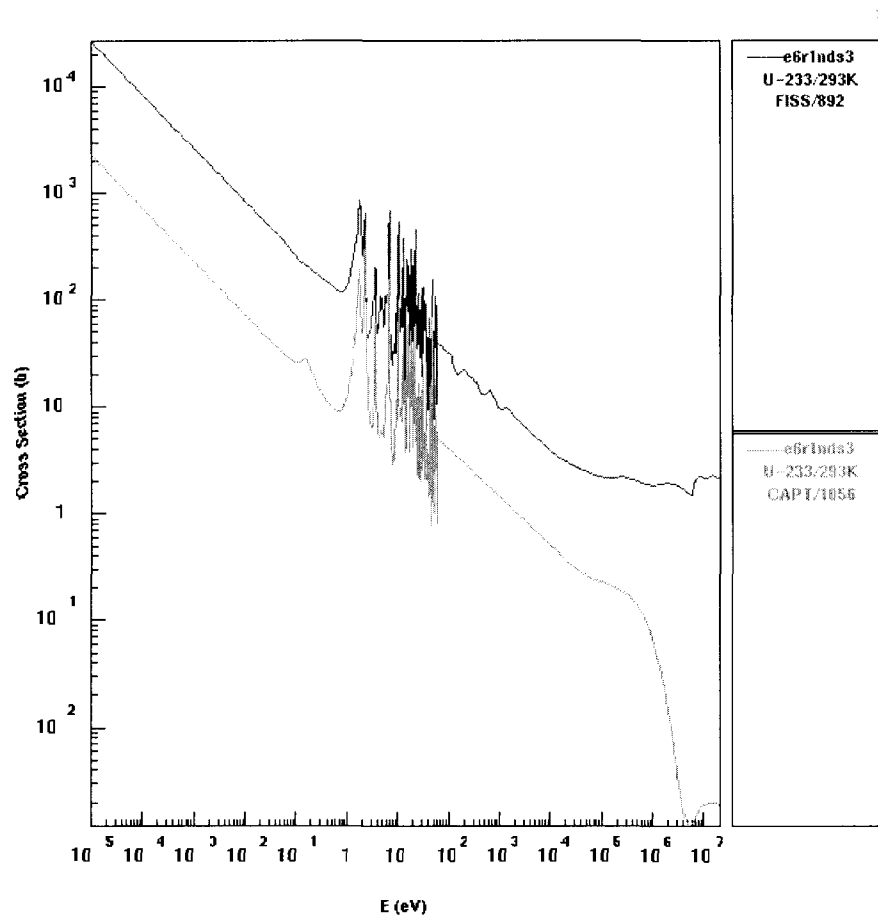


Figure 5 : Sections efficaces (barns) de fission et de capture pour l'uranium 233. On constate que, tant pour les neutrons thermiques que pour les neutrons rapides, la section efficace de fission est au moins 10 fois plus grande que celle de capture.

A cause du rapport de sections efficaces de fission et de capture défavorable à basse énergie, un réacteur basé sur le cycle U-Pu ne peut pas être régénératif avec des neutrons thermiques, il ne peut l'être qu'avec des neutrons rapides. Par contre, dans le cycle Th-U, le rapport de ces sections efficaces est favorable tant pour des neutrons rapides, que pour des neutrons thermiques ; un réacteur basé sur le cycle Th-U peut être régénératif aussi bien avec des neutrons thermiques qu'avec des neutrons rapides.

La difficulté dans le cycle Th-U réside dans le fait que le protactinium 233 a une période relativement longue de 27 jours : il est susceptible de capturer un neutron pour donner du protactinium 234 avant de s'être désintégré pour donner l'uranium 233 attendu. Le protactinium 234 se désintègre rapidement en uranium 234 (la période est de 6 heures), qui est fertile, et il faudra encore une capture de neutron pour arriver à l'uranium 235 qui est fissile. Les simulations sur ordinateur faites à l'ISN montrent que la perte de neutrons due aux captures sur protactinium peut compromettre la surrégénération.

En fonction des actinides produits :

Entre le thorium 232 et l'uranium 238, il y a une différence de 6 nombres de masse et de 2 nombres de charge : $^{232}_{90}\text{Th}$ à comparer à $^{238}_{92}\text{U}$. Les captures de neutrons conduisent à la production d'actinides plus lourds dans le cycle U-Pu que dans le cycle Th-U. Or, les actinides plus lourds ont des périodes plus courtes que les plus légers. Ceci a pour conséquence que, pour une même quantité de combustible dans le réacteur, la radioactivité devient plus élevée pour un combustible U-Pu que pour un combustible Th-U. Cet effet est négligeable tant que le combustible est à l'intérieur du réacteur.

L'incidence sur le retraitement, par contre, est importante, dans la mesure où il faut prendre plus de précautions pour le transport et le traitement physico-chimique du combustible. Mais c'est encore plus important pour les rejets au retraitement : ni la chimie, ni la physique n'atteignent des rendements de 100 %, des noyaux lourds sont perdus dans le processus de retraitement. Ces pertes sont faibles : on les estime à 0,1 % ; elles ne sont pas nulles. Les déchets produits par des réacteurs régénératifs peuvent être si peu radiotoxiques à long terme que ce sont ces rejets qui finissent par dominer. La nature et la quantité d'actinides produits peut ainsi devenir un facteur déterminant dans le choix du

combustible, d'une part, et de l'énergie des neutrons dans le réacteur, d'autre part

En ce qui concerne le choix de combustible, comme nous venons de le voir, le cycle Th-U produit moins d'actinides encombrants, il est une meilleure solution que le cycle U-Pu.

Avec le cycle Th-U, on se rappelle que le réacteur peut être régénérateur avec des neutrons rapides et aussi avec des neutrons thermiques. Voyons s'il y a une différence entre les deux solutions en ce qui concerne la production d'actinides. Il y a une réaction dont nous n'avons pas parlé par ce qu'elle est très peu probable, mais qui a une forte incidence sur la production d'actinides. C'est une réaction dite « à seuil » parce qu'elle ne peut se produire que si le neutron capturé a une énergie suffisante (supérieure à quelques MeV). C'est la réaction que l'on note $(n,2n)$ dans laquelle le noyau, ayant capturé un neutron, en émet 2. Cette réaction est à l'origine d'une production d'actinides supplémentaires dans un réacteur à neutrons rapides¹⁰.

Ainsi, la production d'actinides dans le cycle Th-U est plus faible dans un réacteur à neutrons thermiques, à cause de la très faible probabilité des réactions $(n,2n)$. Cette probabilité n'est pas tout à fait nulle du fait que des neutrons énergétiques issus des fissions peuvent être capturés avant que des diffusions élastiques ne les aient ralentis.

Le réacteur le moins producteur d'actinides serait donc un réacteur à neutrons thermiques basé sur le cycle Th-U. La production d'actinides mineurs est indésirable pour deux raisons. Elle augmente la radioactivité du combustible (dans le réacteur et lors du retraitement), elle augmente la radiotoxicité des rejets.

La représentation des radiotoxicités engendrées pour une même quantité d'énergie produite par les différentes filières en fonction du temps permet une meilleure compréhension des phénomènes. La radiotoxicité des produits de fission est en gros la même pour toutes les filières, elle domine à très court terme, c'est la contribution des produits de fission à vie courte. Après quelques centaines d'années, la radiotoxicité des produits de fission tombe à un niveau assez bas, très en-dessous de celui de l'uranium naturel utilisé dans le cas d'un REP, puis reste assez plate, c'est la contribution des produits de fission à vie très longue. La radiotoxicité du combustible utilisé sorti d'un REP rejoint le niveau de l'uranium naturel utilisé pour ce REP 1 million d'années après son déchargement du réacteur. Les autres courbes sont très en dessous, celle du cycle Th-U3 à neutrons thermiques étant la plus basse. Elle rejoint la radiotoxicité du thorium utilisé peu après dix mille ans.

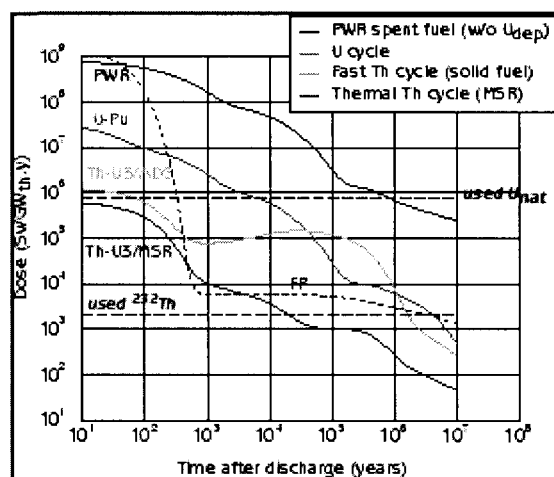


Figure: Radiotoxicités en fonction du temps (échelles logarithmiques). FP : produits de fission, sans transmutation. PWR : combustible utilisé d'un REP, sans prendre en compte l'uranium apauvri. U-Pu ; cycle U-Pu à neutrons rapides. Th-U3/ADS : cycle Th-U3 à neutrons rapides. Th-U3/MSR : cycle Th-U3 à neutrons thermiques.

On représente souvent les radiotoxicité à mille ans, comme sur la figure suivante. C'est le moment où la radiotoxicité des produits de fission devient constante et faible, le moment où les actinides deviennent dominants. C'est là qu'il devient intéressant de comparer les filières entre elles avec une représentation qui donne une lecture plus précise sur un instant précis. De plus, alors que dans les courbes en fonction du temps, les valeurs totales étaient données, ici on représente les rejets et les inventaires séparément.

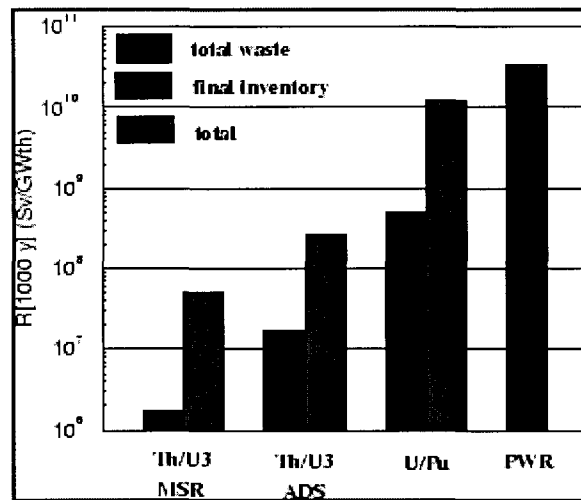


Figure: Radiotoxicité pour les différentes filières, à 1000 ans; total waste : rejets; total : inventaire total ; final inventory : inventaire au déchargement. Th/U3 MSR : cycle Th-U3 à neutrons thermiques. Th/U3 ADS : cycle Th-U3 à neutrons rapides. U/Pu : cycle U-Pu à neutrons rapides. PWR : combustible utilisé d'un REP (cycle U-Pu thermique sans recyclage du combustible).

Un autre avantage du cycle Th-U à neutrons thermiques :

Un des intérêts principaux des filières à neutrons thermiques est que la quantité de combustible fissile nécessaire au démarrage et à l'entretien de la réaction en chaîne est beaucoup plus faible (presque 10 fois moins) que pour les filières à neutrons rapides. Ceci est dû au fait que, comme nous l'avons vu, les sections efficaces de fission des noyaux fissiles sont élevées pour les neutrons de faible énergie. Les sections efficaces de capture sont, elles aussi, élevées, tant pour les noyaux fertiles que pour les noyaux fissiles, le renouvellement de la matière fissile peut se faire avec une quantité de matière fertile elle aussi réduite. La réduction de la quantité de combustible, ce que l'on appelle l'inventaire, joue à la fois pour la radiotoxicité potentielle du réacteur (accident laissant échapper de la matière radioactive), pour le volume des rejets (s'il y a moins de combustible, il y en a moins à retraiter, il y a moins de rejets), et sur le temps de doublement (temps nécessaire pour la production de la quantité de matière fissile requise pour le démarrage d'un nouveau réacteur de même type dans le cas d'une filière surrégénératrice).

• Le retraitement du combustible

Pendant son séjour dans le réacteur, le combustible se charge de plus en plus en produits de fission, ce que nous avons appelé plus haut la « cendre ». Les produits de fission capturent, eux aussi, des neutrons, diminuant ainsi la quantité de neutrons disponibles pour les fissions, et ces captures ne peuvent pas libérer de l'énergie, puisque, s'agissant de noyaux relativement légers, ils ne peuvent donner lieu à une fission. Les produits de fission consomment ainsi des neutrons en pure perte. Ils « empoisonnent » le combustible, il faut les en retirer.

Le retraitement envisagé ici a été simulé sur ordinateur à l'Institut des Sciences Nucléaires (ISN) de Grenoble. Il consiste à retirer les produits de fission du combustible, n'y conservant que les noyaux lourds, mais tous les noyaux lourds : fertiles, fissiles et actinides mineurs puisque nous avons posé la condition que tous les noyaux lourds aboutissent à une fission. Si le réacteur est surrégénératrice, on retire aussi les noyaux fissiles en excès. S'il est simplement régénératrice, on laisse les noyaux fissiles tels quels ; par principe, il y en a assez pour refaire un cycle. Et on remplace les noyaux fertiles consommés lors de l'irradiation précédente. On dispose ainsi d'un nouveau combustible, prêt à entrer dans le réacteur ; il est composé du combustible ancien recyclé, nettoyé de ses produits de fission, et complété avec des noyaux fertiles.

Dans le cas où le combustible est solide, il reste dans le réacteur pendant un certain temps (3 à 5 ans) puis il est sorti pour être traité. Ce combustible est très radioactif, il est souhaitable de l'entreposer afin de profiter de la décroissance radioactive : certains des produits qu'il contient sont à période courte. On envisage ainsi d'avoir deux charges de combustible par réacteur. Pendant que l'une est dans le réacteur et produit de l'énergie, l'autre est d'abord entreposée, puis traitée, de manière à être prête à être chargée dans le réacteur quand la première charge doit en être sortie.

Si le combustible est liquide, cas du réacteur à sels fondus, on envisage de le traiter en continu, en prélevant des échantillons que l'on traite puis remet dans le combustible. Si l'ensemble du combustible peut être traité en quelques

jours, il n'y a qu'une faible accumulation de produits de fission dans le réacteur, donc une meilleure économie de neutrons. De plus, cela permet de n'avoir qu'une charge de combustible, donc de diminuer les volumes de matière radioactive à manipuler, et, surtout, de diminuer l'inventaire de matière fissile nécessaire à la mise en oeuvre du cycle, et donc le temps de doublement¹¹.

Footnotes

... consomment¹

1Le combustible est un mélange de matière fissile et de matière fertile. L'énergie dégagée dans le réacteur provient essentiellement de la fission des noyaux fissiles. Ceux-ci sont renouvelés par la transformation des noyaux fertiles en noyaux fissiles lors de la capture d'un neutron par un noyau fertile.

... radioactive²

Les périodes sont soit inférieures à trente ans, soit supérieures à cent mille ans (produits à vie longue).

... chaleur³

Cette « philosophie » est, d'ailleurs, dès à présent, celle des autorités de sûreté.

... diffusion⁴

La notation consacrée, même en France, est σ_g , de « scattering », diffusion en anglais.

... fissiles⁵

Les noyaux fissiles ont un nombre de neutrons impair ; le neutron supplémentaire capturé s'apparie avec le neutron célibataire, le niveau d'excitation du noyau devient très élevé, la probabilité de fission est grande. Elle n'est jamais égale à un. Le noyau peut rester tel quel, voire capturer de nouveau un neutron.

... 235⁶

Le seul noyau fissile disponible dans la nature est l'uranium 235, il représente 0,7 % de l'uranium naturel.

... MeV⁷

Mega électron volts, soit un million d'électrons volts. L'électron volt (eV) est l'unité d'énergie utilisée en physique nucléaire. C'est l'énergie cinétique acquise par un électron accéléré par une différence de potentiel de 1 volt. 1eV=1,6 10⁻¹⁹ Joules.

... fissiles⁸

Les résonances apparaissent clairement également dans la section efficace de fission des noyaux non fissiles mais à un niveau très faible.

... consommé⁹

Dire que le combustible est entièrement consommé ne signifie pas que le réacteur se vide progressivement de combustible. Au contraire, un réacteur critique ne peut fonctionner que s'il a suffisamment de combustible pour produire un flux de neutrons suffisant à l'entretien de la réaction en chaîne. La matière fertile consommée doit être remplacée afin d'assurer la production continue de matière fissile.

... rapides¹⁰

Une réaction (n,2n) sur le thorium 232 donne du thorium 231, qui se désintègre en protactinium 231 par radioactivité β^- avec une période de 1 jour ; le protactinium 231 a une période de 32800 ans. Une réaction

(n,2n) sur l'uranium 233 donne de l'uranium 232 qui a une période de 70 ans. L'uranium 232 n'est gênant que lors du retraitement, alors que le protactinium fera sentir sa présence dans les rejets (d'après les simulations sur ordinateur faites à l'ISN, c'est lui qui domine dans la radiotoxicité résiduelle à 10000 ans).

... doublement¹¹

Le temps de doublement est le temps au bout duquel un réacteur surrégénérateur aura produit autant de matière fissile qu'il en faut pour démarrer un réacteur supplémentaire de même type.



Previous: [Energie : elements de discussion](#)