

# Quel futur pour les réacteurs nucléaires ?

**Les trois quarts de l'énergie électrique produite en France sont d'origine nucléaire. La question du devenir de cette forme de production d'électricité se pose en termes de ressources et d'acceptation par les populations. Il apparaît que des concepts nouveaux de réacteurs nucléaires sont susceptibles d'assurer la pérennité de l'électronucléaire : en particulier les réacteurs à sels fondus, les réacteurs hybrides associant un accélérateur de particules à un réacteur nucléaire ou l'utilisation du thorium comme combustible.**

L'énergie est au cœur des débats publics : hausses erratiques du prix des carburants fossiles, inquiétudes face à la pollution atmosphérique et aux rejets de gaz à effet de serre, réticences de la population vis-à-vis de l'industrie électronucléaire, interrogations sur les limitations pour le développement des énergies renouvelables. A cela s'ajoute l'annonce, par des géologues, d'une pénurie probable de pétrole d'ici une cinquantaine d'années due à la consommation des pays développés et à la croissance des besoins en énergie de pays très peuplés comme la Chine et l'Inde.

Actuellement, l'électricité produite en France, qui fait figure d'exception dans le monde, est à 75 % d'origine nucléaire (400 milliards de kwh annuels), ce qui représente plus du tiers de la consommation totale d'énergie du pays, alors qu'au niveau mondial, l'électronucléaire ne participe qu'à 6 % dans la production d'énergie primaire. Même si, après des décennies de production d'électricité, il n'y a eu aucun accident dans la population civile provoqué par l'industrie électronucléaire française, il y a une crainte vis-à-vis de cette industrie à laquelle un nucléaire du futur, s'il doit exister, devra répondre. Actuellement, le combustible utilisé est l'isotope 235

de l'uranium. Si pour répondre à ses besoins d'énergie, en raison de la pénurie de pétrole, l'humanité se mettait à utiliser l'électronucléaire de façon importante, alors les réserves mondiales d'uranium 235 seraient, elles aussi, épuisées en un demi-siècle. La pérennité du nucléaire passe donc par l'utilisation d'uranium 238 et de thorium 232. Enfin, cette industrie produit des déchets radioactifs, dont il faudrait essayer de réduire la toxicité par transmutation en éléments stables et, surtout, limiter la production. On va voir comment les recherches actuelles tentent de répondre à ces préoccupations. Pour imaginer ce que pourraient être les réacteurs nucléaires de l'avenir, il faut comprendre comment fonctionnent aujourd'hui les centrales électriques qui utilisent l'énergie nucléaire.

### **PRINCIPE DE L'UTILISATION DU PROCESSUS DE FISSION DANS UN RÉACTEUR NUCLÉAIRE**

#### **Principe d'un réacteur**

Pour produire de l'électricité, on se sert d'un fluide caloporteur, en général de la vapeur d'eau portée à une température de plusieurs centaines de degrés, qui va faire tourner une turbine, celle-ci entraînant un alternateur. Pour chauffer l'eau, on brûle généralement des combustibles fossiles. Actuellement, en France, on utilise essentiellement les réacteurs nucléaires à fission. L'énergie dégagée

par le processus de fission est énorme comparée à celle obtenue lors de la combustion d'atomes de carbone ou d'hydrogène : la fission d'un gramme d'uranium dégage une énergie comparable à celle obtenue en brûlant 1,9 tonne de pétrole.

#### **La fission**

La probabilité de fission de  $^{238}\text{U}$  induite par neutrons est relativement faible. En outre, sa fission est en compétition avec des réactions de capture de neutrons qui ont des probabilités comparables, conduisant en particulier à la production de plutonium. En comparaison, l'isotope  $^{235}\text{U}$  est dit **fissile** car il a l'avantage d'avoir de très grandes probabilités d'absorber des neutrons d'énergie très basse. On forme alors le noyau  $^{236}\text{U}$  excité qui peut fissionner très facilement. L'uranium naturel est composé essentiellement de  $^{238}\text{U}$  avec 0,72 % de  $^{235}\text{U}$ . Dans les réacteurs utilisés en France, on enrichit l'uranium en  $^{235}\text{U}$  avec un taux de 3 %.

#### **La réaction en chaîne contrôlée**

Comme chaque fois qu'une fission a lieu, il y a au moins deux neutrons émis ; chacun de ces neutrons peut à son tour induire une fission. C'est la **réaction en chaîne**.

Une fois le processus de fission initié dans quelques noyaux par une source extérieure de neutrons, les conditions du maintien de la réaction

## Encadré 1

# DESCRIPTION D'UN RÉACTEUR NUCLÉAIRE A EAU PRESSURISÉE (REP)

Le parc électronucléaire français est actuellement composé de réacteurs à eau pressurisée dont le schéma de principe est représenté sur la figure ci-dessous. Le cœur est refroidi par de l'eau à 155 bars de pression circulant dans un circuit primaire étanche qui sert en même temps de modérateur. Ce circuit échange sa chaleur avec un circuit secondaire où de l'eau est vaporisée et fait tourner une turbine couplée à un alternateur producteur d'électricité. Un ensemble de dispositifs permet d'assurer le fonctionnement normal, de prévenir les accidents, et en limiter les conséquences éventuelles. Trois barrières étanches sont disposées entre les produits radioactifs et l'environnement :

- 1 – la gaine du combustible retient les produits de fission et les transuraniens produits ;
- 2 – l'enveloppe du circuit primaire dont l'eau deviendrait radioactive en cas de rupture de la gaine ;

3 – l'enceinte de confinement contenant la cuve du réacteur, le générateur de vapeur et le pressuriseur. Dans les réacteurs les plus récents, l'enceinte de confinement est dédoublée. Une première enceinte en acier est recouverte d'une seconde en béton d'un mètre d'épaisseur, l'espace intermédiaire pouvant être utilisé pour un refroidissement de l'enceinte. A Tchernobyl, il n'y avait pas d'enceinte de confinement !

Le fait que tous les réacteurs REP soient du même type constitue un avantage du point de vue sûreté. Tout incident observé sur l'un des réacteurs est analysé et les corrections sont ensuite répercutées à l'ensemble du parc. On peut conclure que les REP sont fiables et sûrs, le risque le plus important, mais peu probable, étant la possibilité de fusion du cœur en cas de perte du refroidissement, risque qui persiste pendant une semaine, même après l'arrêt du réacteur.

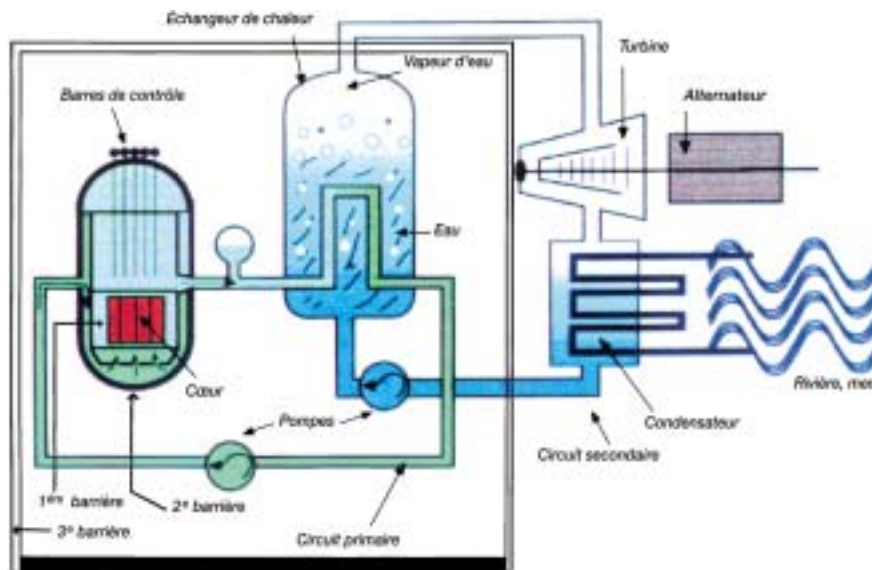


Figure - Représentation d'une unité de production d'énergie électronucléaire utilisée en France actuellement : les réacteurs à eau pressurisée (les REP).

sont en principe acquises. Cependant, les neutrons produits peuvent induire d'autres réactions que la réaction de fission. En outre, des neutrons s'échappent du système sans interagir. Pour que la réaction en chaîne se maintienne, il faut qu'au moins un des neutrons provoque la fission d'un autre noyau d'uranium. Cette condition s'exprime en terme

de **facteur de multiplication**, défini comme le rapport entre le nombre de neutrons émis lors d'une génération quelconque et le nombre de neutrons correspondants de la génération qui la précédait. Si ce facteur de multiplication  $k$  est égal à 1 ou très légèrement supérieur, la réaction en chaîne peut se maintenir. Un réacteur fonctionnant dans ces conditions est appelé **réacteur critique**.

### Le ralentissement des neutrons

Il y a tout intérêt à ralentir le plus possible les neutrons pour éviter, d'une part, l'absorption résonnante par  $^{238}\text{U}$  qui ne conduit pas à la fission et, d'autre part, parce que ce sont les neutrons lents qui ont la plus grande probabilité d'être absorbés par  $^{235}\text{U}$ . Leur vitesse peut être réduite jusqu'à l'agitation ther-

mique, soit 0,03 eV à température ambiante. On dit que les neutrons sont **thermalisés**. Ce ralentissement se fera par chocs élastiques successifs sur un matériau qui doit être constitué d'éléments légers pour ralentir efficacement.

Le milieu ralentisseur utilisé dans un réacteur est appelé **modérateur**. Suivant la quantité et la nature du modérateur, du combustible et des autres matériaux, et suivant la géométrie et les dimensions du système, l'énergie des neutrons qui vont induire l'essentiel des fissions pourra changer. Si la plupart des fissions résultent de la capture de neutrons thermiques, on parlera de **réacteur thermique**. Si la plupart des processus de fission sont dus à l'absorption de neutrons d'énergie plus élevée, on aura affaire à un **réacteur rapide**.

#### Contrôle d'un réacteur

L'ajustement de la multiplication des neutrons dans un réacteur thermique est réalisé en insérant des **barres de contrôle** en cadmium ou en acier au bore, qui ont des probabilités d'absorption très grandes pour les neutrons lents. En faisant varier la position des barres de contrôle, on ajuste le facteur de multiplication  $k$ . En les insérant, on peut également le faire descendre en dessous de 1 et arrêter la réaction en chaîne.

#### Contrôle de la réactivité

Il faut savoir, en premier lieu, qu'un accident, même d'ultime gravité, ne peut conduire à une explosion nucléaire sur un réacteur (même à Tchernobyl). Tout désordre grave est fortement antiréactif et fait s'arrêter la réaction en chaîne.

La durée de vie d'un neutron avant d'être capturé dans un réacteur est de l'ordre de 0,001 s. Pour un  $k$  de 1,005, on calcule alors que le nombre de neutrons augmente d'un facteur 150 par seconde. Cela conduirait à un réacteur très difficile à maîtriser. Par bonheur, 0,75 % des

neutrons sont émis par des fragments de fission avec un retard qui varie entre 0,6 s et 80 s. Il en résulte que le retard moyen d'apparition des neutrons après fission passe de 0,001 s à 0,1 s. De la sorte, le nombre de neutrons n'augmente en fait que d'un facteur 1,05 par seconde. Cela laisse un temps raisonnable pour ajuster la puissance du réacteur avec les barres de contrôle.

Le réacteur REP (encadré 1) est autorégulé, c'est-à-dire qu'il réagit de lui-même dans le bon sens à des variations de réactivité, par exemple à celles qui ont pour origine des 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 température se traduisant par une agitation thermique accrue des noyaux du cœur a pour effet d'élargir par effet Doppler les bandes d'absorption résonnante des neutrons par le  $^{238}\text{U}$  non fissile, et donc de faire chuter localement leur possibilité d'induire une fission du  $^{235}\text{U}$ . Cet effet de contre-réaction physique est précieux, car immédiat.

– Le modérateur étant constitué par l'eau sous pression, une élévation de température entraîne sa dilatation, donc une chute locale du nombre de

noyaux modérateurs, donc une chute de réactivité. Dans le cas de Tchernobyl, le modérateur n'était pas l'eau de refroidissement mais du graphite placé en périphérie. Aussi, l'élévation de température de l'eau n'a pas eu d'effet sur la réactivité.

#### LES DÉCHETS RADIOACTIFS

Le tableau 1 donne l'inventaire des produits que l'on retrouve après un an de fonctionnement dans un réacteur de type REP ayant produit 7 twh d'électricité.

Une partie importante et inévitable des déchets est constituée par les fragments de fission. La plupart d'entre eux se désintègrent en produits stables en des temps ne dépassant pas quelques dizaines d'années. Parmi les plus abondants, on trouve  $^{90}\text{Sr}$  et  $^{137}\text{Cs}$ . Seuls posent un problème quelques isotopes à vie longue et dont la production est de quelques kg par an, en particulier :  $^{129}\text{I}$  et  $^{99}\text{Tc}$ .

On constate aussi sur le tableau 1 qu'une partie importante de  $^{235}\text{U}$  a été brûlée et que seule une faible proportion de  $^{238}\text{U}$  a disparu. L'uranium appauvri constitue la masse la plus importante parmi les

Noyau	Chargement en kg	Déchargement en kg
$^{235}\text{U}$	954	200
$^{236}\text{U}$		111
$^{238}\text{U}$	26 328	25 655
Total U	27 282	26 047
$^{239}\text{Pu}$		156
Total Pu		266
Actinides mineurs		20
$^{90}\text{Sr}$		13
$^{137}\text{Cs}$		30
Autres produits de fission à vie longue		63
Total produits de fission		946
Masse totale	27 282	27 279

**Tableau 1** - Inventaire des produits présents dans un réacteur de type REP, au chargement et après un an de fonctionnement.

déchets. Ensuite, l'absorption de neutrons par  $^{238}\text{U}$  ne conduit pas seulement à la fission mais surtout à la production de  $^{239}\text{Pu}$ .

$^{239}\text{Pu}$  est un élément fissile au même titre que  $^{235}\text{U}$ . On ne peut donc pas le considérer comme un déchet. Au vu du tableau, 20 % des fissions proviennent en fait du  $^{239}\text{Pu}$ . Il reste cependant 156 kg de  $^{239}\text{Pu}$  non brûlé. La politique française conduit actuellement à incinérer dans les REP le plutonium extrait des combustibles irradiés sous la forme d'un combustible baptisé MOX (mélange d'oxydes).

### LE NUCLÉAIRE DU FUTUR

Il est possible d'améliorer le fonctionnement des réacteurs actuels en mettant l'accent sur encore plus de sûreté. Par exemple, le projet EPR de réacteur européen à eau pressurisée, proposé par Framatome et Siemens, est caractérisé par une amélioration du traitement des conséquences d'une fusion du cœur.

Les réacteurs refroidis à l'hélium à haute température utilisant des combustibles réfractaires ont des températures de fusion tellement élevées que le refroidissement par radiation peut assurer qu'elles ne seront jamais atteintes. Ainsi, la fusion du cœur devient impossible. Mais ces solutions ne répondent pas entièrement aux attentes de la société civile, notamment concernant la production de déchets et le prévisible épuisement des réserves de  $^{235}\text{U}$ .

### La surgénération

La surgénération pourrait répondre efficacement à la pénurie de combustible sous forme de  $^{235}\text{U}$ , en permettant l'utilisation du  $^{238}\text{U}$  produisant du  $^{239}\text{Pu}$ .

Si au lieu de ralentir complètement les neutrons pour favoriser la fission de  $^{235}\text{U}$ , on utilise les neutrons de fission de 2 MeV ralentis à seulement quelques centaines de keV, on peut induire la fission de

$^{238}\text{U}$  mais surtout, comme on l'a vu, les neutrons conduisent aussi à la fabrication de plutonium. De fait, dans un surgénérateur (Superphénix), on entoure le cœur du réacteur avec une couverture d'uranium naturel pour que les neutrons qui s'échappent soient capturés et produisent le plutonium. On peut ainsi doubler la quantité de plutonium (noyau fissile) en 4 ans. Mais en empêchant les neutrons d'atteindre une énergie assez basse, les sections efficaces de fission sont moins grandes. On compense le déficit en fission par un niveau d'enrichissement de 10 à 20 % en noyaux fissiles  $^{235}\text{U}$  ou  $^{239}\text{Pu}$ . Enfin, le choix d'un caloporteur métallique, qui diffuse les neutrons rapides sans les absorber, est limité : seuls le sodium et le plomb présentent à la fois des qualités thermiques et nucléaires satisfaisantes.

### Les réacteurs à sels fondus

Une alternative séduisante consisterait à utiliser un combustible sous forme de sel liquide à température élevée. Dès 1954, un réacteur de ce type a été conçu à Oak Ridge (États-Unis) et a fonctionné avec succès. Cette filière a été abandonnée par la suite, pour des raisons plus politiques que techniques. Les sels utilisés sont des composés simples d'halogénures (F, Cl). Les sels circulent autour d'un modérateur en graphite ou en eau lourde. Ce système pourrait présenter de nombreux avantages :

- le sel fondu sert en même temps de caloporteur. Pour cela, une partie du sel circule à l'extérieur du cœur et est en contact avec un échangeur à eau. Sa haute température (600 °C) permettrait d'obtenir un bon rendement thermodynamique ;
- le contrôle et la régulation de la composition du combustible se font en continu. On peut profiter du circuit externe au cœur pour extraire les produits de fission qui sont des poisons neutroniques, et réinjecter du combustible frais pour remplacer celui qui a été brûlé ;

- la composition du combustible peut être modifiée en fonction des besoins pour la destruction du Pu militaire ( $^{239}\text{Pu}$  pur), l'incinération d'actinides mineurs, la transmutation de produits de fission, sans avoir à revoir la configuration du cœur ;
- du point de vue sûreté, en cas de problème, on prévoit sous le cœur un réservoir dans lequel on vidangerait les sels fondus ; en l'absence de modérateur, la réaction en chaîne s'arrêterait.

Les solutions proposées peuvent être des réacteurs thermiques comme AMSTER (Actinide Molten Salt Transmuter), élaboré par EDF et le CEA et prévu pour réduire la production de transuraniens, tout en éliminant le stock produit dans les REP en l'espace d'un siècle, et pour produire sept fois plus d'énergie qu'un REP avec la même quantité d'uranium, grâce à un complément en thorium. Une solution intéressante pourrait aussi être un réacteur hybride (voir paragraphe suivant) utilisant comme cible de spallation (encadré 2) le combustible liquide lui-même.

### Les réacteurs hybrides

Un problème majeur de l'industrie électronucléaire étant la production de déchets radioactifs, une solution envisagée est de les transmuter, c'est-à-dire de les transformer en éléments dont la demi-vie serait beaucoup plus courte, ou même en éléments stables. La transmutation ne peut se faire efficacement, pour certains, que par des particules suffisamment énergiques. Cela amène à penser à l'utilisation de flux importants de neutrons d'énergie pouvant atteindre le MeV. On pourrait ainsi transmuter les fragments de fission et faire fissionner (incinérer) les transuraniens. Cependant, le processus est un consommateur important de neutrons. On ne peut envisager l'utilisation de cette méthode que si le bilan énergétique entre l'énergie fournie par le processus de fission, qui a abouti à la création de ces déchets, et l'énergie nécessitée pour

## Encadré 2

## LA SPALLATION NUCLÉAIRE

La réaction de spallation est une réaction nucléaire dans laquelle une particule légère de quelques centaines de MeV d'énergie entre en collision avec un noyau lourd. La réaction s'effectue en deux étapes : dans la première, la particule incidente entre en collision avec des nucléons de la cible en un temps de  $10^{-23}$  s, laissant le noyau lourd dans un état excité. Dans une seconde étape, ce noyau se désexcite avec des temps plus longs, de l'ordre de  $10^{-20}$  s, en émettant essentiellement (on emploie le mot « évaporation ») des neutrons et des protons.

$p$  : proton

$n$  : neutron

$d$  : deuton

$\gamma$  : rayon  $\gamma$

$\alpha$  : particule  $\alpha$  (noyau d'hélium)

$\pi$  : pion

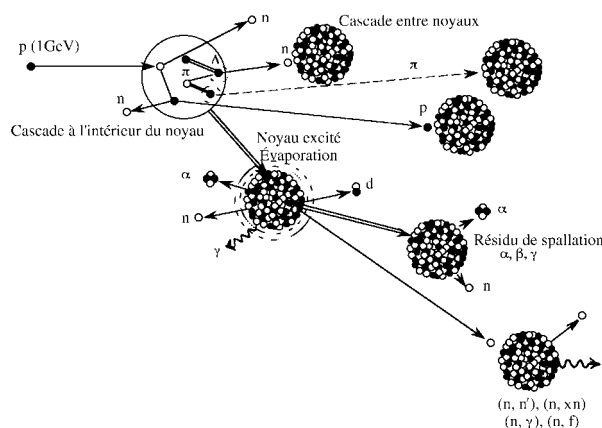


Figure - Le phénomène de spallation

leur destruction n'est pas négatif. Les neutrons nécessaires pourraient être produits par un réacteur hybride.

C'est un système couplant un accélérateur de particules à un réacteur nucléaire. L'idée n'est pas nouvelle (~ 1950). Elle réapparaît aujourd'hui car la technique a fait des progrès substantiels permettant la conception d'accélérateurs de haute intensité, haute énergie et consommant peu d'électricité. Carlo Rubbia, physicien des particules élémentaires, prix Nobel de physique 1984, a été l'initiateur d'un projet de ce type. On prendra à titre d'exemple le système qu'il propose : les neutrons sont produits par réaction de spallation (encadré 2) en bombardant une cible de plomb avec des protons de 1 GeV. Pour chaque proton incident, on recueille environ 30 neutrons de 3 MeV. Ceux-ci pénètrent alors dans le cœur d'un réacteur constitué de matériaux fissiles. Il n'est pas nécessaire, pour entretenir la réaction en chaîne, d'avoir une réactivité de 1. On se contente d'un  $k = 0,98$ , le com-

plément de neutrons est fourni par les neutrons de spallation. La puissance instantanée n'est plus régulée par des barres de contrôle, mais en jouant sur l'intensité du faisceau de l'accélérateur. En plus du combustible fissile, on peut adjoindre des éléments dont on veut se débarrasser : plutonium, américium, etc.

Dans un réacteur à neutrons rapides, on a de l'ordre de  $10^{20}n/s$ . Si on se limite à  $k = 0,98$ , le nombre de neutrons que doivent fournir les réactions de spallation pour que la réaction en chaîne se maintienne est donc  $2 \cdot 10^{18}n/s$ . Ce qui signifie un flux de  $10^{17}$  protons par seconde, soit un courant de quelques dizaines de milliampères.

Des projets de ce type sont à l'étude en particulier aux États-Unis, en Russie, au Japon et en France. Plusieurs variantes sont proposées. Au Japon, par exemple, dans le cadre du programme OMEGA (Options Making Extra Gains from Actinides and fission products),

JAERI propose un réacteur hybride dont le cœur, refroidi au sodium, est constitué d'actinides et de plutonium à incinérer. La cible de spallation est en tungstène. Aux États-Unis, dans le concept PHOENIX de Brookhaven, on remplace le combustible habituel par des oxydes d'actinides. Le faisceau de protons de 1,6 GeV, d'intensité 100 mA, est envoyé, après avoir été partagé, sur huit cœurs sous-critiques qui servent en même temps de cibles de spallation.

### LES ÉTUDES SUR LES RÉACTEURS HYBRIDES

Quelle que soit la solution choisie, avant de passer à la construction, un effort de recherche intensif doit être mené car il faudra faire appel à des technologies que l'on ne maîtrise pas forcément actuellement.

A ce jour, il existe un programme de recherche français rassemblant des chercheurs de différentes disciplines au sein du groupement de



recherche GEDEON (GEstion des Déchets par des Options Nouvelles), ayant pour partenaires le CNRS, le CEA, EDF et FRAMATOME. Ce programme entre dans le cadre de la loi adoptée le 30 décembre 1991, qui impose une recherche dans le domaine des déchets de forte radioactivité à vie longue, en vue d'une décision politique en 2006. Les travaux devraient donc être suffisamment avancés à cette date pour proposer des solutions. Différents programmes européens et internationaux ont été également mis en place. Nous ferons ici, pour terminer, un exposé non exhaustif des travaux réalisés dans le cadre de GEDEON.

### L'accélérateur

Dans le cadre d'une coordination européenne, on s'oriente sur la définition d'un accélérateur linéaire à cavités supraconductrices. Cependant, un faisceau de grande intensité, mal focalisé, pourrait créer des dommages considérables à l'accélérateur et à la ligne de transport. Un projet en cours de réalisation pour produire un faisceau de 75 mA en protons dénommé IPHI (Injecteur de Protons Haute Intensité), doit donc répondre en particulier aux spécifications suivantes : caractérisation précise d'un faisceau à 10 MeV d'énergie, mise au point des méthodes de montée en

puissance et des diagnostics pour le réglage, fiabilité sur des temps longs (un nombre très limité d'interruptions de faisceau par an), et validation des choix technologiques. Le calendrier d'installation est planifié jusqu'en 2004, mais le projet connaît actuellement des difficultés de financement.

### Les mesures de sections efficaces

a) Le phénomène de la spallation, cassure de noyaux sous l'action de particules d'énergie élevée, a été largement étudié depuis 50 ans. Cependant, les sections efficaces ne sont pas connues à l'heure actuelle avec

### Encadré 3

## LES AVANTAGES POTENTIELS DES SYSTÈMES HYBRIDES

- On évalue à seulement 10 % de l'énergie produite par le réacteur la quantité d'énergie nécessaire pour faire fonctionner l'accélérateur. Le bilan en vue de l'incinération de déchets est donc bien positif.
- En cas d'emballement malgré toute la sûreté passive décrite ci-dessus, il est facile d'arrêter l'accélérateur en un temps extrêmement court (certainement en moins d'une milliseconde), et d'arrêter du même coup la réaction en chaîne.
- On peut compenser la perte de réactivité du cœur liée à l'augmentation de la quantité des poisons que constituent certains produits de fission en augmentant l'intensité du faisceau de protons. Les études successives menées partout dans le monde permettent de démontrer que la solution d'un système hybride pour la transmutation et la production d'énergie électrique est techniquement justifiée.
- Ce sont des surgénérateurs qui peuvent être refroidis avec du plomb, qui ne présente pas les inconvénients du sodium.
- Il n'y a aucune difficulté à introduire du plutonium et autres transuraniens dans le cœur pour les incinérer. On peut même envisager la transmutation des fragments de fission en les faisant bombarder par le faisceau de protons ou les neutrons rapides de spallation.
- $^{235}\text{U}$  n'est pas indispensable ; on pourrait aussi remplacer l'uranium par le thorium de numéro atomique  $Z = 90$ , trois fois plus abondant dans la nature et qui a l'avantage de ne pas conduire à la production de plutonium. Dans ce cas, l'élément fissile  $^{233}\text{U}$  résulte des réactions suivantes :  
 $^{232}\text{Th} + n \rightarrow ^{233}\text{Th}$   
 $^{233}\text{Th} (T = 22,3 \text{ mn}) \rightarrow ^{233}\text{Pa} + \beta^-$   
 $^{233}\text{Pa} (T = 26,97 \text{ jours}) \rightarrow ^{233}\text{U} + \beta^-$   
 $(T = 1,59 \cdot 10^5 \text{ ans par émission } \alpha)$

– Si l'on exclut les fragments de fission qui, on l'a vu, ont pour la plupart une durée de vie courte, la radiotoxicité des déchets produits par un tel réacteur alimenté en thorium est 300 fois inférieure à celle d'un réacteur actuel de même puissance, comme le montre la figure ci-dessous. On pourrait donc passer d'une économie du plutonium à une économie du thorium bien moins polluante.

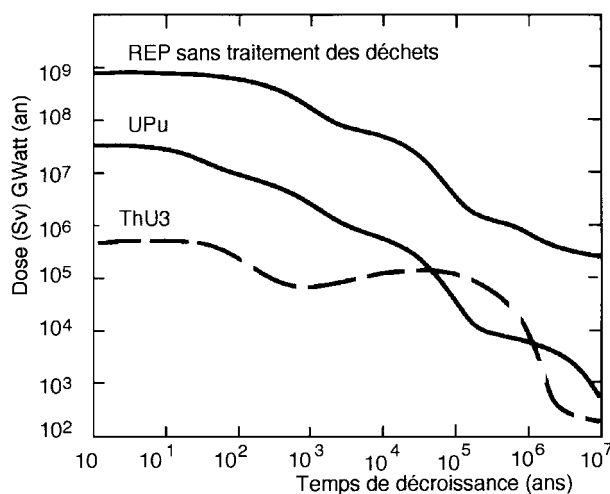


Figure – Toxicité comparée après extraction des produits de fission de courte durée de vie (environ 30 ans), pour un réacteur à eau (REP), un surgénérateur (UPu) et un réacteur hybride au thorium (ThU3).

assez de précision pour prédire combien de neutrons seront vraiment émis lors du bombardement du plomb par les protons. Il faut aussi connaître quels sont les résidus produits par spallation, et en quelle quantité, pour évaluer leur nocivité éventuelle. Des modèles existent mais leur fiabilité s'est montrée insuffisante pour prédire les résultats. Des expériences dédiées ont donc été réalisées par des physiciens qui, jusque-là, n'avaient participé qu'à des expériences de physique nucléaire fondamentale.

Tout d'abord, pour évaluer le nombre de neutrons émis par une cible de plomb bombardée par des protons de 1 GeV, le faisceau de SATURNE, accélérateur commun à l'IN2P3 et au CEA sur le site de Saclay, s'est révélé être un excellent outil qui, malheureusement, a été arrêté.

Une nouvelle technique initiée par un groupe de l'IN2P3 a été utilisée auprès du synchrotron SIS du laboratoire allemand GSI à Darmstadt. Elle consiste à envoyer des ions plomb accélérés à 1 GeV/nucléon sur une cible de protons (sous forme d'hydrogène liquide). Ainsi, les résidus qui sortent sont tous émis très à l'avant, dans un cône de quelques milliradians, avec une vitesse très voisine de celle des plombs incidents, ce qui les rend facilement identifiables par mesure de perte d'énergie et de temps de vol. Cette méthode, dite en cinématique inverse, a permis de détecter près de 900 isotopes et de mesurer leur section efficace de production.

b) Interaction neutron-noyau. Les sections efficaces de fission et de capture neutronique ont été abondamment mesurées pour les éléments qui interviennent dans les réacteurs actuels, où les neutrons ont une énergie qui ne dépasse pas quelques MeV. En revanche, à plus haute énergie, les neutrons issus de la spallation pouvant avoir des centaines de MeV, les données sont très clairsemées. De plus, elles sont pratiquement inexistantes, quelle que

soit l'énergie, pour un certain nombre d'actinides. Il est cependant indispensable de les connaître pour pouvoir les inclure dans le combustible du réacteur. Des mesures de sections efficaces sont en cours, en utilisant des neutrons mono-énergétiques disponibles à Upsalla (Suède), Louvain (Belgique), Democritos (Grèce), et des neutrons d'énergie entre 0,1 eV et 2 MeV, avec l'équipement GELINA à Geel (Belgique). Une nouvelle installation, baptisée n-ToF, utilise le faisceau de 24 GeV du CERN pour obtenir, par réactions de spallation sur une cible épaisse de plomb, des neutrons d'énergie entre 1 eV et 200 MeV.

#### **Fabrication d'une cible de spallation et étude de matériaux**

Le projet MEGAPIE (MEGA-watt Pilot Experiment) a pour objectif d'améliorer et de valider les connaissances, bien faibles actuellement, sur les cibles de spallation ; de démontrer, en vraie grandeur, la faisabilité d'une telle cible ; et d'étudier les interactions entre le caloporteur en métal liquide et les métaux en contact soumis à irradiation. Actuellement, on s'oriente vers l'utilisation de neutrons produits par spallation de protons de 590 MeV accélérés au SINQ, près de Zurich. Il s'agit d'un projet très largement interdisciplinaire qui fait appel à la physique nucléaire, la physico-chimie, la métallurgie, la dynamique des fluides, à l'étude des matériaux sous irradiation, des phénomènes de corrosion, et aux questions de sûreté.

Les gaines de combustible et la cuve contenant le cœur peuvent être corrodées par le plomb ou l'alliage plomb-bismuth, mais elles peuvent aussi perdre leurs propriétés mécaniques à cause du bombardement par les neutrons qui s'échappent. De même, les éléments de structure sont soumis à des bombardements intenses de neutrons de haute énergie, ce qui n'est pas le cas pour les réacteurs conventionnels à neutrons ther-

miques. Il faut donc étudier les alliages pouvant servir à fabriquer la cuve et les éléments de structure, ainsi que les possibilités de passivation.

#### **La fenêtre**

Entre le faisceau de protons sous vide et le plomb de la cible de spallation, il faut interposer une fenêtre pour assurer le confinement de l'ensemble du réacteur. Cette fenêtre, très vraisemblablement en acier, est soumise aux mêmes contraintes que la cuve mais, de plus, elle subira un bombardement intense de protons. Il faut connaître les réactions de spallation dans cette fenêtre créant des éléments qui pourraient aboutir à une perte des qualités mécaniques de l'acier. Une expérience est donc en cours de réalisation à Darmstadt pour mesurer les sections efficaces de production des résidus produits.

#### **Les problèmes de chimie**

La chimie du thorium est complexe. Le matériau résiduel est très radioactif et produit des rayonnements  $\gamma$  très pénétrants. La gestion de la fabrication du combustible doit être automatisée. En conséquence, le coût du retraitement du combustible est inconnu.

Pour les réacteurs à sels fondus, les sels préférables sont essentiellement des composés avec fluor, lithium, sodium, mais il y a beaucoup d'inconnues : les meilleures compositions sont encore à déterminer ; les densités et le point de fusion ne sont pas connus ; il y a des problèmes de corrosion ; et il faut établir les processus de séparation et de retraitement.

#### **Les études de cœurs de réacteurs**

Elles sont destinées à fournir des réponses à un certain nombre de questions : donner les paramètres du réacteur en fonction de la composition du combustible, la taille du réacteur, un zonage du cœur, comment optimiser le flux, le couplage

entre la source externe de neutrons et le cœur, étudier la criticité en conditions accidentelles. Les études dans le cadre de GEDEON concernent plusieurs solutions envisagées.

Plusieurs projets sont à l'étude en France, dans le cadre d'une collaboration entre le CEA, EDF et le CNRS.

Le concept TASSE (Thorium based Accelerator driven System with Simplified fuel cycle for long term Energy production), conçu au CEA-Cadarache, est un réacteur hybride basé sur le cycle du thorium utilisant des neutrons rapides. Il ne nécessite donc pas de procéder à un enrichissement, comme c'est le cas pour la filière uranium.

Un projet européen de démonstrateur de transmutation DEMO consiste à construire un réacteur de 100 MW refroidi au gaz ; la cible de spallation est un mélange plomb-bismuth, le faisceau de 100 mA de protons à 1 GeV étant produit par un accélérateur linéaire.

Pour étayer les calculs, des études expérimentales sont actuellement menées sur la sûreté des systèmes sous-critiques. Les expériences MUSE consistent à coupler le réacteur maquette de très faible puissance

MASURCA, installé à Cadarache, à un GÉNÉrateur de NEutrons Pulsé Intense (GENEPI). Elles ont pour but de définir des méthodes expérimentales permettant le contrôle du niveau de sous-criticité d'un système hybride en condition de fonctionnement, sans avoir recours au passage par la criticité, comme cela est pratiqué actuellement.

### CONCLUSION

La pérennité de l'industrie électronucléaire ne peut être assurée par les réacteurs de type actuel, en raison de l'épuisement du combustible constitué de  $^{235}\text{U}$ , et aussi de la quantité importante de déchets radioactifs engendrée. L'avenir du nucléaire passe obligatoirement par l'utilisation de nouvelles filières, en particulier en utilisant de préférence du thorium comme combustible, car ce dernier génère des déchets beaucoup moins radiotoxiques. Les réacteurs hybrides semblent être les mieux placés pour optimiser cette filière.

On l'a vu, il reste des problèmes à résoudre, mais la construction d'un prototype à l'échelle européenne

semble réalisable d'ici une dizaine d'années. Il restera à vérifier la fiabilité, la sûreté et la rentabilité de la filière. Sur ce dernier point, on remarquera que, dans tous les projets, la température du caloporteur en sortie du réacteur est de l'ordre de 600 °C, alors que dans les REP actuels, elle n'est que de 320 °C. On aurait donc un rendement thermodynamique bien meilleur, de l'ordre de 50 % au lieu de 33 % actuellement, donc une meilleure rentabilisation du combustible, d'environ un facteur deux, ce qui réduirait d'autant la quantité de déchets produits.

### POUR EN SAVOIR PLUS

**Turlay (R.)**, « Les déchets nucléaires », *EDP Sciences*, 1997.

« Électronucléaire, une présentation par des physiciens », DSM, CEA Saclay, 1999.

**Bobin (J.L.), Nifenecker (H.), Stéphane (C.)**, « L'énergie dans le monde : bilan et perspectives », *EDP Sciences*, 2001.

Article proposé par :

Claude Stéphane, tél. 01 69 15 71 80, [stephan@in2p3.fr](mailto:stephan@in2p3.fr)

Laurent Tassan-Got, tél. 01 69 15 72 55, [tassango@ipno.in2p3.fr](mailto:tassango@ipno.in2p3.fr)