

Les réacteurs nucléaires

Paul REUSS

1. ÉNERGIE DE FISSION

Le principal objectif de la fission des noyaux lourds est évidemment l'utilisation du phénoménal dégagement d'énergie qui l'accompagne. Lors de cette fission les noyaux lourds se scindent et donnent toute une série de noyaux plus légers accompagnés par un dégagement intense de chaleur. Quelques neutrons (2 à 3 statistiquement) sont également émis lors d'une fission : le rôle principal qu'ils vont jouer sera que, à l'équilibre, un de ces neutrons serve à l'entretien de la réaction en chaîne.

Les noyaux ainsi créés, appelés produits de fission, sont divers et presque tous radioactifs car la proportion des neutrons qu'ils contiennent est trop élevée. Il faut y ajouter quelques autres éléments radioactifs créés par les neutrons ayant atteint des noyaux, sans toutefois provoquer de fission. Ces "produits de fission" et "produits d'activation" sont actuellement, pour la plupart, considérés comme des déchets qui se désintègrent (se stabilisent) relativement vite et disparaissent. Il faudra gérer les autres, qui représentent encore un potentiel énergétique considérable, avec intelligence, puisqu'ils représentent aussi un risque potentiel pour l'Homme et son environnement.

Cette gestion est facilitée par le fait que les masses à manipuler sont modestes : comme la fission donne à peu près un million de fois plus d'énergie que la combustion usuelle, la masse des réactifs et, par conséquent, celle des déchets est à peu près un million de fois plus faible que celle des cendres et du gaz carbonique des combustions usuelles, par exemple du charbon.

2. PRINCIPE DE FONCTIONNEMENT D'UN RÉACTEUR ÉLECTRONUCLÉAIRE

Le cœur d'un réacteur nucléaire est un massif de quelques mètres cubes contenant la matière fissile (l'uranium) au sein des structures qui en assure le bon fonctionnement : gainage des éléments de combustible pour confiner les produits radioactifs, fluide "modérateur" pour ralentir les neutrons et "caloporteur" circulant entre ces éléments pour emporter vers l'extérieur la chaleur produite par les fissions et éléments de commande destinés à réguler et contrôler la réaction en chaîne.

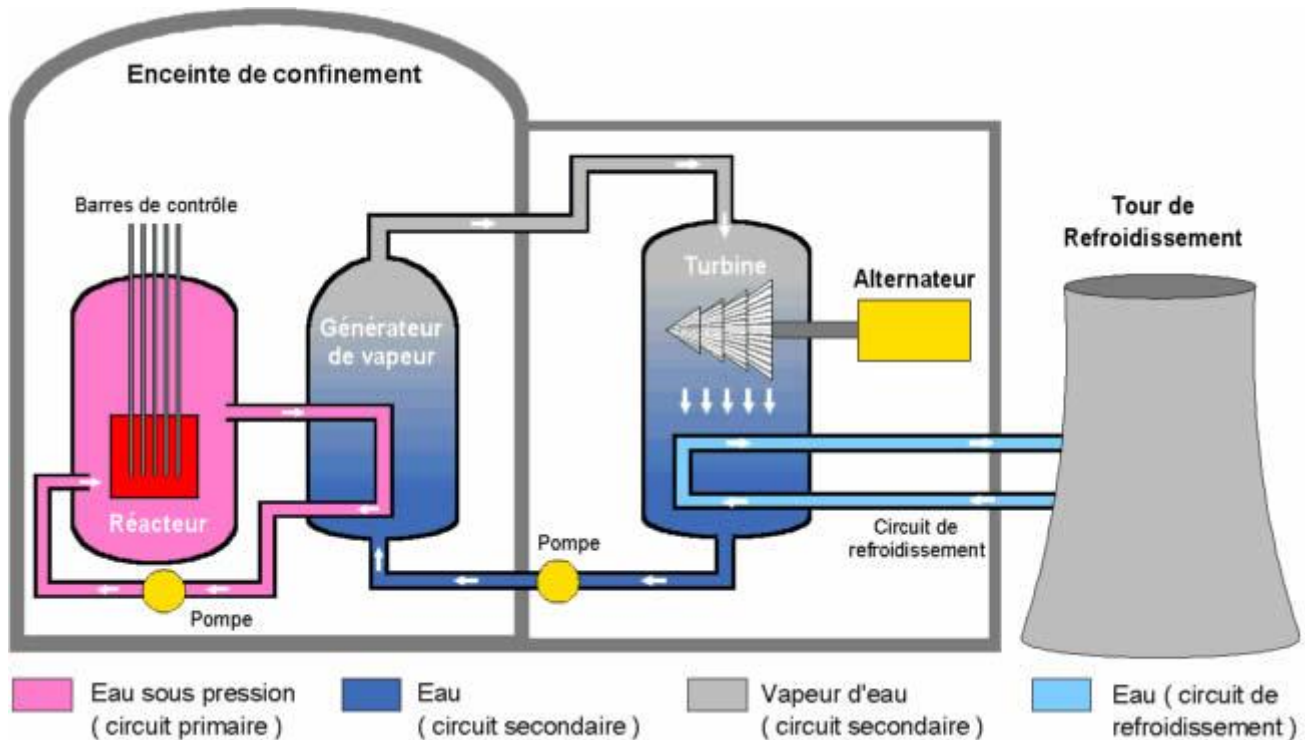
Pour les Réacteurs à Eau Pressurisée (REP), le fluide caloporteur, qui s'est échauffé à la traversée du cœur, est envoyé dans des échangeurs de chaleur appelés « générateurs de vapeur » avant d'être repris par des pompes et renvoyé dans le cœur.

Dans ces échangeurs, de l'eau liquide est vaporisée ; cette vapeur est envoyée dans des turbines, puis est recondensée et recyclée vers les générateurs de vapeur. Les turbines sont couplées à un alternateur produisant l'électricité qui sera envoyée au réseau.

Ces barres de commande sont constituées de matériaux, tels le bore ou le cadmium, capturant sans fission les neutrons : en les introduisant progressivement, l'opérateur augmente la proportion des neutrons perdus, donc il réduit le rythme de la réaction en chaîne ; inversement, en les extrayant, il laisse davantage de neutrons disponibles pour les fissions et il relance la réaction nucléaire.

Le condenseur doit être refroidi : cela est réalisé par un circuit indépendant qui puise l'eau dans une rivière, la mer, ou encore refroidie en circuit fermé dans de grandes tours creuses appelées "aéroréfrigérants".

Le rendement global d'une telle installation, comme d'ailleurs de toute installation thermique, est assez modeste par exemple, pour les réacteurs à eau sous pression utilisés par Électricité de France, ce rendement est de un tiers (pour trois calories produites par les fissions, une sera convertie en électricité et deux seront dispersées dans l'environnement).



3. L'URANIUM NATUREL ET LES MATIÈRES FISSILES ARTIFICIELLES

On appelle "matériau fissile" une matière dont les noyaux subissent facilement la fission par les neutrons et qui donc est utilisée comme "combustible" dans les réacteurs. L'isotope 235 de l'uranium est la seule matière fissile naturelle. On peut également utiliser la capture neutronique par le thorium 232, seul isotope du thorium naturel, pour produire l'uranium 233, isotope artificiel et fissile ; cette voie n'a, à ce jour, pas été exploitée industriellement. Enfin, le plutonium est la principale matière fissile artificielle, comme nous allons le voir.

Malheureusement, l'uranium 235 ne représente plus actuellement que 0,7 % de l'uranium naturel, ce qui laisse peu d'espoir de réaliser une réaction en chaîne auto-entretenue !

Les physiciens, cependant, ont trouvé la parade par quatre voies possibles.

La première voie est la **séparation isotopique de l'uranium**, opération difficile car les propriétés chimiques des deux isotopes sont parfaitement identiques ; seule la différence de masse peut être exploitée, mais celle-ci est infime. Il existe plusieurs procédés pour enrichir l'uranium en isotope 235. Les deux principaux sont :

- la diffusion gazeuse, mise au point dès les années 1940 par les Américains (elle a fourni l'uranium très enrichi de la bombe d'Hiroshima), a été largement utilisée (par exemple dans l'usine française Georges Besse-1).
- l'ultracentrifugation, utilisée dans l'usine Georges Besse-2.

Il faut viser une teneur en isotope 235 de 3 à 4 % pour des Réacteurs à Eau Pressurisée (REP), et de 15 à 20 % pour les réacteurs à neutrons rapides (RNR).

La deuxième voie passe par la fabrication de **matériaux fissiles artificielles**. Dès les années de guerre cette voie fut également ouverte par la fabrication de plutonium dans des réacteurs spécialement conçus pour cela (elle conduisit à l'explosion expérimentale d'Alamogordo et à la bombe de Nagasaki) ; à vrai dire, le plutonium est produit dans tous les réacteurs : si un neutron est capturé sans fission par l'autre isotope de l'uranium, le 238, le produit obtenu se transforme en plutonium 239 par radioactivité émission β), en quelques jours.

Dans les réacteurs usuels, ce plutonium fissile est partiellement consommé dans la réaction en chaîne le reste peut être recyclé en réacteur.

Les réacteurs à neutrons rapides, dans lesquels les neutrons sont utilisés à la vitesse où les délivrent les fissions, nécessitent des taux d'enrichissement en uranium-235 ou de concentration en plutonium-239 de l'ordre de 15 à 20%. Ils présentent l'avantage de pouvoir transmuter l'uranium-238 en plutonium-239, et de reconstituer le stock de combustible de départ : c'est la régénération, voire surgénération dans des configurations

neutroniques adaptées (voir Article n°3 « Phénix, réacteur surgénérateur »). Rappelons que le premier réacteur électrogène (EBR-1) était un réacteur à neutrons rapides.

La quatrième voie pour obtenir une réaction en chaîne passe par le ralentissement et la **thermalisation des neutrons** par un modérateur. Si on les laisse diffuser dans un matériau, appelé "modérateur", formé d'atomes légers et peu absorbants, les neutrons émis par fission à grande vitesse (environ 20 000 km/s) sont ralentis comme des boules de billard subissant des collisions successives contre d'autres boules. Très vite, le "gaz" de neutrons se met ainsi en équilibre de température avec la matière du modérateur, ce qui correspond à des vitesses de l'ordre de 2 km/s seulement (de tels neutrons sont appelés "neutrons thermiques").

Il se trouve que pour un neutron thermique l'uranium 235 est environ 250 fois plus "avide" que l'uranium 238, ce qui fait qu'avec un bon modérateur une réaction en chaîne est possible même avec l'uranium naturel : le facteur 250 permet, en effet, de compenser le handicap d'une concentration 140 fois plus faible de l'isotope 235 et d'obtenir ainsi plus de fissions d'uranium 235 que de captures sans fissions dans l'uranium 238. Cette voie fut ouverte également pendant la guerre par le physicien Enrico Fermi qui réalisa la première, et modeste, réaction en chaîne le 2 décembre 1942. Cette propriété étonnante de l'uranium 235 pour les neutrons lents est mise à profit dans la plupart des réacteurs industriels actuels qui sont presque tous à neutrons thermiques.

4. MODÉRATEURS, CALOPORTEURS ET MATÉRIAUX DE GAINAGE

Les matériaux susceptibles d'être utilisés comme modérateurs, capables de bien ralentir les neutrons sans trop les capturer, sont peu nombreux. Les principaux sont l'eau ordinaire, l'eau lourde (eau dans laquelle n'a été conservé, grâce à une séparation isotopique, que l'isotope lourd de l'hydrogène, le deutérium), le béryllium ou son oxyde, la glucine, et enfin le graphite (carbone pur).

L'eau ordinaire est le modérateur le plus utilisé à cause de son coût faible et de ses excellentes propriétés pour ralentir les neutrons ; malheureusement la capture des neutrons par l'hydrogène ordinaire n'est pas négligeable et ce modérateur ne permet pas d'utiliser l'uranium naturel : il faut enrichir l'uranium à une teneur d'au moins quelques pour cent en uranium 235. Les autres modérateurs cités, en revanche, permettent l'utilisation de l'uranium naturel ; le meilleur modérateur, mais le plus coûteux, est l'eau lourde. Comme caloporteur on utilise un gaz (gaz carbonique, hélium...) ou un liquide (eau ordinaire ou eau lourde, sodium).

Les matériaux de gainage doivent être choisis au vu de leurs propriétés neutroniques (faible capture) et physico-chimiques (bonne tenue mécanique et résistance à la corrosion) : les plus couramment utilisés sont l'acier inoxydable et des alliages à base de magnésium ou de zirconium.

5. LES PRINCIPALES FILIÈRES DE RÉACTEURS

En combinant les divers "ingrédients" nécessaires pour un réacteur, combustible (caractérisé par la matière fissile choisie, sa forme chimique et la configuration géométrique : plaques, barreaux, grappes de crayons, etc.), gaines, caloporteur et, s'il y a lieu, modérateur, un très grand nombre de systèmes peuvent être imaginés.

Ces systèmes - ou, ces "filières" comme on les dénomme généralement - les physiciens et ingénieurs les ont tous plus ou moins considérés, en ont éliminé rapidement beaucoup, en ont étudié quelques dizaines parmi les plus prometteurs et en ont finalement développé industriellement très peu.

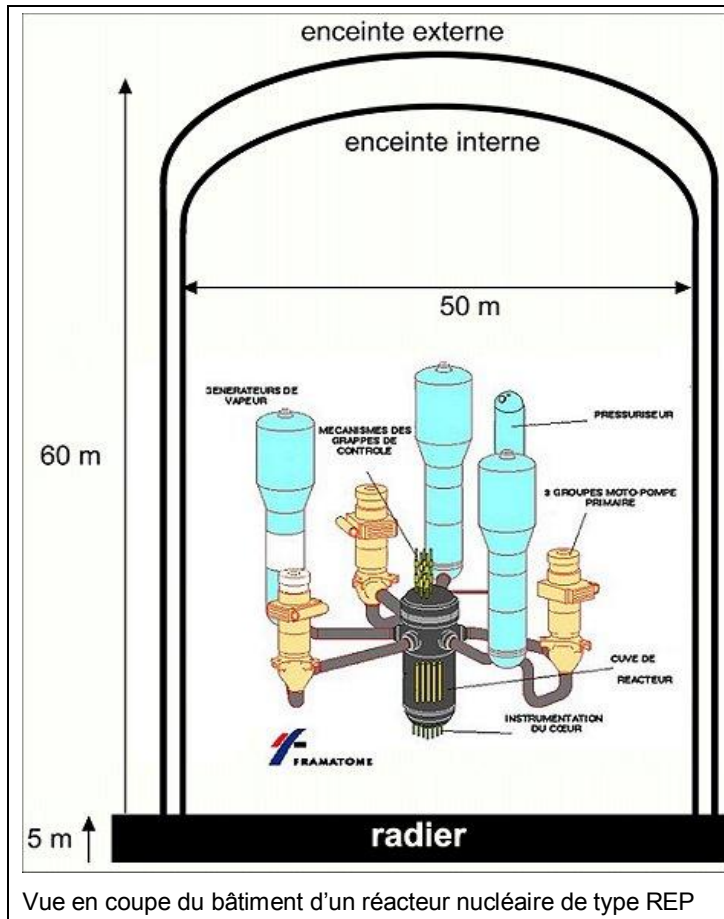
Les principales filières électronucléaires sont les suivantes.

5.1. RÉACTEURS À EAU PRESSURISÉE

Dans les réacteurs à eau sous pression (REP ou PWR - pressurized water reactors, VVER en russe), l'eau ordinaire joue à la fois les rôles de modérateur et de caloporteur. Cette eau est maintenue à forte pression - environ 150 bars - grâce à un pressuriseur ; sa température est de l'ordre de 300 degrés.

Dans les générateurs de vapeur, l'eau du circuit primaire refroidissant le cœur cède sa chaleur à l'eau du circuit secondaire et la vaporise ainsi que nous l'avons vu sur le schéma de principe.

Le parc nucléaire français en 2013 comporte trois types de REP : REP-900 (900 MWe, à trois boucles, au nombre de 34) ; REP-1300 (1300 MWe à quatre boucles, au nombre de 20) ; N4 (1450 MWe à 4 boucles, au nombre de 4).



Nota : les deux enceintes constituent le confinement du réacteur :

Pour les réacteurs de puissance 1300 MW ou 1450 MW (soit 24 des 58 réacteurs français), l'enceinte de confinement est faite de deux enveloppes. La plus interne a 1,2 m d'épaisseur, la plus externe 0,55 m.

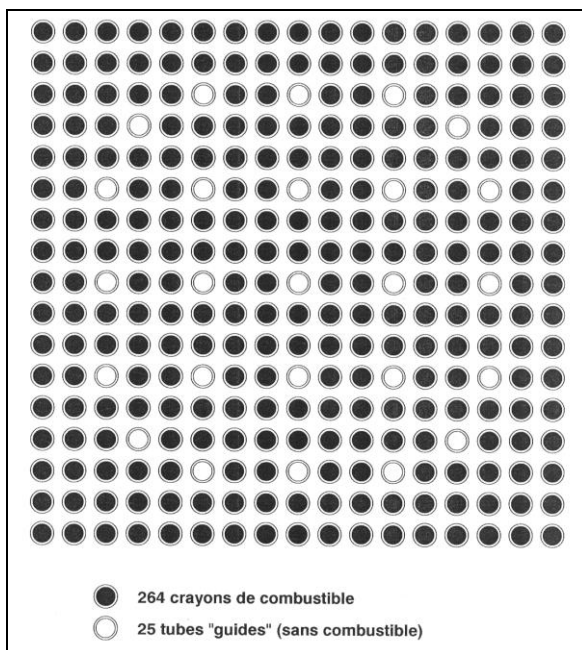
Entre les deux, l'espace de 1,8 m est dépressurisé, de façon à aspirer d'éventuelles fuites provenant de l'enveloppe interne.

L'enceinte interne est dimensionnée pour résister à l'augmentation de pression qui résulterait de la rupture complète d'une tuyauterie du circuit primaire (scénario le plus grave envisagé, après la fusion du cœur).

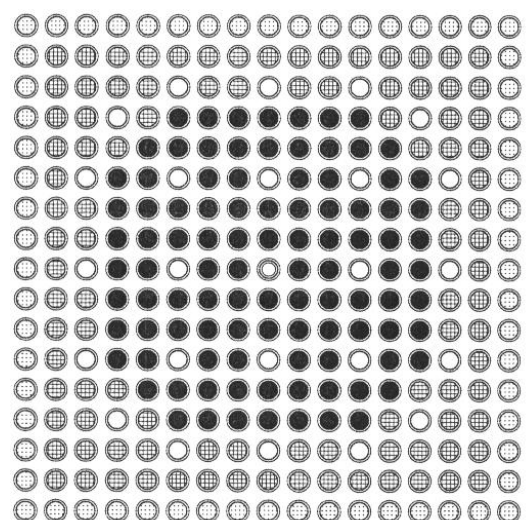
Pour les réacteurs de 900 MW de conception plus ancienne (soit 34 des 58 réacteurs français), il n'y a qu'une enceinte, épaisse de 0,9 m la surface interne étant recouverte d'une peau métallique de 6 mm d'épaisseur destinée à assurer l'étanchéité.

Un réacteur de 3^{ème} génération de type EPR (European Pressurized Reactor de 1650 MWe ([voir fiche GASN N° 13](#)) est en cours de construction à la centrale de Flamanville (FL-3, mise en service prévue fin 2016).

Le combustible se présente sous la forme d'assemblages de crayons d'environ 1 cm de diamètre et 4 m de hauteur, placés verticalement dans une cuve. Chaque crayon est un tube de zircaloy (alliage à base de zirconium) rempli de pastilles d'oxyde d'uranium enrichi à 3 ou 4 %. On peut aussi utiliser du combustible "MOX" (mélange d'oxydes d'uranium et de plutonium).



Assemblages de combustible des REP



- 64 crayons à 3,35 % de plutonium
- 100 crayons à 5,10 % de plutonium
- 100 crayons à 6,75 % de plutonium
- 24 tubes guides (absorbants)
- 1 tube d'instrumentation

Le parc nucléaire français en 2013 comporte trois types de REP : REP-900 (900 MWe, à trois boucles, au nombre de 34) ; REP-1300 (1300 MWe à quatre boucles, au nombre de 20) ; N4 (1450 MWe à 4 boucles, au nombre de 4).

Un réacteur de 3^{ème} génération de type EPR (European Pressurized Reactor de 1650 MWe ([voir fiche GASN N° 13](#)) est en cours de construction à la centrale de Flamanville (FL-3, mise en service prévue fin 2016).

5.2. LES RÉACTEURS À EAU BOUILLANTE

L'autre variante des réacteurs à eau est celle des réacteurs à eau bouillante (REB ou BWR - boiling water reactors). La principale différence est une pression environ deux fois plus faible pour l'eau du circuit primaire, de sorte que l'ébullition se produit dans le cœur. A la sortie du cœur, après séparation des gouttelettes résiduelles, la vapeur est directement envoyée aux turbines. Le schéma de principe du REB est donc plus simple que celui du REP ; la contrepartie est la nécessité d'une radioprotection au niveau des circuits classiques, notamment des turbines, car l'eau s'active légèrement dans le cœur (dans les REP, le circuit secondaire est totalement exempt de radioactivité, puisqu'il n'y a pas d'échange de matière au niveau des générateurs de vapeur).

Les deux filières des réacteurs à eau ont été développées, à l'origine, par les États-Unis ; ensuite de nombreux pays occidentaux, ainsi que l'URSS, s'y sont intéressés. La France (Framatome aujourd'hui AREVA) a adopté la filière PWR sous licence américaine Westinghouse, puis à "francisé" totalement la technologie sous la dénomination "REP" puis européenisé sous la dénomination EPR.

5.3. LES RÉACTEURS À URANIUM NATUREL ET GRAPHITE

Les réacteurs à uranium naturel et à graphite se placent dans la continuité de l'expérience de Fermi. Cette filière a été développée en France et au Royaume Uni dans les années d'après guerre (à l'époque, ces pays ne maîtrisaient pas la technologie de l'enrichissement).

Le combustible se présente sous forme de barreaux métalliques gainés par du magnésium, refroidis par du gaz carbonique et régulièrement disposés dans un massif de blocs de graphite. Après six réacteurs de puissance, la France a abandonné cette filière UNGG (uranium naturel-graphite-gaz).

Le Royaume-Uni qui l'avait développée sous la dénomination de "Magnox" (gainage en alliage magnésium-aluminium, caloporteur CO₂), l'a perfectionnée sous la dénomination "AGR" (advanced graphite reactors) utilisant un oxyde d'uranium légèrement enrichi au lieu d'uranium métal.

L'ex-URSS a aussi développé une filière à graphite appelée "RBMK". Le combustible se présente sous forme de grappes de crayons d'oxyde d'uranium légèrement enrichi, gainés par un alliage zirconium-niobium, placés dans des canaux verticaux et refroidis par de l'eau ordinaire entrant en ébullition ; on retrouve donc le concept "bouillant" avec circuit primaire sans générateur de vapeur.

Cette filière présente des défauts génériques mis en évidence lors de l'accident de Tchernobyl ; bien que les principaux points faibles aient été corrigés, cette filière est condamnée à terme.

5.4. LES RÉACTEURS À EAU LOURDE

Plusieurs variantes des réacteurs à eau lourde ont été étudiées ; la seule à avoir été développée, par le Canada, est la filière "CANDU" (acronyme rappelant Canada, deutérium et uranium naturel). C'est un concept à tubes de force (c'est-à-dire capables de résister à une forte pression) contenant le combustible sous forme de grappes de crayons d'oxyde d'uranium naturel ou très légèrement enrichi refroidis par de l'eau lourde pressurisée (envoyée ensuite dans des générateurs de vapeur comme dans les REP) ; entre les tubes de force, se trouve l'eau lourde à basse température et à basse pression constituant l'essentiel du modérateur.

5.5. LES RÉACTEURS À NEUTRONS RAPIDES

Terminons ce panorama par les réacteurs à neutrons rapides, sans modérateur.

Sans être la seule, la France a joué un rôle de pionnier dans le développement de cette filière, avec les réacteurs Phénix et Superphénix à combustible "MOX", un gainage acier et un refroidissement par le sodium : le dessin général du cœur est assez semblable à celui d'un réacteur à eau, hormis la substitution de l'eau par du sodium permettant une beaucoup plus grande compacité et une amélioration de la récupération de chaleur.

L'autre spécificité est le double circuit de sodium entre le cœur et les générateurs de vapeur de façon à séparer les risques : le sodium primaire, légèrement radioactif après son passage dans le cœur, cède, dans des

échangeurs, sa chaleur au sodium secondaire non actif; c'est ce dernier qui passera dans les générateurs de vapeur où se situe le principal risque lié à la réactivité chimique du sodium, en particulier vis-à-vis de l'eau. L'intérêt des réacteurs à neutrons rapides, surtout s'ils utilisent un combustible à plutonium, est leur excellent bilan neutronique.

Outre la réaction en chaîne, de nombreux neutrons sont disponibles : ils peuvent être utilisés, par exemple, pour convertir de l'uranium 238 en plutonium et produire ainsi plus de plutonium - c'est-à-dire de matière combustible - qu'il n'en est consommé !

6. CONVERSION ET SURGÉNÉRATION

Le mécanisme de transformation par capture neutronique d'une matière dite "fertile" en matière dite "fissile", c'est-à-dire en combustible nucléaire, est appelé "conversion". La principale matière fertile est l'uranium 238 qui peut ainsi être converti en plutonium 239.

Pratiquement tous les réacteurs contiennent de l'uranium 238 donc fabriquent du plutonium comme sous-produit de la réaction en chaîne de fissions. Ce plutonium ainsi obtenu est partiellement consommé dans le cœur qui l'a produit avant que l'élément de combustible ne soit déchargé lorsqu'il est usé.

Les éléments de combustible déchargés d'un cœur contiennent encore une certaine quantité de matière fissile, uranium 235 résiduel et plutonium. Certains pays, tels la France, ont estimé qu'il valait la peine de récupérer cette matière pour la recycler, d'autres pays préférant stocker en l'état les combustibles irradiés. (Outre la récupération de matières énergétiques, le retraitement permet aussi de séparer et de mieux conditionner les déchets en vue de leur "gestion" à long terme.)

L'uranium peut être ré-enrichi et ré-utilisé pour de nouveaux éléments de combustible. Le plutonium est généralement mélangé en proportion adéquate avec de l'uranium naturel, voire de l'uranium appauvri (rebut de l'usine d'enrichissement), pour constituer une matière équivalente à l'uranium enrichi.

Ce combustible mixte (baptisé MOX) peut être utilisé dans n'importe laquelle des filières de réacteurs. Par exemple, Électricité de France recycle du plutonium dans une vingtaine de ses réacteurs à eau sous pression à raison d'un tiers des assemblages de combustible (les deux autres tiers restant des assemblages standards à uranium enrichi). Ainsi, grâce à ce recyclage du plutonium, la partie la plus toxique du combustible standard irradié passe du statut de "déchets" à celui de "matière énergétique" ([voir fiche GASN N° 7](#)).

C'est cependant dans les réacteurs à neutrons rapides que le plutonium est le mieux utilisé, puisque, dans ces conditions ils peuvent être rendus surgénérateurs, c'est-à-dire fabriquer plus de plutonium qu'ils n'en consomment. En d'autres termes, grâce à une conversion complète de la partie uranium 238, ces réacteurs permettraient d'utiliser, à long terme, cent pour cent de l'uranium naturel et non pas une partie de l'uranium 235 (0,7 % de l'uranium naturel) et une fraction infime de l'uranium 238.

Sauf si d'autres procédés de production d'énergie sont découverts entre temps, cette voie s'imposera à l'humanité à long terme, puisque les autres sources d'énergies fossiles s'épuiseront et que les énergies dites "nouvelles" n'apporteront jamais qu'une contribution partielle aux besoins : il est dommage qu'une décision purement politique prise en 1996 - l'arrêt de Superphénix -, qui n'a été étayée par aucun argument sérieux, ait provisoirement freiné le développement de la surgénération.

Presque tous les réacteurs dits de quatrième génération ([voir fiche GASN N° 22](#)) étudiés aujourd'hui pour l'horizon 2040-2050, sont des surgénérateurs.

Les réacteurs de troisième génération, tel l'EPR (European Pressurized Reactor), dont un exemplaire est en construction en Finlande, un en France (Flamanville) et deux en Chine, pourront prendre le relais lorsque les REP arriveront en fin de vie.

À plus long terme, ce sont des réacteurs de quatrième génération utilisant beaucoup mieux l'uranium naturel qui seront sans aucun doute préférés.

7. AUTRES APPLICATIONS DES RÉACTEURS

Si la production d'électricité domestique et industrielle est, aujourd'hui, l'application majeure de l'énergie nucléaire de fission, de très nombreux réacteurs, de puissance modeste en comparaison de celle des centrales électronucléaires, voire même pratiquement nulle, ont été construits avec divers objectifs.

7.1. AUTRES APPLICATIONS ÉNERGÉTIQUES

D'autres applications de la chaleur produite par les fissions sont possibles : la propulsion navale (soit par couplage direct aux turbines de l'arbre de l'hélice, soit par l'intermédiaire de l'électricité ([voir fiche GASN N° 43](#)), le chauffage urbain, l'utilisation directe de la chaleur en chimie, le dessalement d'eau de mer ou d'eau saumâtre, le spatial (alimentation en énergie d'un satellite ou d'une station orbitale), etc.

7.2. RECHERCHE ET DÉVELOPPEMENT DANS LE DOMAINE NUCLÉAIRE

La compréhension de la physique des réacteurs nécessite des installations de faible puissance suffisamment souples pour l'étude des divers problèmes que soulèvent les ingénieurs, par exemple, le recyclage du plutonium. La mise au point des matériaux combustibles et des matériaux de structure, notamment les gaines, nécessite des dispositifs d'irradiation : ils sont généralement aménagés dans des réacteurs expérimentaux d'assez forte puissance fournissant des flux intenses de neutrons.

7.3. ENSEIGNEMENT DU NUCLÉAIRE

Pour la formation des spécialistes, même si les simulateurs se sont beaucoup développés, rien ne vaut des travaux pratiques sur de "vrais" réacteurs d'enseignement.

7.4. SOURCES DE NEUTRONS POUR LA RECHERCHE ET L'INDUSTRIE

L'industrie et la recherche sont de très importants utilisateurs de neutrons, par exemple, pour sonder la matière, faire de l'imagerie, produire des radioéléments...

Les réacteurs de recherche restent les installations les plus efficaces pour cet objectif ([voir fiche GASN N° 34](#)).

8. L'INCINÉRATION DE DÉCHETS NUCLÉAIRES

Le problème éthique du devenir des déchets nucléaires préoccupe, à juste titre, l'opinion publique. Des entreposages, même de très longue durée, ne posent pas de réelle difficulté technique : ils permettent de se donner le temps de la réflexion et des recherches sur les solutions définitives, stockage ou incinération.

Cette dernière voie consiste à transformer des noyaux radioactifs en noyaux stables, soit directement, soit par l'intermédiaire d'un autre noyau radioactif mais de courte durée de vie : les neutrons sont certainement les meilleurs agents pour réaliser les réactions nucléaires nécessaires ; une partie des neutrons des réacteurs industriels (surtout les réacteurs à neutrons rapides) pourrait être utilisée pour cette incinération (appelée transmutation ou fission); on peut aussi penser à des réacteurs spécifiquement dédiés à ce rôle.

9. RÉFÉRENCES

- [1] Paul Reuss. L'énergie nucléaire PUF, Que sais-je n° 317, 2012.
- [2] Paul REUSS, La neutronique, PUF, Que sais-je n° 3307, 1998.
- [3] CEA, Informations utiles, édition annuelle.