

Partie 2

La sûreté à la conception

Chapitre 5

Le développement de l'énergie nucléaire utilisant la fission de l'uranium 235 – Quelques notions de physique des réacteurs à eau sous pression

5.1. Quelques jalons importants du développement de l'énergie nucléaire utilisant la fission de l'isotope 235 de l'uranium

Avant d'aborder les aspects relatifs à la sûreté des réacteurs à eau sous pression du parc électronucléaire français, il est apparu nécessaire de présenter au lecteur, ou de lui rappeler, quelques notions fondamentales du fonctionnement des cœurs de ces réacteurs, pour ce qui concerne la maîtrise des réactions en chaîne et quelques aspects (thermodynamiques et thermohydrauliques) liés au dégagement de puissance, d'une importance toute particulière pour la tenue de la première barrière de confinement que constituent les gaines des crayons contenant le combustible (les barrières de confinement sont présentées au chapitre 6). Ce sont pour l'essentiel

des notions de base mentionnées ici pour faciliter la compréhension des chapitres suivants; le lecteur souhaitant approfondir le sujet pourra se reporter à de nombreux ouvrages¹⁹⁴.

Ainsi, le présent chapitre aborde certains aspects de ce qui est appelé la neutronique, c'est-à-dire l'étude du cheminement des neutrons dans la matière et des conditions d'une réaction nucléaire en chaîne, les études de neutronique constituant la base de la conception des réacteurs nucléaires. Quelques-uns des outils et méthodes de calcul de neutronique seront présentés au chapitre 40¹⁹⁵.

Le chemin qui a mené à la réalisation des premiers réacteurs nucléaires a été jalonné de dates importantes qui sont rappelées ci-après :

- 1932: l'existence du neutron est mise en évidence par James Chadwick, 40 ans après la découverte de la radioactivité – et dix ans après l'hypothèse de Rutherford sur l'existence d'une particule neutre qui aurait approximativement la même masse que le proton; c'est aussi l'année de la première réaction nucléaire provoquée par des protons sur une cible de lithium (John Cockcroft et Ernest Walton);
- 1933: Léo Slizárd dépose un brevet sur le concept de réaction en chaîne;
- 1934: Enrico Fermi identifie le phénomène de ralentissement des neutrons (modération) par chocs sur des noyaux légers (l'hydrogène, le carbone)¹⁹⁶, qui augmentent la probabilité de réaction nucléaire; cette découverte contribua à sa renommée et lui valut le prix Nobel de physique en 1938;
- 1938: Otto Hahn et Fritz Strassmann apportent la preuve de la fission de l'uranium par bombardement de neutrons;
- 1939: l'équipe du Collège de France, Frédéric Joliot, Hans von Halban et Lew Kowarski, réussit à démontrer expérimentalement la possibilité d'une réaction en chaîne et dépose un brevet de réacteur (début 1940, cette équipe fait acheter en Norvège le stock mondial d'eau lourde, identifiée comme modérateur, alors disponible [180 litres]). C'est aussi en 1939 que, à la suite d'une lettre d'Albert Einstein au président Roosevelt, Enrico Fermi obtient des subventions

194. Les ouvrages suivants peuvent aussi être cités: « Nuclear reactor engineering », S. Glasstone & A. Sesonske, Van Nostrand Reinhold Company, 1967, « Traité de neutronique », J. Bussac et P. Reuss, éditions Hermann, « Physique des réacteurs nucléaires », R. Barjon (ouvrage qui fournit un certain nombre d'éléments historiques brièvement rappelés dans le présent chapitre) ou encore les ouvrages de la collection « Génie Atomique » de l'éditeur EDP Sciences, dont celui qui est intitulé « Physique, fonctionnement et sûreté des REP » de B. Tarride.

195. Le lecteur pourra aussi se reporter à l'ouvrage « La neutronique », CEA/Éditions Le Moniteur (monographies de la DEN).

196. Il s'agit notamment de sa célèbre expérience réalisée avec de la paraffine (formule chimique $C_n H_{2n+2}$).

pour acquérir une tonne et demie de graphite comme matériau modérateur pour poursuivre ses travaux. C'est aussi dans ces années que l'isotope 235 de l'uranium est identifié par Niels Bohr comme un élément fissile dans l'uranium naturel;

- 1942: premières mesures de neutrons retardés (la définition en est donnée plus loin) issus de la fission de l'uranium 235, effectuées à Chicago par Arthur H. Snell. C'est aussi en 1942 qu'après toute une série « d'expériences exponentielles » menées à New York (université de Columbia) puis à l'université de Chicago, Enrico Fermi procède à la « divergence » (c'est-à-dire à l'obtention des conditions d'entretien de la réaction nucléaire en chaîne) de la première « pile atomique » utilisant de l'uranium naturel et du graphite (*Chicago pile-1*, installée sous les tribunes d'un stade du campus universitaire – voir figure 5.1); des expériences seront menées jusqu'en 1943 avec cette installation, année où il fut décidé de la démonter;
- 1948: première divergence d'une pile atomique en France, dénommée ZOÉ, implantée à Fontenay-aux-Roses (voir la figure 5.1);
- 1956: divergence du premier réacteur nucléaire français produisant de l'électricité: il s'agit du réacteur G1 implanté à Marcoule (réacteur à uranium naturel, refroidi à l'air et utilisant du graphite comme modérateur, préfigurant la future filière française dite UNGG – uranium naturel, graphite gaz);
- 1957: mise en service du premier réacteur nucléaire électrogène à eau sous pression, à Shippingport en Pennsylvanie, aux États-Unis.

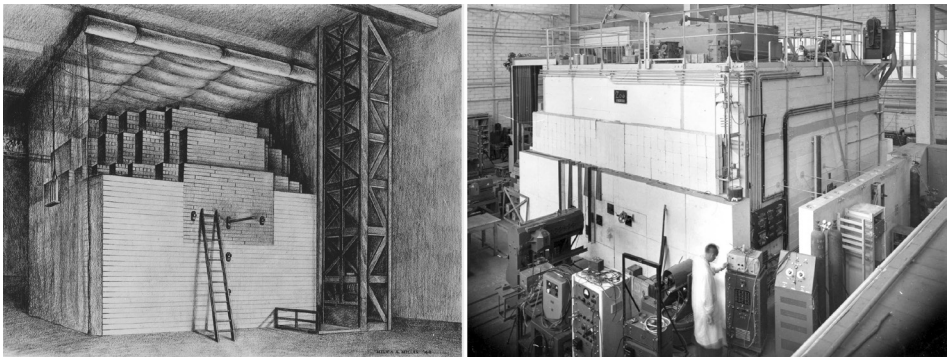


Figure 5.1. À gauche, *Chicago pile-1* à l'université de Chicago. Courtesy National Archives; à droite la pile ZOÉ à Fontenay-aux-Roses. CEA/Service de documentation.

La suite du présent chapitre rappelle un certain nombre de notions, en particulier celles de fission nucléaire, de neutrons prompts et de neutrons retardés (ou différés), de spectre neutronique, de puissance et de réactivité, d'empoisonnement neutronique et de coefficients de contre-réaction. Par ailleurs, l'un des aspects importants des réacteurs nucléaires est que, lorsque la réaction en chaîne est arrêtée, les réacteurs

dégagent encore, pendant un temps très long, une puissance dite résiduelle : cet aspect est aussi abordé dans le présent chapitre.

La maîtrise de la réaction en chaîne fait partie du « procédé » même des réacteurs nucléaires, qu'ils soient de puissance ou d'expérimentation, puisque l'on y recherche l'état « critique » (ou la « criticité ») pour le fonctionnement normal, c'est-à-dire une réaction en chaîne auto-entretenu, en procédant à des divergences contrôlées, par « approches sous-critiques ». Il sera vu au chapitre 6 que la maîtrise de cette réaction en chaîne (ou de la réactivité, pour reprendre le terme usuel qui sera précisé plus loin) est l'une des trois fonctions fondamentales de sûreté. Cela n'a pourtant pas empêché un certain nombre d'accidents de survenir dans les réacteurs d'expérimentation, au cours desquels la réaction en chaîne n'a pas été maîtrisée, sans parler de l'accident de Tchernobyl. Il convient aussi de rappeler qu'une réaction en chaîne naturelle, auto-entretenu (sans intervention humaine) s'est produite, dans la mine d'uranium d'Oklo exploitée par la Cogema au Gabon ; c'est le seul cas connu, découvert en 1972.

Cependant, dans un réacteur nucléaire, la criticité doit être évitée dans tous les états pour lesquels elle n'est pas recherchée, par exemple dans les états d'arrêt, lors du rechargement du cœur en assemblages combustibles.

De façon générale, les conditions qui permettent une réaction en chaîne résultent d'un optimum entre :

- une quantité suffisante de matières dites fissiles (masse « critique »),
- une quantité suffisamment faible de matériaux absorbant les neutrons,
- une géométrie favorable, limitant les fuites de neutrons hors du milieu fissile,
- éventuellement, la présence d'un matériau « modérateur » diminuant l'énergie des neutrons issus des fissions, dans le but d'augmenter leur chance de provoquer d'autres fissions.

Les principaux isotopes fissiles sont l'uranium 235 et le plutonium 239. D'autres isotopes, moins courants, sont également fissiles : l'uranium 233, le plutonium 241, le plutonium 238¹⁹⁷, le neptunium 237 et le californium 251. Dans un réacteur à eau sous pression, seuls sont utilisés :

- l'uranium 235 dans une proportion (enrichissement) de 3 à 4,5 %, le reste étant de l'uranium 238 ;
- le plutonium 239 dans le cas des assemblages combustibles utilisant du combustible MOX, avec une teneur moyenne en plutonium¹⁹⁸ de 8 à 9 % – l'utilisation de MOX sera présentée plus loin, au paragraphe 5.7).

197. En neutrons rapides (voir plus loin).

198. Il s'agit des isotopes 239 et 241 du plutonium.

Au moment de leur production, c'est-à-dire à l'issue des fissions, les neutrons ont une énergie cinétique moyenne de 2 MeV. Dans le cas des réacteurs à eau sous pression, qui fonctionnent avec des neutrons dits thermiques (énergie moyenne de $1/40 \text{ eV}^{199}$), l'eau sert à la fois de caloporteur et de modérateur, ce qui permet de réduire la proportion de neutrons de haute énergie et, ainsi, d'augmenter les chances de fission des noyaux d'uranium 235.

Concernant la capture neutronique, des noyaux comme le béryllium, le zirconium, le plomb sont relativement transparents aux neutrons; c'est l'une des raisons du choix d'alliages de zirconium pour le gainage des crayons combustibles dans les réacteurs à eau sous pression²⁰⁰. Toutefois, pour maîtriser la réaction en chaîne, il faut aussi pouvoir disposer de matériaux absorbant les neutrons, pouvant se comporter comme des « poisons » neutroniques. Il s'agit souvent de bore, de cadmium, de gadolinium ou de hafnium. D'autres noyaux usuellement rencontrés ont aussi une capacité d'absorbant neutronique: il en est ainsi du fer, du nickel, du chrome, du cuivre mais aussi de l'azote, de l'hydrogène, de l'uranium 238, du plutonium 240.

La présence de matériaux réflecteurs autour des cœurs des réacteurs nucléaires peut limiter les fuites de neutrons en les renvoyant par réflexion vers le milieu fissile. L'eau et les matériaux hydrogénés sont d'excellents réflecteurs mais le béryllium, le plomb et le graphite sont encore plus efficaces. Un réflecteur « lourd » a été adopté pour le réacteur EPR Flamanville 3; il s'agit d'une structure métallique (comportant 95 % d'acier) de 20 cm d'épaisseur et disposant de canaux verticaux qui permettent son refroidissement. Ce réflecteur permet aussi de réduire la fluence²⁰¹ d'irradiation reçue par le matériau de la cuve du réacteur, qui le rend progressivement moins ductile.

Il convient aussi de noter que les fuites neutroniques sont d'autant plus réduites que la surface du cœur est faible par rapport à son volume²⁰².

Assurer la maîtrise de la réactivité d'un réacteur, c'est agir sur un ou plusieurs termes du bilan neutronique: ceux qui limitent la production des neutrons, ceux qui assurent leur capture et ceux qui favorisent les fuites.

199. Les neutrons d'énergie plus élevée sont dits rapides.

200. Pour les réacteurs à eau sous pression, c'est la nuance Zircaloy-4 (ou Zy-4) qui a été d'abord utilisée, mais ce matériau a évolué au cours du temps pour tenir compte du retour d'expérience: ce sujet est abordé au paragraphe 28.2.

201. Intégrale par rapport au temps du flux neutronique reçu par le matériau de la cuve.

202. Plus précisément, la surface d'un réacteur détermine les fuites de neutrons, tandis que le volume donne la production de neutrons. Le rapport entre la surface et le volume est le plus petit pour une sphère: en d'autres termes, le rapport entre les fuites et la production de neutrons est le plus petit.

5.2. La fission et quelques notions importantes de « cinétique » des réacteurs

► La fission

La figure 5.2 ci-après décrit schématiquement la réaction de fission.

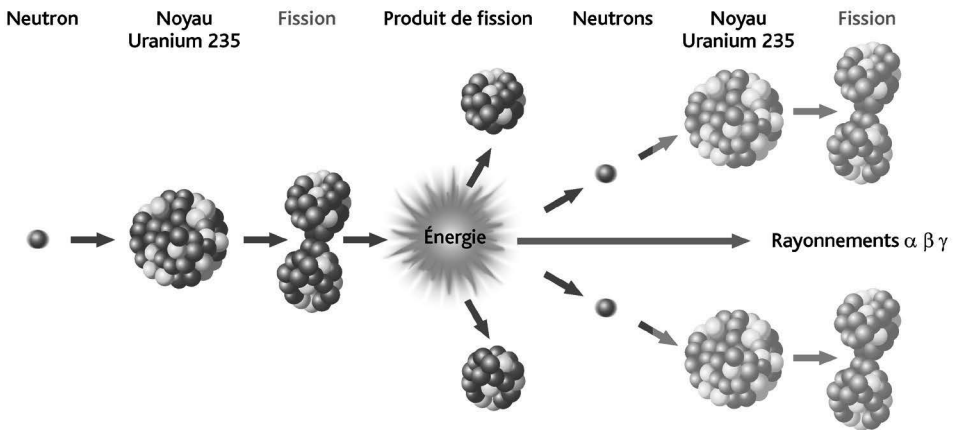


Figure 5.2. La réaction de fission de l'uranium 235. Georges Goué/IRSN.

Dans un réacteur à eau sous pression, la fission d'un noyau d'uranium 235 génère en moyenne 2,48 neutrons dits secondaires (seuls deux sont représentés sur la figure 5.2), capables à leur tour de produire des fissions d'autres noyaux d'uranium 235. Les produits de fission sont, principalement, des isotopes du brome, du krypton et du zirconium (nombre de masse voisin de 95), ainsi que des isotopes de l'iode, du xénon et du baryum (nombre de masse voisin de 139). Des isotopes du césium et du ruthénium comptent aussi parmi les produits de fission et ont un poids important, avec l'iode 131, sur les conséquences radiologiques en cas d'accident d'un réacteur à eau sous pression.

La fission d'un noyau de plutonium 239 génère en moyenne 2,90 neutrons secondaires.

Le spectre neutronique de la fission de l'uranium 235, c'est-à-dire la répartition des neutrons selon leur énergie cinétique, est représenté sur la figure 5.3; l'énergie présente un pic vers 1 MeV, et vaut en moyenne 2 MeV (correspondant à une vitesse des neutrons de 20 000 km/s).

Comme cela a été indiqué plus haut, l'eau utilisée comme modérateur permet de réduire l'énergie des neutrons pour la « déplacer » vers le domaine dit thermique,

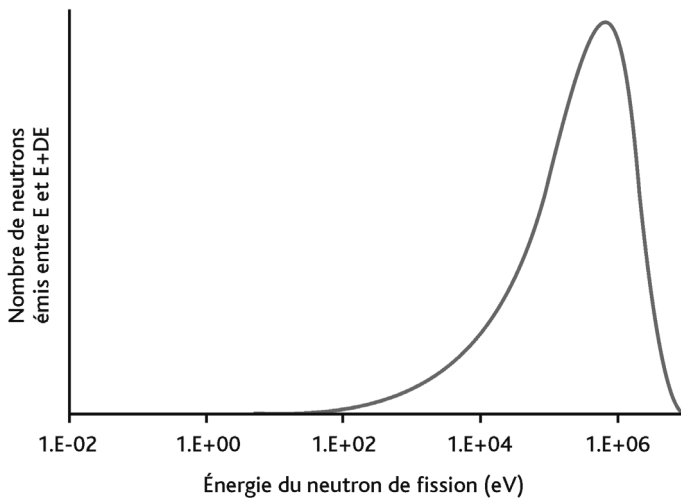


Figure 5.3. Profil du spectre de neutrons issus de la fission de l'uranium 235 (distribution du nombre de neutrons dont l'énergie est comprise entre E et E + dE). Georges Goué/IRSN.

favorisant ainsi la fission des noyaux d'uranium 235 – bien qu'il demeure une proportion majoritaire de neutrons de forte énergie dans le milieu²⁰³.

La réaction de fission d'un noyau d'uranium 235 libère une énergie correspondant à la différence entre l'énergie à l'état final et l'énergie à l'état initial, soit environ 200 MeV; ainsi, la fission d'un gramme d'uranium 235 libère une énergie d'environ $8,2 \cdot 10^{10}$ joules, soit environ un mégawatt.jour (MW.j). La fission de tous les noyaux d'uranium 235 d'une tonne d'uranium naturel, contenant 0,7% d'uranium 235, donne une énergie 10 000 fois plus importante qu'une tonne d'équivalent pétrole.

► Quelques notions importantes de cinétique des réacteurs

Le terme de cinétique des réacteurs (*reactor kinetics* en anglais) se réfère à l'étude du comportement temporel d'un réacteur nucléaire (évolution de la population de neutrons) et des paramètres qui le déterminent; le présent paragraphe en donne quelques notions.

Pour exprimer commodément les conditions d'entretien de la réaction en chaîne, il est d'usage de considérer une grandeur appelée coefficient effectif de multiplication, *keff*, correspondant au rapport suivant:

203. Les domaines des neutrons thermiques et des neutrons rapides sont délimités par la valeur d'énergie de 0,625 eV. Dans les réacteurs à eau sous pression, le rapport du flux de neutrons d'énergie supérieure à 0,625 eV sur le flux de neutrons d'énergie inférieure à cette valeur est compris entre 5 et 6.

$$k_{eff} = \frac{\text{nombre de neutrons d'une génération engendrant une fission}}{\text{nombre de neutrons de la génération précédente engendrant une fission}}$$

La réactivité, ρ , correspond au rapport suivant :

$$\rho = \frac{k_{eff} - 1}{k_{eff}}$$

La réactivité représente donc la fraction de neutrons manquante ou en excès pour entretenir la réaction en chaîne. Elle s'exprime en pcm (pour cent mille: 10^{-5}).

L'effet sur la puissance est ainsi résumé dans le tableau suivant :

k_{eff}	< 1	1	> 1
ρ	< 0	0	> 0
État du réacteur	sous-critique	critique	sur-critique
Puissance	diminue	stable	augmente

L'évolution de la population neutronique suit la loi suivante (sans tenir compte des neutrons retardés [voir plus loin] et sans source neutronique additionnelle) :

$$\frac{dn}{dt} = n \frac{(k_{eff} - 1)}{\ell}$$

où ℓ désigne la durée de vie moyenne des neutrons n .

La période du réacteur, T , temps au bout duquel la population neutronique est multipliée ou divisée par le facteur e (2,718) vaut ainsi :

$$T = \frac{\ell}{k_{eff} - 1}$$

En fait, il s'agit à ce stade de formulations très simplifiées, du fait d'un aspect fondamental du fonctionnement des réacteurs qui est l'existence, dans la population neutronique, d'une petite proportion de neutrons émis avec un certain retard par rapport à ceux qui sont issus directement des fissions, et sans lesquels aucun réacteur ne serait contrôlable: il s'agit des **neutrons retardés, ou différés**, qu'il convient donc de distinguer des neutrons issus directement des fissions, appelés **neutrons prompts**. La proportion des neutrons différés est désignée par le terme « β effectif», ou β_{eff} . En effet, l'essentiel des neutrons intervenant dans la réaction en chaîne est directement libéré quasiment au moment de la fission (dans un délai de l'ordre de 10^{-14} s); leur temps de vie est court, 25 μ s pour les réacteurs à eau. Toutefois, quelques neutrons, dits neutrons différés, sont libérés par décroissance radioactive de certains produits de fission, donc

avec un certain retard²⁰⁴. Leur contribution globale dépend des noyaux fissiles: environ 1450 pcm pour l'uranium 238, 650 pcm pour l'uranium 235, 210 pcm pour le plutonium 239²⁰⁵. Le β_{eff} dépend des proportions de ces éléments. Pour les réacteurs à eau sous pression français chargés en uranium, le β_{eff} varie entre 500 et 700 pcm.

Quand la réactivité est supérieure au β_{eff} , le temps séparant deux générations de neutrons devient très court. Le réacteur devient alors critique ou sur-critique avec les seuls neutrons prompts; les variations de puissance peuvent alors être extrêmement rapides.

Une autre grandeur utilisée est le **flux neutronique**, qui représente la quantité de neutrons passant par unité de temps à travers une surface; il est désigné par le symbole ϕ . Dans un réacteur à eau sous pression, avec une population de 50 à 150 millions de neutrons par cm^3 , le flux neutronique vaut de 1 à $3 \cdot 10^{13}$ neutrons. $\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$, 100 fois inférieur aux flux obtenus dans des réacteurs à spectre plus énergétique, comme le réacteur à haut flux (RHF) implanté à Grenoble (10^{15} neutrons. $\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) ou encore le réacteur à neutrons rapides PHENIX (environ $7 \cdot 10^{15}$ neutrons. $\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ au centre du cœur²⁰⁶) qui a été arrêté définitivement en 2009.

► Les phénomènes de contre-réaction neutronique

Outre l'existence de neutrons différés dans la population neutronique, deux autres effets bénéfiques pour le pilotage des réacteurs à eau sous pression doivent être mentionnés: l'effet Doppler et l'effet modérateur. Ces deux effets constituent ce que l'on appelle des contre-réactions neutroniques.

L'effet Doppler traduit la baisse de puissance (réduction du nombre de fissions) lorsque la température du combustible augmente; dans un réacteur à eau sous pression, cet effet est de l'ordre de -3 pcm/ $^{\circ}\text{C}$. Il est lié à l'augmentation de la capture des neutrons²⁰⁷ par l'uranium 238 lorsque la température du combustible augmente (voir la figure 5.4); physiquement, cela est dû à une augmentation de la probabilité de capture d'un neutron par l'uranium 238 avec l'augmentation de la température du noyau d'uranium 238 – ce phénomène est connu dans la littérature scientifique sous le nom d'«élargissement Doppler des résonances». Il intervient quasi instantanément et il est intrinsèquement stabilisant. Il joue un rôle très important dans la maîtrise des transitoires d'augmentation de puissance, indépendamment des actions automatiques ou manuelles pouvant être mises en œuvre. Il convient de noter que, lors de la «montée» en puissance d'un réacteur, la réactivité à dégager (par la diminution

204. La décroissance des émetteurs de neutrons différés se fait selon une période comprise entre quelques dixièmes et quelques dizaines de secondes.

205. Ces valeurs sont données pour le cas des fissions d'un spectre de neutrons rapides, mais différent assez peu pour un spectre de neutrons thermiques. Certains pays utilisent le β_{eff} comme unité de réactivité, le plus souvent sous l'appellation dollar, avec le symbole $\$$; cette symbolisation est généralement adoptée pour les réacteurs à neutrons rapides.

206. «Phénix, le retour d'expérience», J. Guidez, éditions CEA.

207. Voir les ouvrages cités plus haut dans ce chapitre pour plus de détails sur les notions de sections efficaces de fission, de capture...

de la concentration de bore dans l'eau du circuit primaire et le retrait progressif des grappes absorbantes) doit s'opposer à l'antiréactivité correspondant à l'intégrale de l'effet Doppler de l'état d'arrêt jusqu'à la température visée pour le fonctionnement.

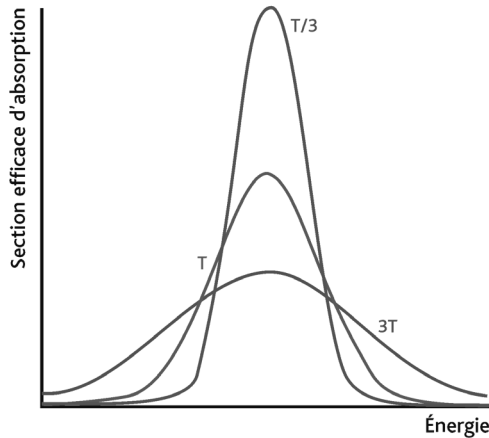


Figure 5.4. Représentation schématique de l'élargissement de la courbe des sections efficaces d'absorption de l'uranium 238 en fonction de l'énergie de la particule impactante, pour trois niveaux de températures T, T/3 et 3T de l'uranium 238. IRSN.

Le second effet bénéfique dans un réacteur à eau sous pression est lié au modérateur, à savoir l'eau du circuit primaire utilisée comme fluide caloporteur. Dans un réacteur à eau sous pression, l'eau permet de ralentir les neutrons (la « thermalisation ») et de favoriser ainsi la fission des noyaux d'uranium 235; il est clair que, s'il se produit une dilatation de l'eau (par exemple par une augmentation de sa température ou en cas de dépressurisation...), voire sa disparition (ébullition, vidange), la réaction en chaîne va s'étouffer. C'est un phénomène important dans la maîtrise de certains transitoires, qui intervient toutefois selon la cinétique de variation de la température ou de la proportion de l'eau. Entre le début d'un cycle²⁰⁸ et la fin d'un cycle de fonctionnement d'un cœur de réacteur (et en considérant le xénon « à l'équilibre » – voir plus loin), l'effet du modérateur (appelé aussi coefficient de température du modérateur) passe d'environ -10 pcm/°C à -60 pcm/°C; cette variation de l'effet du modérateur en fonction de l'avancée dans le cycle est due à l'effet du bore, élément absorbant ajouté à l'eau du circuit primaire, dont la concentration est réduite au fur et à mesure de l'épuisement du combustible du cœur (voir plus loin au paragraphe 5.6).

Le rapport entre la concentration volumique des atomes modérateurs et la concentration volumique des atomes fissiles, appelé rapport de modération, fait partie des choix de conception du cœur. Dans le cas des réacteurs à eau sous pression, le choix est fait d'avoir un réseau « sous-modéré » de crayons combustibles, par un choix judicieux

208. Période de fonctionnement d'un cœur de réacteur entre deux arrêts pour rechargement du combustible (et maintenance).

de l'espacement entre les crayons, de telle sorte que toute augmentation de la température de l'eau, *a fortiori* son ébullition, se traduise par une diminution du coefficient de multiplication effectif des neutrons.

La figure 5.5 montre l'évolution du coefficient de multiplication k_{eff} en fonction du rapport de modération, ainsi que le choix de conception adopté :

- plus les crayons combustible sont rapprochés les uns des autres, moins la quantité de modérateur pouvant ralentir les neutrons est suffisante (faible rapport de modération, partie gauche de la courbe): le coefficient de multiplication diminue;
- plus les crayons sont éloignés les uns des autres, plus la probabilité qu'un neutron émis dans le combustible et thermalisé dans le modérateur rencontre un autre atome fissile diminue (rapport de modération élevé, partie droite de la courbe): le coefficient de multiplication diminue;
- il existe une situation intermédiaire pour laquelle le rapport de modération conduit au maximum du coefficient de multiplication (optimum de modération).

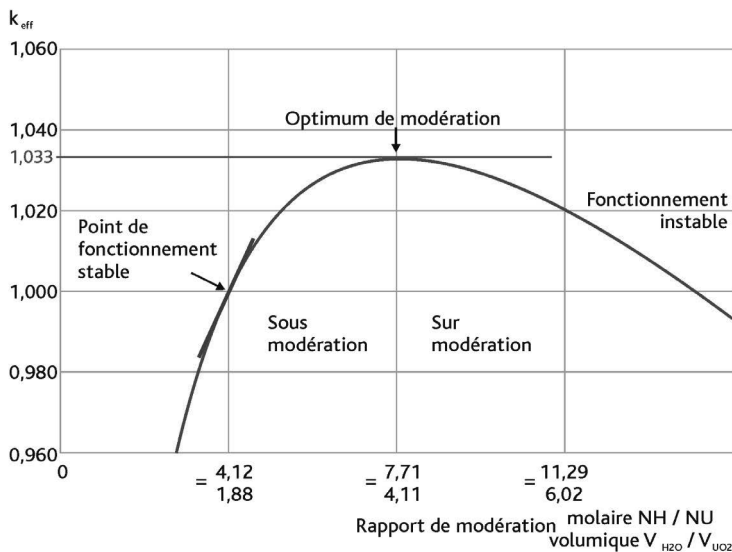


Figure 5.5. Variation du k_{eff} en fonction du rapport de modération. Auteur: internovice CC BY-SA 3.0.

L'effet Doppler et l'effet modérateur jouent donc dans le même sens à l'égard de variations de température :

- une augmentation de la température du caloporteur introduit une antiréactivité;
- à l'inverse, un refroidissement introduit de la réactivité (en cas par exemple d'ouverture d'une soupape de générateur de vapeur...).

► Un aspect de la neutronique des cœurs des réacteurs à eau sous pression : l'effet xénon

Un phénomène important à considérer dans les cœurs des réacteurs à neutrons thermiques comme les réacteurs à eau sous pression est lié au xénon. Les fissions produisent de l'iode 135, qui se transforme avec un retard de quelques heures en xénon 135; ce dernier se transforme également en quelques heures, en absorbant des neutrons issus des fissions²⁰⁹. Lors d'une baisse de puissance ou d'un arrêt du réacteur, il n'y a plus assez de neutrons pour assurer la dégradation du xénon 135 et celui-ci s'accumule, créant un « empoisonnement » du réacteur. Un « pic xénon » est atteint environ une dizaine d'heures après un arrêt du réacteur (voir la figure 5.6); si la réserve en réactivité du cœur est insuffisante, le réacteur ne peut pas être redémarré à ce moment-là. À plus long terme, la disparition progressive du xénon 135 apporte un surcroît de réactivité par rapport à l'état initial du réacteur en puissance, qu'il est nécessaire de compenser en augmentant la concentration de bore dans l'eau du circuit primaire. En fonctionnement normal stable à pleine puissance, la production et la disparition du xénon 135 s'équilibrent au bout d'une cinquantaine d'heures (l'absorption de neutrons par le xénon représentant quelque 3 000 pcm).

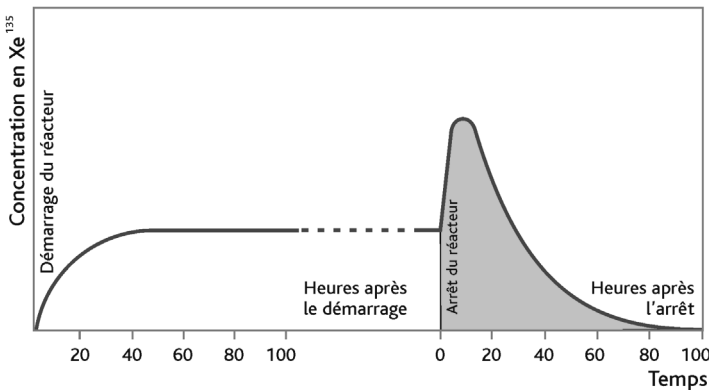


Figure 5.6. Profil d'évolution de la concentration en xénon 135 au cours du fonctionnement d'un réacteur à eau sous pression. IRSN.

L'antiréactivité liée à la concentration en xénon peut être à l'origine d'instabilités ou d'oscillations de puissance radiales ou axiales dans le cœur. Une augmentation locale de la puissance peut faire diminuer la concentration en xénon par accroissement de l'absorption neutronique du xénon, ce qui accentue l'augmentation de puissance, cela jusqu'à ce que l'empoisonnement soit à l'équilibre avec la nouvelle distribution de puissance. La durée des instabilités ou oscillations liées au xénon est de l'ordre de

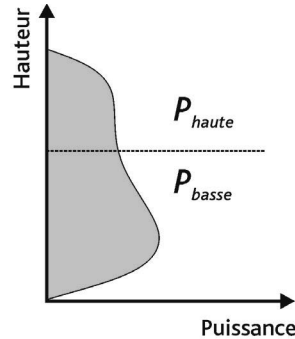
209. L'absorption de neutrons par le xénon est la plus importante dans le domaine des neutrons thermiques.

24 heures, mais elles peuvent être maîtrisées par un pilotage des grappes absorbantes, grâce à la surveillance permanente de l'« axial offset » décrit ci-après.

► Paramètres décrivant l'hétérogénéité du flux neutronique au sein du cœur

La distorsion axiale du flux dans le cœur est représentée par l'« axial offset » (AO), qui correspond au rapport suivant (P désigne la puissance nucléaire) :

$$AO = \frac{P_{haute} - P_{basse}}{(P_{haute} + P_{basse}) \text{ nominal}}$$



Deux autres grandeurs représentatives de la distribution de puissance dans un cœur de réacteur sont utilisées, notamment dans les algorithmes du système de protection du réacteur (voir le paragraphe 5.6) :

- le **facteur de point chaud** F_Q :

$$F_Q = \text{Max} [P(x,y,z)]_{x,y,z}$$

- le **facteur radial de canal chaud** $F_{\Delta H}$:

$$F_{\Delta H} = \text{Max}_{x,y} \int_z P(x,y,z)$$

Une autre notion concernant la distribution de puissance dans le cœur mérite aussi d'être évoquée, il s'agit du **tilt** (*power tilt* en anglais). Par construction, le combustible est chargé de façon symétrique dans un cœur de réacteur, dans le but d'avoir une distribution de puissance symétrique (et la plus uniforme possible). Il se trouve que, pour des raisons mal connues [liées probablement à une possible courbure de quelques assemblages combustibles dans le cœur – induisant des variations de l'épaisseur des lames d'eau entre assemblages combustibles, donc du rapport de modération –], la distribution de puissance peut ne pas être symétrique, induisant un écart entre la puissance moyenne de l'un des quadrants du cœur et celles des trois autres quadrants. Un *tilt* a été identifié dans les réacteurs de 900 MWe, mais il est apparu plus important en 1984 lors des essais de démarrage du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Paluel, tête de série du palier de réacteurs de 1 300 MWe, avec des valeurs ayant pu atteindre 5 à 10%. Du fait de la présence possible de cet écart, les facteurs de point chaud définis ci-dessus sont, dans les études de sûreté, majorés d'un coefficient pour prendre

en compte l'existence d'un *tilt*. La validité des pénalités associées est apportée en vérifiant des limites de *tilt* dans le cadre des essais physique de redémarrage d'un réacteur après rechargement du combustible.

5.3. L'évacuation de la puissance du cœur en fonctionnement

Comme cela a été indiqué plus haut, la fission d'un gramme d'uranium 235 libère une énergie d'environ $8,2 \cdot 10^{10}$ Joules, soit environ 1 MW.j.

Cette énergie est libérée pour l'essentiel (à 82 %²¹⁰) sous la forme d'énergie cinétique des produits de fission excités et radioactifs, qui libèrent à leur tour de l'énergie sous la forme notamment de rayonnements bêta et gamma, emportant eux aussi une petite partie de l'énergie de la réaction. En outre, les produits de fission ayant un très faible parcours dans la matière, leur énergie cinétique est dissipée localement sous forme de chaleur dans le combustible.

Dans un réacteur à eau sous pression, l'évacuation de cette chaleur dégagée par le combustible est assurée par le transfert de chaleur au travers des gaines en alliage de zirconium et par la circulation du fluide réfrigérant, l'eau du circuit primaire, autour des crayons.

Les paramètres typiques de fonctionnement sont les suivants (les valeurs indiquées correspondent au cas des réacteurs de 1450 MWe du palier N4):

Puissance thermique extraite du cœur (palier N4)	4 250 MW
Pression du circuit primaire	155 bars
Température de l'eau à l'entrée de la cuve du réacteur	292 °C
Température de l'eau à la sortie de la cuve du réacteur	329 °C
Échauffement de l'eau dans le réacteur	37 °C
Température moyenne de l'eau dans le cœur	310 °C
Débit primaire à l'entrée de la cuve du réacteur	95 580 m ³ /h

À ces paramètres de fonctionnement, correspondent :

- une température maximale du combustible au centre des pastilles d'environ 1000 °C, valeur à comparer à la température de fusion de l'oxyde UO₂ dont la valeur est de 2810 °C pour du combustible neuf et qui décroît²¹¹ de 7,6 °C tous les 10 000 MWj/t (la température de fusion de l'oxyde mixte UO₂-PUO₂ est de 2757 °C avec une décroissance de 4 °C tous les 10 000 MWj/t);

210. D'après M. F. James, « Energy released in fission », *Journal of Nuclear Energy*, Vol. 23, 517-536, 1969. L'énergie cinétique des neutrons secondaires ne représente que 2,4% de l'énergie totale de la fission.

211. Du fait de l'évolution de la composition chimique du combustible.

- une température maximale de gaine d'environ 350 °C, à comparer à la température de fusion du zirconium qui est de 1855 °C²¹².

À une pression de 155 bars, l'ébullition de l'eau se produit aux environs de 340 °C, soit environ 11 °C au-dessus de la température de l'eau à la sortie du cœur.

5.4. La puissance résiduelle

L'énergie dégagée dans un combustible qui a participé à une réaction en chaîne ne s'annule pas avec l'arrêt de cette réaction (tableau 5.1). En effet, les produits issus de la fission doivent eux-mêmes libérer par radioactivité une certaine énergie avant d'atteindre un état stable. Ils le font selon une période de décroissance propre à chaque corps radioactif; cette période peut être très courte (inférieure à la seconde), moyenne (des mois ou des années) ou très longue (des centaines ou des milliers d'années). Bien que décroissante, la puissance produite est longtemps supérieure au millième de la puissance nominale, exigeant la poursuite d'un certain refroidissement.

Tableau 5.1. Évolution de la puissance résiduelle d'un cœur de réacteur dans le temps – Cas d'un réacteur de 3000 MWth, soit 1000 MWe environ, en fin de cycle, chargé en oxyde d'uranium, pour un taux de combustion maximal dans le cœur (taux moyenné dans chaque assemblage) de 33 GWj/tU.

Délai depuis l'arrêt	Part de la puissance thermique initiale	Puissance thermique produite en MW
30 secondes	7 à 8 %	210 à 250 MW
1 minute	5 %	150
1 heure	1,5 %	45
1 jour	0,5 %	15
1 semaine	0,3 %	9
1 mois	0,15 %	4,5
1 an	0,03 %	1
10 ans	0,003 %	0,1
100 ans	0,001 %	0,03
1000 ans	0,0002 %	0,006

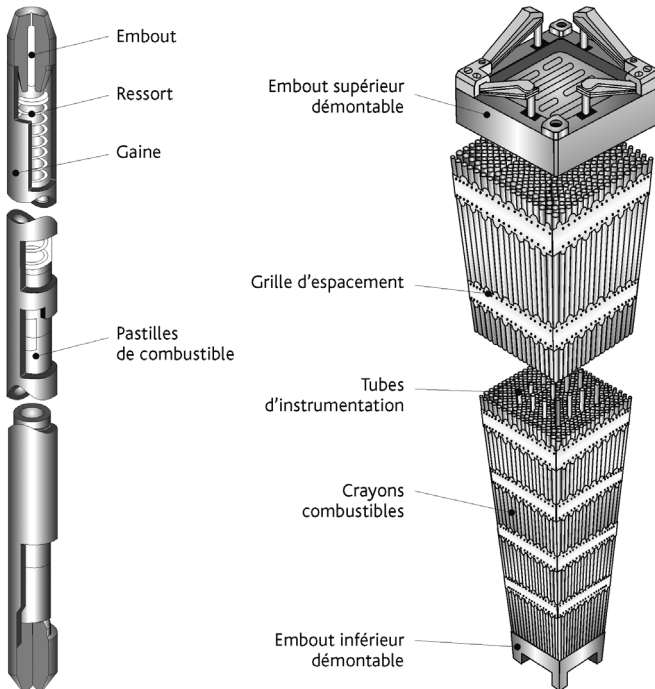
5.5. Quelques éléments descriptifs des cœurs des réacteurs à eau sous pression

Le tableau 5.2 donne les principales caractéristiques des cœurs des différents paliers de réacteurs à eau sous pression français et la figure 5.7 représente un assemblage combustible.

212. Mais la perte d'intégrité de la gaine peut être atteinte bien en dessous de cette valeur en fonction des chargements thermomécaniques qu'elle subit.

Tableau 5.2. Principales caractéristiques des cœurs des différents paliers de réacteurs à eau sous pression français.

Type de réacteur	900 MWe	1 300 MWe	N4	EPR
Nombre d'assemblages combustibles	157	193	205	241
Nombre de crayons combustibles par assemblage	264 (selon un pas de 17 x 17 avec 24 tubes-guides et un tube d'instrumentation)			265 (le tube d'instrumentation est remplacé par un crayon combustible)
Diamètre extérieur des crayons (gaines)/épaisseur des gaines (en alliages de zirconium)	9,50 mm/0,57 mm			
Hauteur de l'empilement des pastilles de combustible (partie « active » du cœur)	3,66 m (UO ₂) ou 3,59 m (MOX) (12 pieds)	4,27 m (14 pieds)		4,20 m (~ 14 pieds)
Longueur des assemblages combustibles	4,06 m	4,80 m		4,80 m
Largeur des assemblages combustibles	21,4 cm			
Nombre de tubes guides de grappes absorbantes	24			

**Figure 5.7.** Vue générale d'un crayon combustible et d'un assemblage combustible. Georges Goué/ Médiathèque IRSN.

Les différentes modalités d'utilisation des assemblages combustibles dans les cœurs des réacteurs (comme le taux de combustion au moment de leur déchargement), couvertes par l'appellation « gestion », sont présentées au chapitre 28.

5.6. Le pilotage et le contrôle des cœurs des réacteurs à eau sous pression

Le contrôle de la puissance produite dans le cœur du réacteur suppose, on l'a vu, la maîtrise de la réactivité de ce cœur, qui est assurée par deux moyens différents et complémentaires : la concentration de bore dans l'eau du circuit primaire et des absorbants neutroniques mobiles insérés dans le cœur. Il a aussi été indiqué que le choix d'un réseau « sous-moderé » d'assemblages combustibles participe à la stabilité du cœur à l'égard d'augmentations de température (le volume d'eau entre les crayons est légèrement inférieur à celui qui assurerait le ralentissement optimum des neutrons) ; l'effet Doppler constitue l'autre phénomène stabilisant.

Deux types d'éléments absorbants mobiles sont utilisés :

- les grappes de contrôle : lorsque le réacteur est en fonctionnement, elles sont insérées dans la partie « active » du cœur (zone fissile) et permettent de réguler la température de l'eau du circuit primaire et la puissance en fonction de la demande externe de consommation électrique ; certaines grappes peuvent être totalement insérées dans le cœur dans les états d'arrêt du réacteur ;
- les grappes d'arrêt : elles sont maintenues, lorsque le réacteur est en fonctionnement, au-dessus de la partie « active » du cœur ; par leur chute gravitaire, associée à celle des grappes de contrôle, elles permettent d'arrêter le réacteur en cas d'anomalie ; dans les états d'arrêt, les grappes d'arrêt sont insérées dans le cœur hormis quelques-unes qui restent en position extraite, afin de disposer d'une antiréactivité disponible en cas de dilution intempestive du bore par exemple²¹³.

Les nombres des grappes absorbantes dans les différents réacteurs sont présentés dans le tableau 5.3.

213. Hormis le cas du réacteur EPR, pour lequel toutes les grappes sont insérées dans les états d'arrêt du réacteur, ce qui a été permis par le fait que ce réacteur dispose de moyens spécifiques pour prévenir le risque de divergence incontrôlée du réacteur en cas d'insertion de réactivité dans ces états. Il s'agit notamment d'un arrêt automatique de l'alimentation électrique des mécanismes de commande des grappes absorbantes dans ces états permettant d'éliminer le risque de retrait incontrôlé et d'une protection automatique contre les incidents de dilution incontrôlée du bore dans le circuit primaire (voir le chapitre 35).

Tableau 5.3. Nombres de grappes absorbantes dans les différents réacteurs.

Type de réacteur	900 MWe	1 300 MWe	N4	EPR
Nombre de grappes absorbantes (grappes de contrôle et grappes d'arrêt)	Entre 48 et 57 selon la gestion de combustible	65	73	89

La quantité de matières fissiles introduite dans le cœur lors d'un arrêt pour rechargement normal permet le fonctionnement du réacteur pendant au moins un an. La maîtrise de la réactivité disponible est assurée par les grappes de contrôle et par du bore dissous dans l'eau du circuit primaire. Toutefois, l'insertion des grappes de contrôle très absorbantes de neutrons perturbe fortement le flux neutronique donc la puissance produite localement et induit des contraintes mécaniques sur les gaines. Des grappes « noires », très absorbantes, sont utilisées pour l'arrêt ou pour certaines régulations de puissance et de température. Des grappes « grises », moins absorbantes, ont été introduites pour les paliers de réacteurs conçus après ceux du groupe dit CP0 car elles limitent la perturbation du flux neutronique local provoquée par leur insertion. Les compositions sont présentées dans le tableau 5.4.

Tableau 5.4. Composition des assemblages avec grappes absorbantes (« grappés »)²¹⁴.

Types de réacteurs → Types d'assemblages avec grappes absorbantes ↓	900 MWe	1 300 MWe, N4 et EPR
Assemblages avec des grappes « noires »	24 crayons AIC (80 % d'argent, 15 % d'indium, 5 % de cadmium)	24 crayons AIC/B4C (carbure de bore)
Assemblages avec des grappes « grises »	8 crayons AIC et 16 crayons en acier inoxydable <i>(pas de barres grises pour les réacteurs du premier groupe dit CP0)</i>	8 crayons AIC et 16 crayons en acier inoxydable

Pour les besoins du pilotage du réacteur et de la maîtrise de la réactivité dans les états d'arrêt, les commandes des grappes de contrôle et d'arrêt sont regroupées pour former respectivement des groupes de pilotage et des groupes d'arrêt. La conception de ce « schéma de grappes » dépend du « mode de pilotage » retenu et résulte de nombreux compromis pour favoriser la manœuvrabilité du réacteur tout en préservant les marges de sûreté nécessaires, liées notamment aux perturbations de la distribution de puissance, à l'efficacité de l'arrêt automatique du réacteur et aux incidents ou accidents d'insertion de réactivité par extraction de grappes qui sont postulés (voir le chapitre 35). Par exemple, les profondeurs d'insertion des groupes de grappes dans le cœur en fonction du niveau de puissance du réacteur doivent être suffisantes pour permettre les variations de puissance nécessaires aux

214. Le hafnium est aussi utilisé comme absorbant neutronique dans des grappes d'assemblages de périphérie du cœur, dans le but de réduire l'irradiation des cuves (voir le chapitre 27).

besoins du réseau électrique, tout en restant limitées, afin que la chute de l'ensemble des grappes assure l'arrêt rapide du réacteur avec une marge d'antiréactivité suffisante (par exemple - 1800 pcm pour les réacteurs de 1300 MWe en gestion dite GEMMES) et que le retrait incontrôlé d'un ou plusieurs groupes de grappes ou l'éjection rapide hors du cœur de la grappe la plus efficace²¹⁵ n'aient pas de conséquences inacceptables.

L'usage du bore dissous dans l'eau sous forme d'acide borique H_3BO_3 ne présente pas les mêmes inconvénients puisque sa répartition est homogène. Son efficacité est de l'ordre de - 10 pcm par ppm²¹⁶. En revanche, les variations de concentration ne peuvent pas se faire très rapidement et il existe une limitation importante pour la sûreté concernant la concentration maximale de bore. Il faut en effet éviter qu'un échauffement du modérateur chargé en poison neutronique ne puisse provoquer, par diminution de la densité de ce poison, un accroissement de la réactivité du cœur, donc une augmentation de puissance éventuellement incontrôlée. Le coefficient de température du modérateur serait alors positif, ce que l'on s'interdit dans ces réacteurs.

Les grappes absorbantes assurent la régulation de la puissance et l'arrêt d'urgence en fonctionnement (ou « arrêt automatique du réacteur » – voir plus loin). Le bore permet de compenser l'usure des matières fissiles du cœur et les différents effets sur la réactivité liés notamment aux variations des températures du combustible et du modérateur ou à l'accumulation de xénon 135. À froid, il faut donc plus de bore que pendant le fonctionnement en puissance, les grappes absorbantes n'étant pas suffisantes pour assurer, à elles seules, la sous-criticité du cœur dans ces conditions.

La réactivité qui doit être contrôlée par le bore dépend de la puissance produite, de la température du cœur en fonctionnement, à chaud ou à l'arrêt, du taux de combustion des assemblages combustibles. À froid, après rechargement, toutes grappes insérées, la concentration de bore qui rend l'ensemble sous-critique est de l'ordre de 1000 ppm (parties par million) de bore. Cela permet de contrôler les 12000 pcm de réactivité disponibles. Avec certains groupes de grappes extraits du cœur du réacteur en accord avec les configurations de grappes prévues dans les différents états d'arrêt, il faut 1450 ppm de bore pour contrôler les 15000 pcm de réactivité disponibles. En arrêt à chaud, soit avec de l'eau à 286 °C dans le circuit primaire, toutes grappes d'arrêt extraites, il faut 900 ppm de bore environ pour contrôler les 7000 pcm de réactivité disponibles, l'efficacité du bore diminuant avec la température du fait de la diminution de la densité de l'eau (voir la figure 5.8).

215. Il sera vu aux chapitres 8 et 35 qu'il s'agit d'un incident et d'un accident pris en compte pour la conception des réacteurs à eau sous pression; ils sont respectivement classés en 2^e catégorie et en 4^e catégorie des conditions de fonctionnement.

216. Cette proportion est exprimée en bore naturel. La concentration de l'isotope 10 du bore, qui est l'absorbant neutronique, s'obtient en considérant la proportion de bore 10 dans le bore naturel, d'environ 20 %.

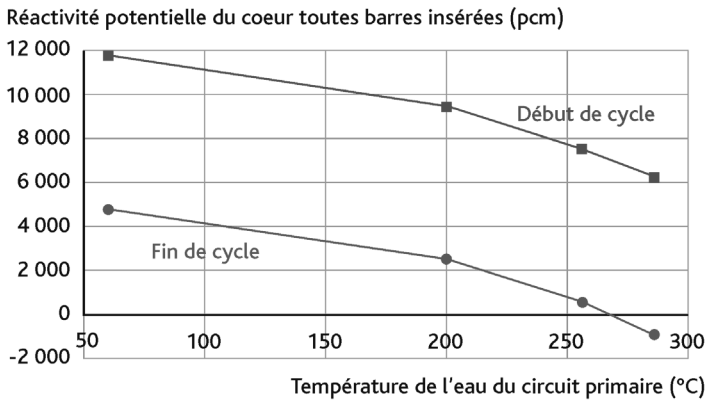


Figure 5.8. Réactivité potentielle du cœur sans bore. IRSN.

Les spécifications techniques d'exploitation des réacteurs (présentées au paragraphe 20.2) ont, dans un premier temps, requis un écart minimal à la criticité variant de 5 000 pcm (arrêt à froid pour rechargement de combustible dans le cœur – cuve ouverte) à 1 000 pcm (arrêt à froid ou à chaud en début de cycle) – ce qui conduisait à requérir des concentrations de bore comprises entre 2 000 et 1 000 ppm en début de cycle. Toutefois, les études relatives aux risques d'accident de criticité par transfert d'eau non borée dans le cœur, menées à la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Tchernobyl (voir le chapitre 35), ont conduit Électricité de France à retenir ultérieurement la valeur de 2 000 pcm comme écart minimal à la criticité pour les états d'arrêt normal du réacteur, à froid ou à chaud²¹⁷; cela permet à l'opérateur de disposer d'un délai d'intervention suffisant aussi bien en cas de dilution lente et homogène du fluide primaire qu'en cas de dilution hétérogène. Par ailleurs, pour les gestions du combustible les plus récemment mises en œuvre par Électricité de France dans ses réacteurs, l'écart minimal à la criticité a été augmenté au-delà de 2 000 pcm pour prévenir le risque de retour en puissance du cœur dans ces états d'arrêt normal en cas d'apport incontrôlé de réactivité correspondant au retrait de grappes absorbantes ou à un refroidissement incontrôlé du fluide primaire (voir le chapitre 35).

Enfin, la concentration minimale de bore requise dans les états d'arrêt pour rechargement du combustible dans le cœur ou pour intervention est désormais définie de manière à garantir un écart à la criticité d'un peu plus de 2 000 pcm sans aucune

217. La valeur de concentration de bore dépend de l'avancement dans le cycle et de la température de l'eau du circuit primaire. Par exemple, en début de cycle, pour la gestion dite GEMMES (voir le chapitre 28), la concentration de bore requise à froid varie entre 1 700 et 2 000 ppm environ et la concentration de bore requise à chaud varie de 1 250 à 1 700 ppm environ. En fin de cycle, les concentrations de bore sont de l'ordre de quelques ppm à chaud et en moyenne de 960 ppm à froid.

grappe absorbante dans le cœur (en postulant une situation accidentelle enveloppe de retrait de toutes les grappes lors de la levée du couvercle de la cuve²¹⁸).

Par ailleurs, l'allongement de la durée des cycles d'irradiation des cœurs des réacteurs du parc électronucléaire (de 12 mois à 18 mois) a conduit à augmenter l'enrichissement du combustible en isotope 235 de l'uranium. Le contrôle du surcroît de réactivité en début de cycle a alors nécessité de recourir à un autre absorbant neutronique, le gadolinium, afin de limiter la concentration du bore, pour garantir un coefficient de température du modérateur négatif. Le gadolinium s'épuise au fur et à mesure de l'irradiation, d'où le terme de « poison consommable ». Il est utilisé sous forme solide d'oxyde Gd_2O_3 dans les pastilles de combustible.

De nombreuses contraintes de conception et de conduite de l'installation ainsi que la conception des systèmes de protection et de sauvegarde sont déterminées par les considérations qui précèdent.

Les études de physique et de thermohydraulique doivent bien sûr couvrir tous les types de chargement, tous les épuisements du combustible et tous les états du réacteur allant de la puissance nominale à l'arrêt à froid. Tout changement des caractéristiques du combustible comme, par exemple, l'introduction d'une proportion significative d'oxyde de plutonium mélangé à l'oxyde d'uranium, demande de réaliser une analyse des conséquences en termes de sûreté.

► Paramètres surveillés dans un réacteur à eau sous pression

L'objectif général de la protection du cœur est de limiter les conséquences d'une situation anormale de manière à respecter un certain nombre de critères visant à éviter l'endommagement des barrières de confinement, parmi lesquelles, en tout premier lieu, les gaines du combustible; si des dommages peuvent néanmoins survenir, ils doivent rester limités à un niveau acceptable et ne pas affecter la capacité à refroidir le cœur pour en évacuer la puissance résiduelle (ce sujet est développé au paragraphe 8.4.7). Le système de protection actionne en fait deux ensembles de moyens:

- le système d'arrêt du réacteur, qui provoque le lâché et la chute des grappes de contrôle et d'arrêt, de manière automatique ou par une action manuelle de l'opérateur;
- les systèmes de sauvegarde (présentés au paragraphe 6.4.1) qui sont mis en service soit automatiquement, soit manuellement par l'opérateur: il s'agit notamment du système d'injection de sécurité d'eau dans le circuit primaire, du système d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur, du système d'aspersion d'eau dans l'enceinte de confinement (bâtiment du réacteur), du système d'isolement de cette enceinte.

Dans le présent chapitre, nous nous intéresserons essentiellement à la partie du système de protection qui a pour fonction de déclencher l'arrêt automatique

218. C'est le critère le plus contraignant, l'écart à la criticité de 5000 pcm évoqué plus haut restant néanmoins en vigueur.

du réacteur²¹⁹ (AAR), en quelques secondes, par la chute dans le cœur de toutes les grappes de crayons absorbants, et l'arrêt de la turbine par la fermeture des vannes réglant l'admission de la vapeur dans celle-ci.

L'ordre de déclenchement de l'AAR peut être donné par différentes chaînes de protection, chaque chaîne étant constituée de dispositifs de mesure d'une ou de plusieurs grandeurs caractérisant l'état du réacteur, d'une chaîne de traitement des informations, d'un dispositif de comparaison de l'information ainsi produite à une valeur prédéterminée. Le dépassement de seuils conduit à l'AAR par désactivation des électroaimants des mécanismes de commande des grappes. Les mesures utilisées sont redondantes, le signal d'AAR étant émis à l'issue d'un traitement selon une « logique de vote » (par exemple 2/4).

Il convient de souligner que l'architecture et les caractéristiques du système de protection – les signaux d'arrêt automatique du réacteur en particulier –, sont le résultat d'un processus complexe et itératif entre choix de conception, études de transitoires de fonctionnement et impératifs de sûreté, qui ne peut pas être expliqué en quelques lignes. À titre illustratif, si la protection des barrières de confinement est l'objectif général visé, d'autres exigences entrent en jeu, par exemple éviter la sollicitation des soupapes de sûreté du pressuriseur dans les transitoires fréquents²²⁰, éviter le relâchement d'eau par les vannes de décharge et les soupapes de sûreté du pressuriseur, ou encore assurer la « manœuvrabilité » du réacteur.

Les grandeurs retenues pour caractériser l'état du réacteur sont représentées sur la figure 5.9 ci-après.

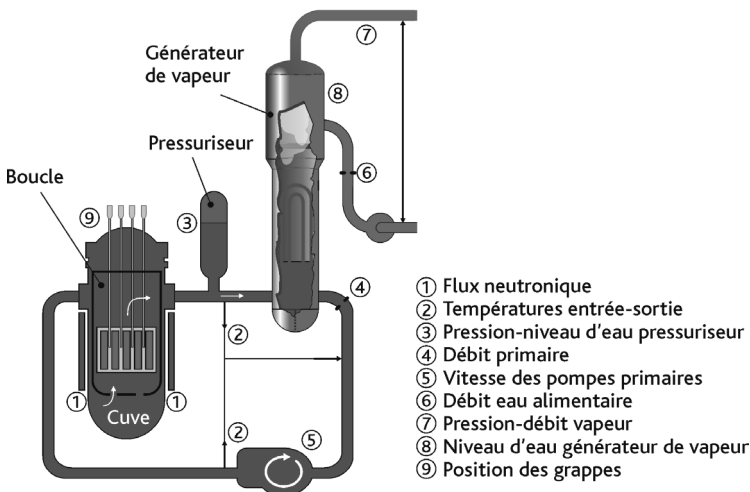


Figure 5.9. Paramètres surveillés dans un réacteur à eau sous pression. Georges Goué/IRSN.

219. L'expression « arrêt d'urgence » est aussi couramment utilisée.

220. Transitoires classés en 2^e catégorie des conditions de fonctionnement (voir le chapitre 8).

Les grandeurs de base qui sont mesurées et les dispositifs de mesure associés sont les suivants :

- **Le flux neutronique (ϕ)** : il est mesuré à l'aide d'un ensemble de chambres de mesure situées à l'extérieur de la cuve (dans des porte-chambres pouvant être rapprochées jusqu'à 30 cm de la cuve), pour chacun des quadrants du cœur – dans le cas du réacteur EPR, les chambres sont situées dans des tubes-guides qui traversent le bouclier en béton de protection biologique situé autour de la cuve. Ces ensembles comportent des chambres de « niveau source » (CNS), des chambres de « niveau intermédiaire » (CNI) et des chambres « de puissance » (CNP)²²¹ ; ils constituent le système *ex-core*.

Pour les réacteurs de 900 MWe, 1 300 MWe et 1 450 MWe, le système *ex-core* est complété par un système *in-core* (système RIC), qui permet de réaliser des cartes de flux neutronique au moyen de mesures périodiques par des détecteurs internes mobiles (microchambres à fission) ; ces détecteurs sont déployés au travers de plusieurs dizaines de pénétrations par le fond de la cuve (PFC). Ces mesures *in-core* n'interviennent pas directement dans le système de protection ; elles servent à vérifier la conformité des cœurs aux plans de chargement définis préalablement ainsi que le caractère acceptable d'un éventuel *tilt*, ou encore à établir des facteurs de forme du flux neutronique à introduire dans les algorithmes du système de protection (voir plus loin).

Le réacteur EPR²²² est équipé d'un dispositif *in-core* différent – dérivé de celui des réacteurs de conception allemande de type KONVOI ; il est composé (voir la figure 5.10) :

- de collectrons fixes (système SPND²²³), qui sont des détecteurs en cobalt émettant un signal proportionnel au flux neutronique, implantés au sein de « cannes » comportant six collectrons répartis axialement, insérées dans 12 assemblages combustibles (par l'un de leurs tubes-guides) ; les collectrons fournissent les données d'entrée de plusieurs chaînes de surveillance et de limitation²²⁴ ainsi que de protection du cœur ;

221. Les plages de mesures de ces différentes chambres se recouvrent et dépendent des types de réacteurs ; par exemple, dans le cas du réacteur EPR, les CNS couvrent la plage $2 \cdot 10^{-9}$ à $2 \cdot 10^{-3}$ % PN (puissance nominale), les CNI couvrent la plage $5 \cdot 10^{-6}$ à 60 % PN, les CNP couvrent la plage 0,5 à 200 % PN.

222. Pour de plus amples précisions, le lecteur pourra consulter l'article BN3453 V1 des Techniques de l'ingénieur, intitulé « Instrumentation neutronique du réacteur EPR – Excore – SPND – AMS », établi par Maxime Pfeiffer et publié le 10 juillet 2014.

223. *Self Powered Neutron Detectors*.

224. Il s'agit pour le réacteur EPR du système RCLS (*Reactor Core Limitation System*) dont l'objectif est d'éviter la sollicitation des fonctions de protection, en initiant suffisamment tôt des actions sur les grappes de contrôle en vue de maintenir les paramètres du réacteur sous les seuils d'activation de ces protections.

- d'*aeroballs* mobiles (système AMS²²⁵), qui sont des trains de billes dopées au vanadium 51, transférés de façon pneumatique dans la zone « active » du cœur, dans 40 assemblages combustibles (par l'un de leurs tubes-guides); ces billes font l'objet d'une analyse d'activation en différé, sur une « table de mesure ».

Le système AMS (à l'instar des microchambres à fission des réacteurs de 900 MWe, 1300 MWe et 1450 MWe) est utilisé périodiquement pour établir les cartes de flux nécessaires à la vérification de la conformité du cœur et pour calibrer les collecteurs et les chaînes *ex-core*.

Cette instrumentation du réacteur EPR, dont les dispositifs sont insérés par le haut du cœur, a permis de supprimer les pénétrations de fond de cuve, ce qui constitue une amélioration en termes de sûreté²²⁶, en particulier pour les accidents avec fusion du cœur.

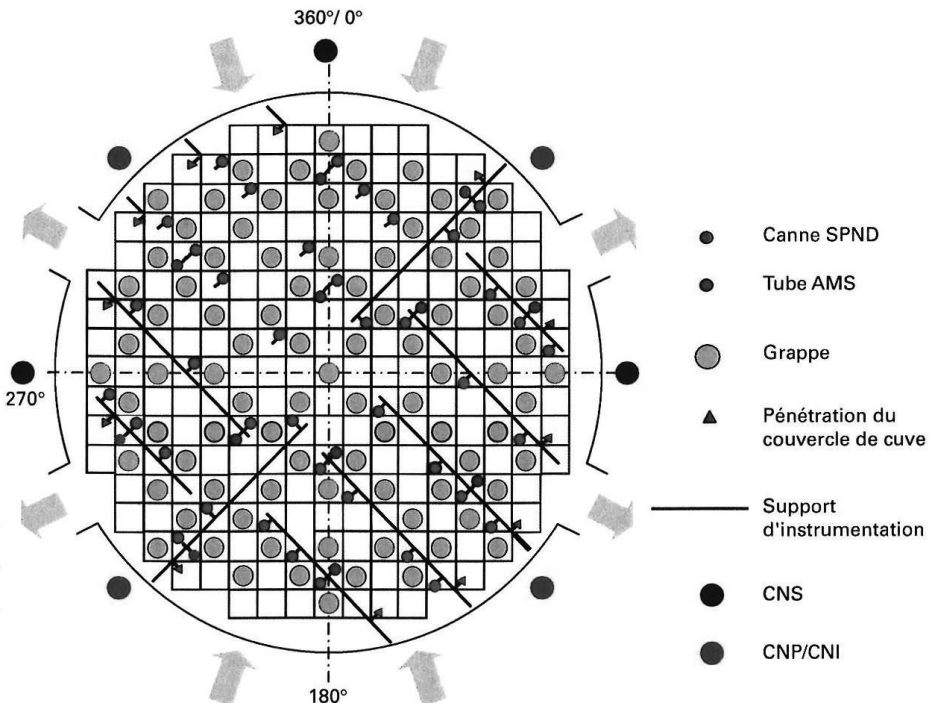


Figure 5.10. L'instrumentation neutronique du cœur du réacteur EPR (3 CNS représentées sur 4) (source voir nota 222).

225. *Aeroball Measurement System*.

226. Cette instrumentation permet de réaliser des cartes de flux neutronique à partir d'un niveau de puissance de 10 % de la puissance nominale.

- **La température du réfrigérant primaire** (c'est-à-dire l'eau du circuit primaire): elle est mesurée à l'aide de sondes situées soit dans des lignes en dérivation des boucles du circuit primaire, soit directement par prélèvements dans les tuyauteries principales de ce circuit.
- **La pression dans les circuits primaire et secondaire**: elles sont mesurées à l'aide de capteurs dans le pressuriseur et dans les tuyauteries de vapeur.
- **Les débits d'eau dans les circuits primaire et secondaire**: ils sont mesurés à l'aide de capteurs de pression différentielle situés dans les boucles du circuit primaire (à la sortie des générateurs de vapeur) et dans les tuyauteries de vapeur; ces mesures sont complétées par la mesure de la vitesse de rotation des pompes primaires.
- **Les niveaux de l'eau** du circuit primaire dans différents composants (pressuriseur, générateurs de vapeur, cuve).

L'ensemble des grandeurs mentionnées ci-dessus est aussi utilisé pour générer, outre des alarmes en salle de commande et l'AAR, des « permissifs » (c'est-à-dire des validations) et des verrouillages (blocage de grappes de contrôle). Ces « permissifs » adaptent la logique du système de protection à l'état de la tranche.

D'autres grandeurs plus ou moins complexes sont élaborées par différents algorithmes à partir des précédentes, et participent notamment à la protection de la première barrière de confinement:

- **la variation temporelle du flux neutronique ($d\phi/dt$)**: elle est déduite des mesures neutroniques effectuées avec les chambres *ex-core*;
- **la puissance thermique (P_{th})**: elle est déduite des mesures de température et de débit du réfrigérant primaire; elle est étalonnée par une mesure périodique de la puissance effectuée par un bilan thermique côté secondaire;
- **la puissance linéique (PLIN) maximale dans le cœur**: le suivi de cette grandeur participe à la protection contre les risques de fusion de combustible et d'interaction pastille-gaine (IPG). L'élaboration de cette grandeur, ainsi que de la suivante (le DNBR), nécessite notamment la « reconstitution » de la nappe de flux dans le cœur à partir des signaux émis par le système *in-core* pour le réacteur EPR et *ex-core* pour les réacteurs de 1300 MWe et 1450 MWe (le cas des réacteurs de 900 MWe est abordé plus loin);
- **le rapport de flux thermique critique (RFTC) ou DNBR (*Departure from Nucleate Boiling Ratio*) minimal dans le cœur**: le suivi de cette grandeur participe à la protection du cœur contre le risque d'échauffement excessif des gaines en cas de « crise d'ébullition ». Le RFTC est défini par le rapport suivant:

$$RFTC = \frac{\phi_c}{\phi_l}$$

où ϕ_c désigne le flux thermique critique, c'est-à-dire celui à partir duquel apparaît la « crise d'ébullition » (*Departure from Nucleate Boiling*) et ϕ_l le flux thermique local;

- L'« axial offset » (AO) défini au paragraphe 5.2 : il est surveillé en ligne pendant le pilotage du réacteur ; les spécifications techniques d'exploitation imposent des limitations de l'*axial offset* pour garantir le respect des hypothèses retenues sur la distribution axiale de puissance dans les études d'accidents.

L'élaboration des grandeurs PLIN et RFTC en ligne dans le système de protection a été introduite au milieu des années 1980 pour les réacteurs de 1300 MWe, avec l'installation du système de protection intégrée numérique, le SPIN. Ce type de système de suivi en ligne de ces grandeurs équipe aujourd'hui tous les réacteurs de 1300 MWe et de 1450 MWe, ainsi que le réacteur EPR. Il n'a pas été introduit dans le système de protection des réacteurs de 900 MWe, pour lesquels la protection à l'égard des risques de fusion de combustible et de « crise d'ébullition » repose sur la mesure des températures de l'eau du circuit primaire à l'entrée et à la sortie de la cuve (chaînes « ΔT ») et sur les autres grandeurs ci-dessus (ϕ , $d\phi/dt$, pressions, niveaux d'eau...) – Électricité de France estimant que le bénéfice d'une modification en termes de sûreté serait limité.

Pour l'élaboration des grandeurs PLIN et RFTC dans les réacteurs de 1300 MWe et dans ceux de 1450 MWe, outre la prise en compte de la puissance thermique du réacteur (P_{th}) et de facteurs de forme radiale $F_{xy}(z)$ issus, soit des cartes de flux neutronique réalisées avec le système RIC dans la configuration où toutes les grappes d'absorbants sont en position haute, soit de calculs réalisés pour chaque recharge de combustible dans diverses configurations symétriques d'insertion des grappes, une distribution axiale de puissance $P(z)$ est établie à partir des mesures issues de quatre chambres multi-étagées situées dans des puits positionnés autour de la cuve. Chacune de ces chambres, qui comporte six sections de 10 cm de partie active, est entourée de cadmium et de polyéthylène, ce qui permet de ne mesurer que les neutrons qui arrivent directement du cœur, sans avoir subi de réflexions. En 1984, lors des essais de démarrage du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Paluel, tête de série du palier de réacteurs de 1300 MWe (type P4), 160 cartes de flux furent établies en utilisant le système *in-core* RIC, avec différentes configurations d'insertion des grappes de contrôle, en relevant à chaque fois les courants électriques délivrés à la sortie des chambres externes multi-étagées ; ces mesures ont permis de vérifier qu'il était possible de reconstituer avec une précision suffisante la distribution axiale de puissance dans le cœur à partir des mesures délivrées par les chambres multi-étagées situées à l'extérieur de la cuve, et de quantifier les incertitudes de mesure par ces chambres, notamment pour la définition des seuils de surveillance et de protection des réacteurs.

Pour le réacteur EPR, le calibrage des collecteurs et la méthode d'élaboration des grandeurs PLIN, RFTC et AO permettent d'accéder aux variations de puissance locales et de s'abstenir d'utiliser les grandeurs mesurées par les chambres *ex-core*, sous réserve de tenir compte de la perte de représentativité de ces mesures dans certaines configurations.

Enfin, la pression dans l'enceinte de confinement fait aussi partie des grandeurs surveillées pouvant déclencher un AAR.

Le tableau 5.5 à la fin du présent chapitre indique, parmi les grandeurs mentionnées ci-dessus, celles pour lesquelles un non-respect du critère associé conduit directement ou indirectement²²⁷ au déclenchement de l'AAR, pour les différentes familles d'incidents et d'accidents (notions précisées dans les chapitres 6 et 8) étudiées dans l'analyse de sûreté d'un réacteur à eau sous pression. Ce tableau fait apparaître, pour chaque type d'incident ou d'accident, la redondance des paramètres de surveillance assurant la protection du cœur du réacteur.

Ce sont les études des transitoires de fonctionnement, c'est-à-dire les études des évolutions temporelles des paramètres de fonctionnement du réacteur (température de l'eau à l'entrée et à la sortie du cœur, pression dans le circuit primaire...) associées aux conditions de fonctionnement retenues pour la conception du réacteur (présentées plus loin au chapitre 8) qui permettent de déterminer les valeurs des seuils de déclenchement du système de protection, ou de vérifier leur adéquation.

5.7. Utilisation de combustible à base d'oxyde mixte d'uranium et de plutonium (MOX)

L'utilisation de combustible MOX dans les réacteurs à eau sous pression résulte de la décision française d'adopter un cycle du combustible partiellement fermé avec ces réacteurs, afin de limiter l'accumulation de plutonium (l'uranium 238 produit du plutonium 239 sous l'effet des neutrons rapides) et de valoriser une partie des grandes quantités d'uranium appauvri résultant de l'enrichissement de l'uranium réalisé par la fabrication du combustible UO_2 .

L'utilisation de combustible MOX a été autorisée pour les réacteurs de 900 MWe²²⁸. Cela a impliqué une reprise complète des études de neutronique, de thermohydraulique et de sûreté.

Le combustible MOX contient en moyenne entre 8 et 9 % de plutonium en masse (le terme « teneur » est utilisé), dont 4 à 5 % fissile, c'est-à-dire pour l'essentiel²²⁹ du plutonium 239. Le nombre d'assemblages de combustible MOX correspond à 1/3 du cœur; ils sont répartis dans le cœur de façon à obtenir une répartition de puissance homogène dans celui-ci. En outre, pour limiter les surpuissances locales dans les crayons périphériques des assemblages à base d' UO_2 voisins des assemblages à base de combustible MOX, les crayons de ces derniers n'ont pas tous la même teneur en plutonium: on distingue les crayons des quatre coins, qui ont la plus faible teneur, puis ceux des quatre faces, enfin tous les autres, qui ont la teneur la plus élevée (on parle d'assemblages « trizonés »).

227. Par le signal de déclenchement de l'injection de sécurité.

228. L'utilisation de combustible MOX dans les réacteurs de 1 300 MWe est envisagée par EDF dans le cadre du réexamen associé à leurs quatrièmes visites décennales.

229. Il s'agit plus précisément des isotopes 239 et 241 du plutonium.

Par rapport à un cœur chargé en combustible UO_2 , l'utilisation d'assemblages utilisant du combustible MOX (avec les caractéristiques indiquées ci-dessus) se traduit par :

- un flux neutronique sensiblement plus « dur » (plus de neutrons rapides);
- une plus faible proportion de neutrons différés (de 450 à 510 pcm environ, au lieu de 500 à 700 pcm pour un cœur chargé uniquement en assemblages à base de combustible UO_2);
- un amoindrissement de l'effet xénon;
- un effet Doppler sensiblement identique²³⁰;
- un effet du modérateur un peu supérieur;
- une diminution de l'efficacité des absorbants de neutrons thermiques (grappes et bore soluble);
- une puissance résiduelle supérieure au-delà d'une dizaine d'heures après un arrêt (plus élevée d'une quinzaine de pour cent une journée après l'arrêt du réacteur, une quarantaine de pour cent au bout d'une semaine). Cependant, dans les dix premières heures après un arrêt, la puissance résiduelle d'un assemblage à base de combustible MOX est plus faible d'environ 5 % que celle d'un assemblage à base de combustible UO_2 .

Par ailleurs, l'énergie libérée par une fission du plutonium 239 est d'environ 210 MeV, au lieu d'environ 200 MeV dans le cas d'une fission d'uranium 235.

Le combustible MOX est beaucoup plus radioactif et radiotoxique²³¹ que le combustible à base d'uranium enrichi. De ce fait, sa fabrication, son transport et son utilisation dans un réacteur nucléaire nécessitent des précautions accrues de radioprotection.

L'introduction de MOX a commencé en 1987 dans le réacteur B1 de 900 MWe de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux. Les essais de démarrage du réacteur avec sa première recharge contenant 16 assemblages à base de combustible MOX ont comporté des essais physiques « à puissance nulle », des cartes de flux à 5 % de la puissance nominale, des mesures de l'efficacité des grappes absorbantes des assemblages à base de combustible MOX. Ces essais visaient à permettre de conforter les prévisions des calculs de neutronique, donc les méthodes de calcul, les incertitudes et leur prise en compte. Des cartes de flux faites à la puissance nominale ont ensuite été analysées. Des écarts entre mesures et calculs sont apparus, plus élevés à puissance réduite; les incertitudes de calcul ont donc été revues à la hausse par rapport à celles qui avaient été retenues pour les cœurs à base d' UO_2 . À l'occasion de ces essais de démarrage, un *tilt* fut détecté (d'environ 9 % à puissance réduite, 2 % en fonctionnement), pris en compte dans les études de sûreté.

230. Légèrement plus négatif du fait des plus grandes résonances d'absorption du plutonium 240.

231. En termes d'émission de rayonnements α et β .

Tableau 5.5. Grandeurs pour lesquelles le non-respect du critère associé conduit directement ou indirectement au déclenchement de l'AAR, pour quelques familles d'incidents et d'accidents des études de sûreté des réacteurs à eau sous pression (cas des réacteurs de 1300 MWe) – (*) désigne le signal d'injection de sécurité.

	Diminution de l'absorption neutronique dans le cœur	Moderation excessive des neutrons par dépressurisation du circuit secondaire	Depressurisation du circuit primaire	Baisse de débit dans le circuit primaire	Défaut de source froide
<ul style="list-style-type: none"> - Haut flux neutronique - Variation rapide du flux 	<ul style="list-style-type: none"> - Retrait incontrôlé de grappes (RICZ, RIGP) - Éjection d'une grappe (EDG) - Dilution incontrôlée d'acide borique 	<ul style="list-style-type: none"> - Ouverture intempestive d'une soupape de GV - Rupture d'une tuyauterie de vapeur (RTV) 	<ul style="list-style-type: none"> - Ouverture intempestive d'une soupape du pressuriseur - Brèche du circuit primaire (APRP) - Rupture de tube de GV (RTGV) 	<ul style="list-style-type: none"> - Perte partielle du débit primaire -Rotor bloqué d'une motopompe primaire - Perte des alimentations électriques externes 	<ul style="list-style-type: none"> - Perte de l'alimentation normale en eau des GV - Rupture d'une tuyauterie d'alimentation en eau des GV - Perte totale de l'alimentation en eau des GV
<ul style="list-style-type: none"> - Puissance linéique élevée 	x				
<ul style="list-style-type: none"> - Bas RFTC 	x	x	x	x	x
<ul style="list-style-type: none"> - Très basse température de l'eau des branches froides du circuit primaire 	x (*)				
<ul style="list-style-type: none"> - Haut niveau d'eau dans le pressuriseur 					x
Pression dans le pressuriseur : <ul style="list-style-type: none"> - basse - très haute 	x		x		x
<ul style="list-style-type: none"> - Bas débit dans le circuit primaire - Basse vitesse de rotation des pompes primaires 				x	
<ul style="list-style-type: none"> - Bas débit d'alimentation en eau des GV 					x
Niveau d'eau dans les GV : <ul style="list-style-type: none"> - très haut - très bas 			x		x
<ul style="list-style-type: none"> - Basse pression de vapeur dans le circuit secondaire 	x (*)				
<ul style="list-style-type: none"> - Haute pression dans l'enceinte de confinement 	x (*)		x (*)		

(*) Signal d'injection de sécurité

Vidéos pouvant être consultées pour compléter le chapitre



La radioactivité artificielle
et la fission



Trois générations de réacteurs
nucléaires français