

# GÉNÉRALITÉS SUR LES RÉACTEURS NUCLÉAIRES

QUEL MODÈLE INDUSTRIEL  
DANS L'AVENIR ?

De la première pile nucléaire française, Zoé, jusqu'à l'EPR aujourd'hui, l'industrie nucléaire a toujours progressé en tirant profit du retour d'expérience acquis au fil des dizaines d'années d'exploitation, en particulier en tirant les enseignements des événements les plus marquants de son histoire, comme l'accident nucléaire de Fukushima.

Les nouvelles générations de réacteurs doivent concilier à la fois l'amélioration de la sûreté et les performances économiques pour permettre au nucléaire de conserver sa légitimité et son intérêt dans le mix de production d'électricité.

Par **Claude JAOUEN\*** et **Pierre BÉROUX\*\***

**U**n réacteur nucléaire est un appareil dans lequel est entretenue une réaction en chaîne de fission nucléaire. Il comporte :

- de la matière fissile qui constitue le combustible, siège de la fission. Cette matière fissile est généralement constituée d'uranium 235 ( $U_{235}$ ) ou de plutonium 239 ( $U_{239}$ ),
- de la matière fertile, comme l'uranium 238 ( $U_{238}$ ) ou le thorium 233 qui se transforme en matière fissile par l'absorption d'un neutron, suivie de l'émission d'une ou de plusieurs particules,
- d'un fluide caloporteur qui récupère la chaleur produite par la fission et la transfère vers une chaudière pour produire de la chaleur industrielle destinée (ou non) à la production d'électricité. Ce fluide caloporteur peut être de l'eau ordinaire (dite eau légère,  $H_2O$ ), de l'eau lourde ( $D_2O$ ), du gaz carbonique ( $CO_2$ ), de l'hélium ( $He$ ), ou un métal liquide, généralement du sodium ( $Na$ ),

– un modérateur, pour les réacteurs dit thermiques ou « à neutrons lents » utilisant de l'uranium 235 comme matière fissile et dans lesquels les neutrons sont ralentis pour favoriser les fissions à basse énergie (inférieure à 1eV). Il s'agit d'atomes légers comme ceux de l'eau ordinaire, de l'eau lourde ou du graphite (C). Pour les réacteurs « à neutrons rapides » dans lesquels les neutrons ne sont pas ralentis pour favoriser les fissions à haute énergie (supérieure à 100 keV), il n'y a pas de modérateur ;

– des matériaux absorbants ajustables en quantité qui permettent de réguler la réaction de fission. En régime stable, il faut que le nombre de neutrons produits par la fission

\* Directeur du Business Group Réacteurs et Services, Areva.

\*\* Directeur technique et industriel de l'ingénierie nucléaire, EDF.

soit égal au nombre des neutrons capturés dans les différents matériaux constituant le réacteur. Les absorbants sont : le bore (B), le cadmium (Cd), le hafnium (Hf), le gadolinium (Ga), l'argent (Ag) et l'indium (In),

– enfin, des matériaux de structure qui servent à contenir les matières fissiles et fertiles, les modérateurs et les absorbants, et à organiser les écoulements du fluide caloporteur.

Un réacteur nucléaire se caractérise par le choix de ces différents matériaux, des choix essentiellement limités par leurs caractéristiques neutroniques et physico-chimiques. La combinaison de différents matériaux fissiles et fertiles, de modérateur (le cas échéant) et de caloporteur conduit à plusieurs familles de réacteurs, appelées « filières ».

Dans le développement des chaudières nucléaires, on distingue plusieurs phases :

– **la période 1940-1960 : la phase pré-industrielle, ou phase dite des chercheurs**

Entre l'apparition des premiers réacteurs dans les années 1940, aux Etats-Unis et au Canada, et dans les années 1950, les choix ont été dictés par la disponibilité des matières. À l'époque, seul l'uranium naturel (contenant 0,7 % d'uranium 235 et 99,3 % d'uranium 238) était disponible. Les modérateurs ne pouvaient être que des matériaux absorbant peu de neutrons, à savoir le graphite ou l'eau lourde. Le premier réacteur, la « pile » de Fermi (en 1942, aux Etats-Unis) utilisait le graphite, tandis que la première pile française, Zoé, recourait à l'eau lourde. Ensuite, les réacteurs à uranium naturel et graphite ont été utilisés pour produire du plutonium militaire, puis de l'électricité, en France et au Royaume-Uni.

À partir de 1950, la production d'uranium enrichi en uranium 235 dans les usines de séparation isotopique et la production de plutonium 239 à partir des premiers réacteurs ont permis de nouvelles combinaisons de matériaux et donc de nouveaux modèles de réacteurs, pendant que les réacteurs au graphite et à l'eau lourde gagnaient en puissance et s'industrialisaient. C'est ainsi que le premier réacteur électrogène à exister (aux Etats-Unis, en 1951) fut le réacteur EBR1 (un réacteur rapide refroidi au sodium).

– **de 1960 à nos jours : la phase industrielle**

À partir des années 1960, un petit nombre de filières se sont imposées, les chaudières industrielles productrices d'énergie que nous connaissons aujourd'hui en sont issues. Classées en fonction de leur type de caloporteur, ce sont :

– les chaudières refroidies au gaz carbonique (CO<sub>2</sub>) ou à l'hélium (He), pour lesquelles le modérateur est du graphite,

– les chaudières refroidies à l'eau lourde (D<sub>2</sub>O) ou à l'eau ordinaire (H<sub>2</sub>O), les premières citées utilisant toujours l'eau lourde comme modérateur, alors que les secondes ont parfois utilisé de l'eau ordinaire ou du graphite (qui sont moins chers),

– les chaudières refroidies au sodium (sans modérateur).

Parmi ces chaudières, les chaudières refroidies et modérées à l'eau ordinaire représentent la grande majorité des chaudières construites dans le monde, du fait de leur compacité appréciée par la construction navale (sous-marins, brise-glaces, porte-avions) et du fait de leur rusticité, qui se traduit par une production massive de chaleur et d'électricité pour un coût moindre.

Néanmoins, durant cette période, la crainte d'une pénurie prochaine d'uranium et la quantité importante de plutonium disponible ont conduit à une tentative de développement industriel des chaudières rapides au sodium (notamment des chaudières Phénix et Superphénix, en France, et des chaudières BN 350 et BN 600 en Russie, pour ne parler que des chaudières les plus puissantes). En effet, du fait de la présence de quantités importantes d'uranium 238 dans l'uranium naturel ou dans l'uranium enrichi (à 4 % en U<sub>235</sub> environ, dans les chaudières à eau ordinaire), les chaudières à neutrons lents produisent du plutonium 239, qu'elles ne consomment qu'en partie. Ce plutonium est extrait du combustible à la fin de son séjour en chaudière et peut être réutilisé comme matériau fissile. En revanche, dans les chaudières rapides, grâce à un arrangement adéquat des matériaux, il est même possible de récupérer davantage de matériau fissile qu'il n'en avait été introduit initialement (dans ce cas, ces chaudières sont dites « surgénératrices »).

---

## DESCRIPTION D'UNE CHAUDIÈRE NUCLÉAIRE

La chaudière nucléaire est abritée dans les bâtiments de l'îlot nucléaire de la « tranche » : le bâtiment réacteur et un ou plusieurs bâtiments y sont accolés, qui abritent les systèmes auxiliaires. Une centrale comprend généralement plusieurs tranches sur un même site. Ces bâtiments ont aussi pour fonction de contenir la radioactivité vis-à-vis de l'extérieur ; c'est pourquoi le bâtiment réacteur est aussi appelé « enceinte de confinement ». Cette enceinte résiste à la pression, aux séismes et aux missiles. Les structures internes de ces bâtiments assurent en outre les fonctions de supportage des équipements et de protection radiologique des travailleurs.

La chaudière comporte le cœur du réacteur, les circuits principaux et les circuits et systèmes auxiliaires.

---

### Le cœur du réacteur

La chaleur produite par les fissions nucléaires se dégage au sein du combustible, qui constitue le cœur du réacteur. Ses éléments constitutifs sont essentielle-

ment le combustible, le modérateur (absent dans le cas des réacteurs rapides), le « réflecteur » (ou la « couverture », pour les réacteurs rapides), l'absorbant et, enfin, les structures internes du réacteur.

### *Le combustible*

C'est un mélange de matériaux fissiles et fertiles, qui se présente soit sous une forme métallique, soit (plus généralement) sous la forme d'oxydes.

Il y a eu une tentative de réaliser des prototypes utilisant le combustible à l'état liquide (réacteurs homogènes à sels fondus), mais le combustible utilisé dans les réacteurs industriels est toujours à l'état solide et séparé du modérateur et du caloporteur. Pour ces derniers, on parle de réacteurs hétérogènes.

Si l'on excepte les réacteurs à l'uranium naturel alimentés en oxyde métallique et certains réacteurs rapides (uranium et carbure d'uranium), le combustible des réacteurs industriels est presque toujours de l'oxyde d'uranium plus ou moins enrichi en  $U_{235}$ , ou de l'oxyde de plutonium, ou encore un mélange  $UO_2$ - $PuO_2$ .

L'oxyde sous la forme de pastilles frittées ou sous forme métallique est contenu dans des tubes appelés « gaines » dont le but principal est d'éviter la dispersion des « produits de fission » dans le caloporteur. Le choix des matériaux servant à confectionner ces gaines est limité à l'acier inoxydable pour les réacteurs rapides au sodium et pour les premiers réacteurs à eau pressurisée, à des alliages de zirconium pour les réacteurs à eau et à des alliages de magnésium pour les réacteurs graphite-gaz.

Les éléments combustible sont les plus petites unités étanches contenant le combustible. Ce sont les « cartouches » pour les réacteurs graphite-gaz, les « crayons » pour les réacteurs à eau, « les aiguilles » pour les réacteurs rapides au sodium (l'emploi du terme « aiguille » vient du fait que le tube est encore plus fin et plus long), et même les « boulets » pour certains prototypes de réacteurs à gaz à haute température.

Pour les réacteurs à eau et pour les réacteurs rapides au sodium, les éléments combustible sont rassemblés par paquets pour former des « assemblages combustible » liés mécaniquement entre eux et manipulés en bloc afin de faciliter les opérations périodiques de renouvellement du combustible.

### *Le modérateur*

Dans les réacteurs à neutrons lents utilisant l' $U_{235}$  comme matière fissile, le modérateur est constitué par des noyaux d'atomes légers qui ont une section efficace

de diffusion élastique convenable et une section efficace de capture faible. Il s'agit d'eau ordinaire ou d'eau lourde, dans le cas des réacteurs à eau (l'eau qui joue d'ailleurs en même temps le rôle de fluide caloporteur), ou du graphite.

### *Le réflecteur (la couverture)*

Pour limiter la fuite de neutrons vers l'extérieur et réduire le flux neutronique sur les structures externes, le cœur du réacteur est entouré d'un matériau diffusant et peu capturant, appelé « réflecteur ». Ce matériau est généralement le même que celui utilisé pour le modérateur. Cela peut également être une structure interne métallique épaisse, qui agit comme un mur. Pour les réacteurs rapides au sodium, le cœur peut être entouré d'une couche de matériau fertile ( $U_{238}$  correspondant à de l'uranium naturel issu des usines de séparation isotopique et appauvri en  $U_{235}$ ). C'est la « couverture » : les neutrons qui s'échappent du cœur sont alors réfléchis ou capturés, transformant l' $U_{238}$  en  $Pu_{239}$  fissile.

### *L'absorbant*

Constitué de matériaux capturant les neutrons, l'absorbant permet de régler l'allure de la réaction en chaîne par son introduction dans le cœur ou au contraire par son retrait. Ces matériaux (bore, cadmium, indium, hafnium, argent, gadolinium) sont contenus soit dans des barres (ou grappes) de contrôle qui s'enfoncent plus ou moins profondément dans le cœur, soit dans les éléments combustible eux-mêmes (sous la forme de pastilles ou de revêtements de gadolinium, par exemple, permettant ainsi de compenser progressivement la consommation de matière fissile) ou bien dilués dans l'eau, sous la forme d'acide borique (pour les réacteurs à eau ordinaire).

### *Le fluide caloporteur*

C'est le fluide qui circule le long des éléments combustible pour évacuer la chaleur dégagée par la réaction de fission. Les fluides caloporteurs utilisés dans les chaudières nucléaires sont des liquides (eau ordinaire ou eau lourde), des gaz (gaz carbonique ou hélium), ou enfin du sodium [Ndlr : un métal dont le point de fusion est peu élevé (~ 98°C)].

### *La cuve (ou caisson) et les structures internes*

Le cœur est maintenu dans des structures qui organisent l'écoulement du fluide caloporteur et guident les barres de contrôle. Ce sont les structures internes du

réacteur. L'ensemble est contenu dans une cuve en acier, dans les réacteurs à caloporteur liquide (et, parfois, dans un caisson en béton précontraint pour les réacteurs à caloporteur gazeux). Mais pour certains réacteurs, on utilise un faisceau de tubes sous pression appelés « tubes de force » (c'est le cas des réacteurs russes RBMK et des réacteurs canadiens et indiens à eau lourde).

### Les circuits principaux

Les circuits principaux comprennent l'ensemble des circuits et de leurs organes (pompes, vannes, échangeurs de chaleur, générateurs de vapeur) permettant de transférer, *via* le fluide caloporteur, l'énergie thermique dégagée par le cœur au fluide thermodynamique (vapeur d'eau ou gaz) qui sera injecté dans la turbine d'un électro-générateur pour produire de l'électricité. Selon les modèles, les chaudières comportent un seul circuit principal (chaudières à eau bouillante et RBMK russes), deux circuits principaux (chaudières à eau pressurisée) ou trois (chaudières rapides au sodium).

### Les circuits et systèmes auxiliaires

De nombreux circuits et systèmes auxiliaires sont nécessaires pour assurer la disponibilité des chaudières nucléaires et la sûreté de leur fonctionnement.

Ce sont d'abord les circuits de sauvegarde, qui sont destinés à intervenir en cas de défaillance des systèmes normaux de fonctionnement pour ramener les conséquences d'accidents éventuels en-deçà des limites acceptables pour le personnel et pour le public.

Ce sont ensuite les circuits auxiliaires proprement dits, fort nombreux, qui permettent aux circuits principaux de remplir leurs fonctions dans des configurations de démarrage, de fonctionnement en puissance et d'arrêt. Parmi ces systèmes, il faut citer les circuits de refroidissement et les circuits de collecte, de traitement, de stockage et de rejet des effluents radioactifs. Enfin, des systèmes de manutention et de stockage du combustible (neuf et usagé) permettent d'assurer le renouvellement du combustible dans le réacteur.

## LES CHAUDIÈRES NUCLÉAIRES INDUSTRIELLES

À l'issue de la phase pré-industrielle, plusieurs modèles de chaudières nucléaires se sont imposés qui ont fait l'objet de réalisations industrielles (c'est-à-dire, qui ont été construits en plusieurs exemplaires). Les principales caractéristiques de ces chaudières existant dans les années 1990 sont résumées et comparées dans le tableau 1. Nous en faisons une présentation

rapide en nous référant toujours à un classement par le fluide caloporteur utilisé.

### Les chaudières utilisant le sodium liquide comme fluide caloporteur

La première chaudière productrice d'électricité au monde fut le réacteur à neutrons rapides EBR1, qui a été mis en service aux Etats-Unis en 1951. Les réacteurs à neutrons rapides se caractérisent essentiellement par l'absence de réaction nucléaire provoquée par des neutrons lents ; il n'est donc pas nécessaire d'avoir un modérateur. Dans ce type de réacteur, on utilise du sodium comme fluide caloporteur, car il permet une extraction plus aisée de la chaleur produite. Le combustible est du plutonium (celui-ci pouvant provenir de réacteurs nucléaires à eau). Un des intérêts de ces réacteurs réside dans la possibilité d'y former du plutonium 239 à partir d'uranium 238 (jusqu'à former plus de plutonium qu'il n'en est consommé). Cette possibilité permet d'assurer non seulement l'extraction de 60 à 100 fois plus d'énergie d'une même quantité d'uranium naturel qu'avec les réacteurs à neutrons thermiques, mais aussi l'utilisation des minerais pauvres ou très pauvres économiquement inexploitable pour alimenter les autres filières, faisant ainsi de l'énergie nucléaire sinon une énergie inépuisable, tout au moins une source d'énergie disponible pour de très nombreux siècles.

Après la réalisation de plusieurs prototypes (Rhapsodie, en 1967, puis Phénix, en 1973), la France a construit une centrale de forte puissance (Superphénix, en 1986), qui a été arrêtée par les pouvoirs publics après sa mise en exploitation. Toutefois, de nombreuses expérimentations ont été poursuivies sur Phénix, et le CEA a lancé récemment un avant-projet pour la construction d'ASTRID, qui sera un nouveau démonstrateur de puissance dans cette filière.

Il faut enfin souligner que les chaudières rapides permettent « d'incinérer » les déchets radioactifs les plus nocifs produits par des chaudières nucléaires. En effet, les neutrons rapides cassent les atomes lourds (les actinides issus des réactions de fission). L'objectif est de ramener la durée de nocivité des produits de fission à une durée rassurante à l'échelle humaine, soit celle du millier d'années.

### Les chaudières utilisant un gaz (gaz carbonique ou hélium) comme fluide caloporteur

#### *Les chaudières UNGG (uranium naturel-graphite-gaz)*

Les premières chaudières construites en France (d'une puissance de 2 365 mégawatts électriques) étaient de

Désignation	UNGG	AGR	HTR	CANDU	RBMK	REB	REP	RNR
Exemple de chaudière	Saint Laurent 1 et 2 (France)	Hinkley Point (Grande Bretagne)	Fort Saint Vrain (Etats Unis)	Darlington Candu (Canada)	Tchernobyl (URSS)	Fukushima N°5 (Japon)	Chooz B1 (N4) France	Superphénix (France)
Puissance électrique nette (MW)	390-465	600	330	935	950	1100	1450	1200
Caloporteur : Nature	Gaz Dioxyde de Carbone CO <sub>2</sub>	Gaz Dioxyde de Carbone CO <sub>2</sub>	Gaz Hélium He	Eau Eau lourde D <sub>2</sub> O	Eau Eau ordinaire H <sub>2</sub> O	Eau Eau ordinaire H <sub>2</sub> O	Eau Eau ordinaire H <sub>2</sub> O	Na 400 560 4 au milieu du cœur et 1 dans la cuve
Température d'entrée (°C)	250	290	400	276	270	278	290	
Température de sortie (°C)	400	645	770	312	280	287	325	
Pression moyenne (bar)	26	40	50	105	67	71	155	
Modérateur	graphite	graphite	graphite	eau lourde	graphite	eau ordinaire	eau ordinaire	pas de modérateur
Combustible : Matière fissile	uranium naturel	oxyde d'uranium légèrement enrichi	oxyde d'uranium moyennement enrichi	oxyde d'uranium naturel	oxyde d'uranium légèrement enrichi	oxyde d'uranium légèrement enrichi	oxyde d'uranium légèrement enrichi (1)	oxyde plutonium
Gainage associé	alliage de magnésium	acier inoxydable	graphite	Zircaloy	alliage de zirconium (Zr Nb)	Zircaloy	Zircaloy	acier inoxydable
Caractéristiques du cœur :	cylindre vertical	cylindre vertical	cylindre vertical	cylindre horizontal	cylindre vertical	cylindre vertical	cylindre vertical	cylindre vertical
Formes et dimensions (3)	$d = 17,4 \text{ m}$ $h = 9 \text{ m}$	$d = 9,1 \text{ m}$ $h = 8,3 \text{ m}$	$d = 6 \text{ m}$ $h = 4,8 \text{ m}$	$d = 7,8 \text{ m}$ $l = 6 \text{ m}$	$d = 12 \text{ m}$ $h = 7 \text{ m}$	$d = 5 \text{ m}$ $h = 3,7 \text{ m}$	$d = 3,70 \text{ m}$ $h = 4,27 \text{ m}$	$d = 3,6 \text{ m}$ $h = 1 \text{ m}$
Masse (t)	600 (U nat)	129 (UO)	20 (U et Th)	110 (U nat)	190 (UO)	135	125	35 (sans couverture)
Densité de puissance .....kW/L)	1	13 (U)	6	9	6	50	100	240
Taux d'irradiation .....(MWj/t)	5000	20 000	90 000	8 500	20 000	28 000	45 000	65 000
Consommation annuelle d'U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> (2) (t)	250	230	170	160	200	200	200	< 1
Absorbant : dispositif de contrôle du cœur	barres	barres	barres + billes boriquées	barres et poison soluble	barres	barres	barres et poison soluble (bore dissous)	barres
Caractéristiques des structures du réacteur (3)	caisse en béton précontraint $d_{int} = 29 \text{ m}$ $e = 4 \text{ m}$	caisse en béton précontraint $d_{int} = 29 \text{ m}$ $h_{int} = 33 \text{ m}$ $e = 5 \text{ m}$	caisson en béton précontraint autour d'une cuve mince en acier au carbone $d = 9,4 \text{ m}$ $i = 32 \text{ m}$	faisceau horizontal de 480 tubes de force en zirconium nobium (ZrNb) $l = 6,3 \text{ m}$ $e = 0,042 \text{ m}$	faisceau vertical de 1681 tubes de force ( $d = 0,088 \text{ m}$ ) $e = 0,004$ en alliage ZrNb (et acier inoxydable hors zone active) traversant un caisson en acier au carbone de $d = 16 \text{ m}$ et $e = 0,016$ rempli de graphite	cuve épaisse en acier faiblement allié revêtu d'acier inoxydable austénique $d = 6,4 \text{ m}$ $h = 22 \text{ m}$ $e = 0,16 \text{ m}$	cuve épaisse en acier faiblement allié revêtu d'acier inoxydable austénique $d = 4,5 \text{ m}$ $h = 11 \text{ m}$ $e = 0,23 \text{ m}$	cuve mince en acier inoxydable austénique $d = 21 \text{ m}$ $h = 15 \text{ m}$ $e = 0,025 \text{ m}$
Puissance électrique installée dans le monde (GW) fin 2010		8,9		22,2	10,2	84,1	248,6	0,5
Nombre de réacteurs		18		45	15	92	269	1

(1) Ou mélange uranium-plutonium (MOX).

(2) Sans recyclage, pour 1000 MW, pour un facteur de charge de 0,8 et une queue d'uranium appauvrie de 0,25 % à l'enrichissement

(3) Dimensions :  $d$  = diamètre  $e$  = épaisseur  $h$  = hauteur  $l$  = longueur.

**Tableau 1 :** Comparaison des modèles de chaudières industrielles - Valeurs arrondies.

ce type, dit UNGG (de l'Uranium Naturel comme combustible, du Graphite comme modérateur et un Gaz comme fluide caloporteur). Ce type de chaudière

avait un bilan neutronique très tendu, mais il présentait l'avantage d'utiliser de l'uranium naturel, et donc de ne pas dépendre d'installations d'enrichisse-

ment. Il a été abandonné après qu'une ressource uranium enrichi fut devenue disponible. EDF réalise actuellement la déconstruction des huit chaudières de cette filière présentes en France.

#### *Les chaudières AGR (Advanced Graphite Reactor)*

Ce modèle de réacteur a été construit au Royaume-Uni en plusieurs unités toujours en exploitation par EDF Energy. Il dérive du modèle que nous avons vu précédemment par l'emploi de gaines en acier inoxydable dont l'effet capturant pour les neutrons est compensé par un léger enrichissement (2 %) de l'uranium qui n'est plus utilisé sous sa forme métallique, mais sous celle de dioxyde ( $UO_2$ ). Ainsi, la température de fonctionnement du réacteur et la pression du fluide caloporteur peuvent être augmentées, ce qui permet d'accroître le rendement de la chaudière.

---

Les chaudières utilisant de l'eau (eau ordinaire, ou eau lourde) comme caloporteur

#### *Les chaudières à eau ordinaire (REP et REB)*

Ces chaudières utilisent de l'eau ordinaire à la fois comme modérateur et comme fluide caloporteur. Elles constituent l'essentiel de la flotte mondiale des réacteurs en exploitation et des modèles en projet.

L'absorption relativement importante des neutrons par l'eau impose l'utilisation d'un combustible légèrement enrichi (de 2,5 à 3,5 % en masse d'uranium 235) et permet une utilisation réduite des ressources en uranium : moins de 0,8 % est consommé.

Pour une teneur de rejet de l'usine d'enrichissement de l'uranium de 0,25 % en masse de l'uranium 235 et en comptant une consommation spécifique d'environ un gramme d'uranium par mégawatt x jour (MWj) d'énergie thermique à l'équilibre, l'énergie extraite de l'uranium naturel est dans ce type de réacteur d'environ 6 000 MWj par tonne.

Quant au rapport entre les volumes du modérateur et du combustible, il est très faible (de l'ordre de 2,15 pour les réacteurs pressurisés et de 2,75 pour les réacteurs à eau bouillante) du fait du ralentissement brutal des neutrons par les noyaux d'hydrogène. Aussi, l'ensemble combustible-modérateur de ce type de réacteur est-il très compact.

Pour limiter l'investissement en combustible, on recherche la puissance spécifique (exprimée en mégawatt par tonne de combustible) la plus élevée, et pour une bonne utilisation de ce combustible, on tente d'accroître le plus possible le taux d'irradiation, ou « taux de combustion ».

Le combustible déchargé contient encore une quantité d'uranium 235 nettement supérieure à la teneur

isotopique naturelle, à laquelle s'ajoutent 0,85 grammes de plutonium par kilogramme d'uranium déchargé. Son traitement permet de récupérer l'uranium et le plutonium, pour les réutiliser respectivement comme uranium de retraitement et, dans le cas du plutonium récupéré, dans un combustible mixte constitué d'un mélange des oxydes  $UO_2$  et  $PuO_2$  (le MOX).

#### *– Les réacteurs à eau ordinaire sous pression (REP)*

Ces réacteurs ont été conçus à l'origine aux États-Unis pour la propulsion des sous-marins, du fait de leur compacité. L'eau est maintenue en phase liquide dans la cuve sous une pression d'environ 150 bars et à une température moyenne d'environ 300°C. Cette eau primaire cède sa chaleur dans un générateur de vapeur. La vapeur ainsi produite est envoyée vers la turbine.

L'eau du circuit primaire est confinée ainsi que les produits radioactifs qu'elle contient. L'absence d'ébullition dans le circuit primaire permet d'utiliser pour contrôler la réaction en chaîne une substance soluble, véritable « poison » pour les neutrons, le bore sous forme d'acide borique.

Le parc de production électronucléaire d'EDF en exploitation en France est composé de 58 réacteurs de ce type, et un 59<sup>ème</sup> est en cours de construction (l'EPR de Flamanville).

EDF procède aussi actuellement au démantèlement complet du premier REP français, Chooz A (dans le département des Ardennes).

Le tableau comparatif des principales caractéristiques des chaudières REP en exploitation en France est donné par le tableau 2.

#### *– Les réacteurs à eau ordinaire bouillante (REB)*

Dans le cas de ces chaudières, la pression est limitée à la pression de saturation ; une partie de l'eau primaire est transformée en vapeur dans la cuve et cette vapeur est envoyée directement vers la turbine. La barrière (anti-radioactivité) créée par le générateur de vapeur n'existant plus, il est nécessaire, en cas d'accident sur le réacteur, d'isoler celui-ci de la turbine et d'évacuer la vapeur vers un condenseur auxiliaire de grande capacité. Il est également nécessaire de protéger la turbine vis-à-vis d'une radioactivité éventuelle, de prendre des dispositions spéciales au niveau de l'extraction de gaz du condenseur et de purifier l'eau d'alimentation avant sa réinjection dans le réacteur.

L'ébullition de l'eau, dans la cuve, interdit l'emploi de « poison soluble », ce qui nécessite une épuration très complète de l'eau, en permanence.

Malgré certains projets mis en oeuvre, lors du développement de l'électronucléaire en France, aucune installation de ce type n'a été construite sur le territoire français. Elles représentent toutefois plus de 20 % du parc installé mondial. On en trouve en particulier dans d'autres pays européens (en Allemagne, en Finlande...), ainsi qu'aux États-Unis ou au Japon.

Principales caractéristiques Main characteristics	REP 900 PWR 900		REP 1300 PWR 1300		REP N4 PWR 1500
Puissance électrique nette (MWe) Net electric capacity (MWe)	880 à 915		1300 à 1335		1455
Puissance thermique (MWth) Thermal power (MW)	2775		3800		4250
Rendement (%) Efficiency (%)	31,7 à 33,0		34,2 à 35,1		34,2
Nombre d'assemblages de combustible Number of fuel assemblies	157		193		205
Nombre de crayons par assemblage Number of rods per assembly	264		264		264
Poids d'uranium par assemblage (kg) Weight of uranium per assembly (kg)	461,7		538,5		538,5
<b>Première charge / initial loading</b>					
Masse d'uranium enrichi (tonnes) Weight of enriched uranium (t)	72,5		104		110,5
Enrichissement initial moyen (%) Average initial enrichment (%)	2,43		2,28		2,29
Besoin en uranium naturel (tonnes) <sup>(6)</sup> Natural uranium requirements (t)	316		423		449
Besoin en enrichissement (milliers d'UTS) Enrichissement requirement (10 <sup>3</sup> SWU)	225		294		312
<b>Recharge à l'équilibre / Equilibrium reload</b>	(1)	(2)	(3)	(4)	(5)
Nombre d'assemblages par recharge Number of assemblies per reload	40	28 <sub>UO<sub>2</sub></sub>	64	64	69
Masse de métal lourd (tonnes) Weight of heavy metal <sup>(1)</sup>	18,5	+16 <sub>MOX</sub> 12,9 <sub>UO<sub>2</sub></sub>	34,5	34,5	37,2
Enrichissement (%) Enrichement (%)	3,7	+7,4 <sub>MOX</sub> 3,7 <sub>UO<sub>2</sub></sub>	3,1	4,0	3,4
Besoin en uranium naturel (tonnes) <sup>(7)</sup> Natural uranium requirements (t)	153	+9,0 <sub>MOX</sub> 107 <sub>UO<sub>2</sub></sub>	235	310	280
Besoin en enrichissement (milliers d'UTS) <sup>(7)</sup> Enrichment requirements <sup>(7)</sup> (10 <sup>3</sup> SWU)	87	+0 <sub>MOX</sub> <sup>(8)</sup> 61 <sub>UO<sub>2</sub></sub>	124	182	154
Irradiation moyenne (MWj/t) Bump-up (MWd/t)	41 200	+0 <sub>MOX</sub> <sup>(8)</sup> 33 800	32 100	43 500	39 000
Séjour en réacteur (mois) Fuel residence time (month)	48	36	38	54	36

- (1) Rechargement par quart de cœur (annuel) / Reload by 1/4 core  
(2) Rechargement (MOX) par tiers de cœur (annuel) / Reload by 1/3 core (MOX)  
(3) Rechargement par tiers de cœur (annuel) / Reload by 1/3 core  
(4) Rechargement par tiers de cœur (allongé à 18 mois) / Reload by 1/3 core (18 months)  
(5) Prévisionnel par tiers de cœur, susceptible de modification / Reload by 1/3 core (forecast)  
(6) Pour un taux de rejet de 0,25 % / Assuming 0,25 % tails assay and no losses  
(7) Pour un taux de rejet de 0,3 % / Assuming 0,3 % tails assay and no losses  
(8) MOX fabriqué avec de l'U appauvri / MOX manufactured from depleted U

Sources : CEA / DSA-SEE  
Mémento sur l'énergie - Edition 2002 - CEA

**Tableau 2 :** Caractéristiques des REP <sup>(1)</sup> 900, 1300, 1500 MWe en exploitation en France  
Characteristics of french PWR<sub>s</sub> - 900, 1300 and 1500 MWe <sup>(1)</sup>

*Les chaudières RBMK (acronyme russe pour Reactor Bolchoe Molchnastie Kipiache) (réacteur à grande puissance d'ébullition)*

La première chaudière nucléaire productrice d'électricité de ce modèle fut mise en service en URSS en 1954. Ce modèle, uniquement construit en URSS (aujourd'hui présent en Russie, en Ukraine et en

Lituanie) est hybride en ce sens que le caloporteur est de l'eau ordinaire, mais que le modérateur n'est plus seulement de l'eau ordinaire (comme pour le REP ou le REB), mais principalement du graphite. L'eau ordinaire capturant plus de neutrons que le graphite, l'ébullition de l'eau tend à augmenter la puissance (un réacteur RBMK est donc *instable de par sa conception même*).

### Les chaudières CANDU (Canadian Deutérium Uranium)

Ces chaudières construites en de nombreux exemplaires au Canada et en Inde (et en quelques exemplaires notamment en Roumanie et en Chine) utilisent l'eau lourde (D<sub>2</sub>O) à la fois comme modérateur et comme fluide caloporteur. Cette conception est très favorable sur le plan neutronique. Ainsi, ce modèle se satisfait de combustible en uranium naturel sous la forme d'oxyde d'uranium gainé de zirconium, évitant ainsi le recours à une étape d'enrichissement du combustible. Économiquement, ce gain compense le coût élevé de la production de l'eau lourde nécessaire. Ces chaudières sont dites à « tubes de force » et il leur est plus difficile d'atteindre les niveaux élevés de puissance des chaudières REP et REB.

### LES ÉTAPES DE L'AMÉLIORATION DE LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE

Comme toute industrie, la production électronucléaire a progressé en tirant profit du retour d'expérience acquis au fil des dizaines d'années d'exploitation, en particulier en tirant les enseignements des événements les plus marquants de son histoire. Ainsi, l'évolution de la sûreté nucléaire est jalonnée par les accidents qui ont affecté les chaudières nucléaires ou par la conception générale des menaces : Three Miles Island en 1979, Tchernobyl en 1986, la chute des tours du World Trade Center en 2001 et Fukushima en 2011. En simplifiant, les étapes de cette évolution sont les suivantes.

#### Three Miles Island (1979)

À partir de l'accident de la chaudière REP de type Babcock de Three Miles Island (TMI) aux États-Unis en 1979, la sûreté nucléaire est devenue une préoccupation première. Il n'y a pas eu de conséquence environnementale et la conception générale du réacteur n'a pas été remise en cause. Au contraire, l'enceinte de confinement a bien joué son rôle. Cependant, cet accident a marqué un tournant dans la sûreté nucléaire avec l'institutionnalisation dans les pays occidentaux du « retour d'expérience ». Cela signifiait qu'à partir de cet accident, tout incident rencontré dans les chaudières allait être enregistré et faire l'objet d'une analyse approfondie non seulement pour éviter que le même incident ne se reproduise, mais aussi pour en déduire toutes les actions correctives visant à supprimer ou à réduire les causes possibles d'autres incidents d'une nature différente. De plus, ce retour d'expérience est mis en commun dans des réseaux d'exploitants nucléaires à la fois nationaux et internationaux,

comme la WANO (*World Association of Nuclear Operators*) et l'AIEA (Agence Internationale de l'Énergie Atomique). Après 1990, les pays de l'Est de l'Europe ont rejoint les pays occidentaux dans ce partage d'expérience. De ce fait, les chaudières à eau ordinaire, en particulier les chaudières à eau pressurisée, désormais les plus nombreuses dans le monde, sont devenues, et continuent de devenir chaque jour de plus en plus sûres, en bénéficiant d'un processus industriel d'amélioration continue.

#### Tchernobyl (1986)

L'accident de Tchernobyl survenu en Ukraine en 1986 n'affectait pas une chaudière à eau, mais une chaudière de type RBMK, d'une conception très particulière. Cependant, cet accident a eu un retentissement considérable dans l'opinion publique mondiale en raison de ses conséquences environnementales. Il a eu aussi des répercussions pour la sûreté de toutes les chaudières nucléaires, quel qu'en soit le type. L'idée s'est imposée qu'un accident affectant une chaudière nucléaire ne devait pas avoir de conséquence sur l'environnement. À partir de ce moment, il est devenu nécessaire de prendre les accidents en considération dès la conception des systèmes, et non plus seulement *a posteriori*. De là est née la notion de la génération 3. Différentes solutions ont été imaginées. Dans certains cas, les enceintes de confinement ont été renforcées pour collecter le cœur dans le cas où il fondrait et traverserait la cuve du réacteur (pour mémoire, à Three Mile Island, le cœur du réacteur a fondu, mais n'a pas traversé la cuve). Dans d'autres cas, des dispositifs visent à empêcher que le cœur d'un réacteur entré en fusion ne puisse traverser la cuve.

Parallèlement, les marges de tolérance des limites de refroidissement du cœur ont été augmentées (au détriment de l'aspect économique). C'est ainsi que Westinghouse a présenté son projet AP600 (600 MW) dont la cuve était aussi grosse que celle des plus grosses chaudières REP existantes, mais pour une puissance divisée par deux. La construction de cette chaudière n'a jamais pu être engagée et la recherche de la performance économique a conduit à ré-augmenter sa puissance, pour aboutir au modèle AP1000.

À partir des années 1990, ont été engagées les études de modèles de chaudières à sûreté renforcée, notamment de chaudières à eau ordinaire EPR, pour répondre aux exigences des autorités de sûreté nucléaire française et allemande, et de l'AP1000 pour les États-Unis (Westinghouse, ultérieurement rachetée par le japonais Toshiba). D'autres modèles de chaudières à eau ordinaire ont été développés, comme les russes VVER 1200/491 ou AES 2006, les coréennes APR1400 et les chaudières à eau bouillante ABWR, américano-japonaises (construites par General Electric, Toshiba et Hitachi).

## Les attentats du 11 septembre 2001

Les attentats simultanés du 11 septembre 2001 ont mis en évidence le risque lié à la chute d'un avion de ligne. Afin de répondre aux demandes des autorités de sûreté nucléaire, ce risque est maintenant pris en compte dans la conception des réacteurs de troisième génération. Pour les autorités de sûreté nucléaire européennes, l'intégrité du confinement doit être assurée : cette protection est généralement réalisée par un renforcement des bâtiments permettant de limiter les conséquences sur le plan de la sûreté, de l'impact direct (pénétration) et de l'impact indirect (lié aux vibrations induites) de la chute d'un avion. Néanmoins, les exigences des autorités de sûreté nucléaire peuvent être variables. Ainsi, par exemple, l'autorité de sûreté nucléaire américaine évalue la résistance à une chute d'avion à travers la capacité de la centrale à préserver ses moyens de refroidissement et/ou l'intégrité de son enceinte.

## L'accident nucléaire de Fukushima (2011)

L'accident nucléaire de Fukushima (Japon) survenu en mars 2011 marque une nouvelle étape dans le renforcement de la sûreté nucléaire. La rigueur apportée aux données inhérentes aux sites (sismicité, risques d'inondation,...) et l'augmentation des marges de sécurité prises pour la conception des réacteurs viennent renforcer la protection vis-à-vis d'éventuelles agressions externes naturelles. En outre, les approches analytiques et probabilistes visant à réduire les risques d'accident ne sont plus désormais considérées comme étant suffisantes. C'est une approche déterministe globale qui s'impose : on postule que les systèmes d'alimentation en eau et les systèmes d'alimentation électrique sont perdus et qu'il faut en retrouver de nouveaux pour assurer, dans le long terme, le refroidissement du cœur du réacteur. En particulier, des systèmes mobiles sont à prévoir pour parer à toute éventualité. Cet événement a renforcé la prise de conscience de la nécessité d'établir un lien entre la conception et l'exploitation des centrales nucléaires.

## LES RÉACTEURS EN COURS DE CONSTRUCTION

De nouveaux réacteurs sont en construction. Ils prennent en compte l'évolution des exigences de sûreté, en particulier l'hypothèse d'une fonte d'une partie du cœur malgré les systèmes de sauvegarde prévus pour l'empêcher. L'objectif est qu'une fonte partielle du cœur n'ait pas de conséquence sur l'environnement. Ce sont en particulier les modèles de

chaudières à eau ordinaire pressurisée EPR, APWR, APR1400, AP1000 et VVER 120, et de chaudières à eau ordinaire bouillante ABWR (1).

Dans les trois derniers modèles de réacteur (AP1000, WER 120 et ABWR), il est fait appel à des systèmes dits passifs : une fois enclenchés, en cas d'accident, ces systèmes fonctionnent en mettant en œuvre des forces naturelles comme la gravité et la convection naturelle (ils sont dits de conception « révolutionnaire »).

L'EPR est dit, quant à lui, « évolutionnaire » en ce sens qu'il résulte d'une évolution de systèmes existants éprouvés, mais qui restent des systèmes actifs, c'est-à-dire qu'ils fonctionnent avec des pompes et d'autres organes actifs. Les systèmes actifs sont des systèmes dont le mode de fonctionnement est dit prouvé ; ils équipent en effet le parc existant. En revanche, le fonctionnement des systèmes passifs, notamment en condition accidentelle, doit être démontré. Les puissances mises en œuvre par ces systèmes passifs sont généralement inférieures à celles d'un système actif (comme, par exemple, une pompe).

Au-delà des écarts techniques et des démonstrations, quels que soient les principes retenus et les précautions apportées pour concevoir un système de sauvegarde, il est essentiel de mettre en place une défense en profondeur comportant plusieurs niveaux de protection successifs et indépendants les uns des autres.

À titre illustratif, les principales caractéristiques des chaudières industrielles à eau ordinaire de conception nouvelle en construction sont données dans le tableau 3.

Pour mémoire, alors que les pays occidentaux ont perdu leur avance dans le domaine des réacteurs à neutrons rapides, de nouvelles constructions dans ce domaine sont en cours en Russie (le BN 800) et en Inde (une chaudière de 500 MWe analogue à Superphénix). Une petite chaudière de quelques dizaines de MWe vient également d'être mise en service en Chine.

Par ailleurs, un grand nombre de réacteurs à eau pressurisée CPR1000 de la filière française du type dit de « génération 2+ » sont actuellement en cours de construction en Chine. Leur conception est analogue à celle des réacteurs de type 900 MWe français dont ils sont issus. Plus précisément, il s'agit d'un modèle dit « M310 » prenant en compte l'expérience acquise sur l'ensemble des centrales françaises, qui a été vendu à la Chine, dans les années 1980, pour son site de Daya-Bay (dans le Guangdong) - un modèle qui a fait

(1) Mises en service pour la première fois en 1996 au Japon, on peut arguer du fait que l'ABWR est un modèle de la même génération que le N4 français.

	<b>EPR</b>	<b>VVER 1200 / 491 AES 2006</b>	<b>AP 1000</b>	<b>APR 1400</b>	<b>ABWR</b>
Puissance thermique (MW)	4500	3200	3400	4000	3926
Puissance électrique nette (MW)	1650	1080	1117	1390	1356
Rendement	36,7%	33,8%	32,9%	34,8%	34,5%
Nombre de boucles	4	4	2	2	.....
Diamètre de cuve réacteur (m)	4,90	4,25	4,05	4,63	7,10
Nombre d'assemblages combustibles	241 (17x17)	163 (hexagonaux 312 cr)	157 (17x17)	241 (16x16)	872 (10x10)
Matière fissile	UO <sub>2</sub> (4.95% U <sup>235</sup> )	UO <sub>2</sub> (4.69% U <sup>235</sup> )	UO <sub>2</sub> (4.95 4.45% U <sup>235</sup> ) avec couverture 3.2% (8-inch)	UO <sub>2</sub> (4.37% U <sup>235</sup> )	UO <sub>2</sub> (4.2% U <sup>235</sup> )
Taux de combustion (GWJ/T)	> 60	<56	<60	50-55	.....
Bâtiment Réacteur	Double enceinte avec peau	Double enceinte avec peau	Simple enceinte métallique + bâtiment de protection		
Protection avion commercial	Oui par coque intégrale	En option, par épaississement structures	Oui mais coque limitée au bâtiment réacteur		
Nombre de systèmes de sauvegarde	4 trains actifs	4 trains actifs et passifs	2 trains passifs intérieurs BR		
Accident grave	Récupérateur de corium sec	Récupérateur de corium sec	Maintien du cœur fondu en cuve		
Construction	Traditionnelle	Traditionnelle	Modulaire extensive		
Durée de vie à la construction (ans)	60	50 (à 90 % PN)	60	60	60
Nombre en fonctionnement					4 au Japon
Nombre de construction et lieux	1 en Finlande 1 en France 2 en Chine	2 en Russie	4 en Chine + 4 aux USA	4 en Corée 4 aux EAU	2 au Japon 2 à Taiwan

**Tableau 3** : Réacteurs à eau ordinaire en construction de génération III.

l'objet d'améliorations par étapes. Ces améliorations sont essentiellement les nombreuses modifications apportées sur les tranches françaises, qui résultent du retour d'expérience, avec en particulier un nouveau contrôle commande complètement informatisé et une nouvelle turbine « Mirabelle » dérivée de la conception de la turbine Arabelle du N4. La construction de ce modèle se poursuit, mais en 2011 la Chine a décidé de suspendre toute décision en matière de nouvelles constructions souhaitant se donner le temps de définir les exigences complémentaires issues du retour d'expérience de l'accident de Fukushima.

#### L'EPR

Le réacteur EPR est le modèle le plus récent à être issu de la filière française des réacteurs à eau pressurisée, sa puissance peut aller de 1 600 à 1 700 MWe (selon les projets). Des EPR sont actuellement en construction :

- en Finlande : Olikuluoto 3 (électricien : TVO ; fournisseur clef en main : *consortium* Areva-Siemens),
- en France : Flamanville 3 (électricien-architecte-ensemblier : EDF ; chaudière : Areva ; îlot conventionnel : Alstom),

– en Chine : Taishan 1 et 2 (électricien-architecte-ensemblier : TNPJVC (70 % CGNPC, 30 % EDF) ; îlot nucléaire : Areva (et ses partenaires chinois) ; îlot conventionnel : Alstom (et ses partenaires chinois)). L'EPR est un réacteur évolutionnaire. Il embarque dès sa conception non seulement le retour d'expérience acquis sur l'ensemble du parc nucléaire français, notamment sur les réacteurs N4 (2), qui sont les derniers mis en service en France, mais aussi les améliorations réalisées sur le reste du parc lors des visites décennales successives.

Développé dans le cadre d'une coopération franco-allemande (EDF et des électriciens allemands, Areva et Siemens (3)), l'EPR intègre également des principes de conception visant une robustesse accrue (4) et des solutions technologies issues de la filière nucléaire allemande Konvoi (que nous développerons *infra*).

La conception de l'EPR répond ainsi aux recommandations des autorités de sûreté nucléaire française et allemande, ainsi qu'aux conséquences des accidents de Three Mile Island et de Tchernobyl.

C'est un réacteur dit de troisième génération, conçu dans l'objectif de renforcer la robustesse. Il vise ainsi à la fois un niveau de sûreté accru à la conception et l'atteinte des objectifs de sûreté attachés aux réacteurs de cette génération, à savoir :

- la réduction significative de la probabilité de fusion du cœur du réacteur,
- une protection renforcée face aux agressions tant internes qu'externes,
- la prise en compte des accidents graves dans leur conception permettant de s'assurer que ceux-ci n'auraient pas de conséquence à long terme sur l'environnement et sur les populations avoisinantes (notamment en cas de fusion du cœur).

Les concepts de sûreté de l'EPR sont basés sur une approche déterministe étendue aux accidents graves et enrichie d'une analyse probabiliste à la conception.

Parmi les solutions technologiques innovantes retenues dans sa conception, nous citerons :

- la présence d'un économiseur axial dans chaque générateur de vapeur procurant un gain important en termes de pression de la vapeur et contribuant ainsi à augmenter le rendement énergétique,
- un cœur entouré d'un réflecteur de neutrons favorisant une meilleure utilisation du combustible en limi-

tant le flux de neutrons quittant le cœur et visant à limiter le ralenti de la cuve dû à l'irradiation ;

- un compartiment spécifique situé à l'intérieur de l'enceinte de confinement destiné à recueillir et à refroidir le cœur fondu en cas d'accident grave (dans l'hypothèse où le cœur du réacteur entré en fusion percerait le fond de cuve).

Ces évolutions contribuent à une conception visant à garantir, dès la mise en service, une durée de fonctionnement de soixante ans.

#### Quatre bâtiments de sauvegarde indépendants et robustes

Le réacteur EPR dispose de quatre trains de sûreté fonctionnellement indépendants et physiquement séparés les uns des autres assurant une quadruple redondance mécanique et électrique. Leur installation dans quatre bâtiments distincts contribue à réduire le risque de défaillance simultanée des systèmes.

Chaque bâtiment de sauvegarde du réacteur abrite un train de sûreté complet comprenant :

- un système d'injection d'eau borée dans la cuve du réacteur (en cas de fuite du liquide de refroidissement),
- le système d'eau d'alimentation de secours pour les générateurs de vapeur,
- les systèmes électriques et de contrôle-commande pour ces systèmes.

Chaque train est à lui seul capable de refroidir le réacteur et peut avoir recours à de multiples systèmes de production électrique ainsi qu'à de multiples réserves d'eau afin d'assurer le refroidissement du cœur :

- quatre groupes électrogènes diesel d'alimentation de secours, chacun fournissant 100 % des besoins,
- ajout de deux groupes générateurs diesel (dits d'ultime secours) diversifiés pour renforcer la fiabilité des alimentations électriques internes,
- une sécurisation de l'inventaire en eau des systèmes de sauvegarde refroidissant le cœur du réacteur et l'enceinte de confinement,
- enfin, un réservoir d'eau (réservoir IRWST) implanté dans le bâtiment du réacteur.

En outre, d'autres systèmes viennent s'ajouter aux quatre trains de sauvegarde et renforcer la défense en profondeur, tels que l'*Extra Borating System*. Ce système se compose de deux trains séparés et indépendants capables d'injecter la quantité de bore nécessaire pour atteindre les conditions d'arrêt à froid.

Pour ce qui est de la piscine combustible, l'EPR dispose également d'un système de refroidissement dédié permettant de réaliser les fonctions d'apport de complément d'eau et de refroidissement de la piscine (celui-ci est composé de deux systèmes redondants, et d'un troisième, de secours).

(2) Il reprend notamment la conception du contrôle-commande et celle de l'interface informatisée de conduite homme-machine.

(3) De fait, la différence de modèle industriel entre le nucléaire français (modèle électricien-architecte-ensemblier) et le nucléaire allemand (modèle de fourniture clef en main) a conduit à ce qu'EDF s'implique davantage dans la conception que les électriciens allemands.

(4) Issue notamment du retour d'expérience de la proximité des bases aériennes américaines en Allemagne représentant un risque induit non négligeable de chute d'avion.

## La résistance aux événements extérieurs

### *Une protection renforcée contre les accidents externes*

L'EPR a été conçu de manière à renforcer la protection intrinsèque du réacteur contre les agressions externes. Ainsi, l'enceinte qui protège les bâtiments les plus sensibles est réalisée avec un béton renforcé. Le bâtiment réacteur est doté d'une double paroi : une enveloppe intérieure en béton précontraint et une épaisse coque extérieure en béton armé. La robustesse de cette double paroi a été élevée au niveau permettant de protéger le réacteur y compris contre la chute d'un avion commercial gros porteur. Elle protège le bâtiment réacteur, le bâtiment combustible (avec la piscine), deux des quatre bâtiments de sauvegarde et la salle de commande principale. Les deux autres bâtiments de sauvegarde et les bâtiments abritant les groupes électrogènes diesel de secours sont protégés de par leur implantation géographiquement distante.

### *Un radier renforcé pour résister aux séismes*

Comme pour tout réacteur, chaque projet de réalisation d'un EPR tient compte des exigences réglementaires locales en termes de résistance sismique. Aussi tous les équipements relatifs aux fonctions de sûreté sont-ils dimensionnés et qualifiés pour résister aux vibrations et aux conséquences d'un séisme. Afin de renforcer encore la résistance aux séismes violents, l'îlot nucléaire de l'EPR repose sur un unique radier en béton armé de six mètres d'épaisseur.

### *Des systèmes résistants aux inondations*

La surélévation de la plateforme d'un réacteur est la première mesure préventive contre les inondations. Elle est définie en fonction des conditions spécifiques de chaque site. Des protections supplémentaires peuvent également être mises en place sur certains sites (digues, brise-lames, etc.).

Pour l'EPR, l'enceinte de confinement du réacteur, les bâtiments de sauvegarde, le bâtiment contenant le combustible et les bâtiments abritant les générateurs diesel ont été conçus avec un niveau encore accru de résistance, pour le cas (résiduel) où le niveau d'eau viendrait néanmoins à dépasser celui de la plateforme.

## La prévention des risques internes

### *Des recombineurs catalytiques pour prévenir le risque de détonation*

Dans l'éventualité hypothétique d'un accident grave, avec fonte du cœur du réacteur et production induite

d'hydrogène, l'enveloppe intérieure de l'enceinte en béton précontraint est conçue pour résister à la pression pouvant résulter d'une combustion d'hydrogène. Des recombineurs catalytiques d'hydrogène sont installés à l'intérieur de l'enceinte pour prévenir l'accumulation d'hydrogène gazeux et le risque de détonation afférent.

### *Des systèmes permettant d'assurer la stabilisation du cœur fondu*

En cas de fusion du cœur, toute portion de cœur fondu (ou corium) qui percerait le fond de la cuve sera récupérée dans un compartiment spécifique étanche situé en partie basse du bâtiment réacteur (le *core catcher*). Le corium y serait contenu et refroidi avec de l'eau provenant d'un réservoir également situé dans ce bâtiment. La chaleur serait ensuite évacuée afin d'éliminer le risque d'une explosion liée à la vapeur résultant d'une interaction entre le corium et l'eau.

### *Une double enceinte en béton pour limiter les rejets*

Au cas où un accident se produirait, l'enceinte étanche qui renferme le réacteur d'un EPR bénéficierait, d'une part, d'une peau métallique qui ferait barrage à la radioactivité et, d'autre part, d'une zone annulaire (dans la double enceinte) qui permettrait de filtrer tout élément radioactif résiduel, permettant ainsi de réduire l'impact radiologique sur l'environnement et sur les populations avoisinantes.



Vue de l'enceinte.

## La sûreté du réacteur EPR dans le contexte post-Fukushima

Dans le cadre des évaluations de sûreté complémentaires réalisées en France en 2011, l'ASN a considéré, pour le réacteur EPR de Flamanville 3 comme pour le reste du parc en exploitation en France, qu'il n'y avait pas de raison de sûreté justifiant d'en arrêter l'exploitation, elle a demandé à l'exploitant, EDF, de prendre des dispositions complémentaires pour



Zone de rétention du corium.



Coque externe en béton armé.

renforcer la robustesse et la résilience aux situations les plus extrêmes. Pour Flamanville 3 en particulier, l'ASN a noté que « la conception renforcée de ce type de réacteur assure déjà une protection améliorée à l'égard des accidents graves [et qu'] EDF prendra néanmoins des dispositions complémentaires visant à prolonger l'autonomie des sources électriques sur le site ».

### Objectifs d'exploitation

L'objectif défini à la conception en matière de disponibilité, qui est ce que l'on attend des EPR actuellement en construction, est fixé autour de 91% pour Flamanville 3, soit une cible plus élevée que les réacteurs en exploitation. Cet objectif est essentiellement lié à la réduction de la durée des arrêts de tranches (pour recharge en combustible et maintenance) (cible : moins de 16 jours). Cela passe par une optimisation de la gestion des opérations de rechargement du combustible et de maintenance des systèmes et des équipements. En particulier, la possibilité d'un accès au bâtiment réacteur alors que le réacteur est en service (issue de la technologie Konvoi) a été retenue pour permettre de réaliser une partie de la maintenance en dehors de ces arrêts.

En matière de radioprotection, la protection du personnel d'exploitation et de maintenance contre les radiations est renforcée par le choix des matériaux et

la configuration des systèmes et composants concernés. L'objectif est ainsi de réduire la dose collective cible de radioactivité à ne pas dépasser (par réacteur et par an).

Enfin, la conception du réacteur EPR vise à réduire son impact sur l'environnement, grâce à une réduction du volume des déchets produits et à leur meilleure gestion.

Il permet également une réduction de la consommation d'uranium par kWh d'électricité produit (cible : 15%) grâce à une combinaison d'améliorations à la conception, dont font partie le réflecteur de neutrons et l'économiseur axial des générateurs de vapeur. Ces innovations visent également à réduire les quantités de déchets hautement radioactifs.

### Rejets radioactifs gazeux

En fonction de leur origine et de leur composition, les déchets radioactifs gazeux sont soit filtrés, puis relâchés dans l'atmosphère, soit tout d'abord capturés par un système de traitement, puis traités et filtrés afin de réduire leur radioactivité

### Déchets radioactifs liquides

Dans les réacteurs EPR, le nombre plus élevé des barres de contrôle et la taille plus importante du cœur visent à réduire les injections de bore et donc les volumes de déchets radioactifs liquides rejetés.

Enfin, leur consommation d'eau est réduite du fait d'un rendement thermique accru d'une valeur cible de 37%.

## LES NOUVEAUX RÉACTEURS EN DÉVELOPPEMENT

### Les nouveaux réacteurs en développement à court terme

Malgré l'accident de Fukushima et une prudence accrue, l'intérêt de l'électronucléaire persiste en raison de la perspective de pénurie de combustibles fossiles et des préoccupations relatives au réchauffement de la planète. Des programmes ambitieux de construction dans les pays émergents et dans les pays « émergés » (les BRICS, notamment), au premier rang desquels figure la Chine, et des études de nouveaux modèles de chaudière ont été engagés.

Les nouveaux modèles de réacteur doivent concilier à la fois l'amélioration de la sûreté et les performances

économiques pour que le nucléaire conserve une légitimité et un intérêt dans le mix de production d'électricité. Cette performance doit être mesurée à l'aune de la compétitivité par rapport aux autres moyens de production d'électricité (thermique à flamme-gaz, en particulier, et énergies renouvelables).

#### ATMEA1 (coentreprise ATMEA, entre Areva et MHI)

Fin 2007, Areva, en association avec *Mitsubishi Heavy Industries Ltd* (MHI), a créé une coentreprise de droit français (ATMEA), qui est détenue à parts égales (50 %-50 %) par les deux groupes. Son champ d'activité exclusif et mondial est de concevoir, développer, commercialiser, construire et mettre en exploitation commerciale un réacteur dans la gamme des 1 000 MWe (îlot nucléaire).

ATMEA a conçu le réacteur ATMEA1 en se fondant sur les meilleures technologies disponibles au sein des deux groupes parents pour les réacteurs de troisième génération et sur des techniques de construction modulaire mises en œuvre depuis longtemps par MHI et intégrant un arrangement spatial simplifié. L'ATMEA1 intègre les dernières avancées technologiques à la fois de l'EPR et des réacteurs japonais à eau pressurisée. Il dispose par ailleurs de spécificités de sûreté et d'exploitation propres qui en font aujourd'hui un réacteur très robuste vis-à-vis d'événements externes. Sa puissance lui permet d'être également choisi par des pays dont le réseau électrique ne pourrait pas accueillir un réacteur de forte puissance.

À l'issue d'un examen d'une durée de dix-huit mois, l'autorité de sûreté nucléaire française (ASN) a émis, le 7 février 2012, un avis positif sur les options de sûreté du projet de réacteur ATMEA1. L'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) a intégré l'analyse des premiers enseignements de l'accident de Fukushima et a conclu que les options de sûreté de l'ATMEA1 garantissent sa robustesse par rapport à des événements extrêmes de type Fukushima. Depuis 2011, ce réacteur est également en cours d'examen par l'autorité de sûreté nucléaire canadienne (CNSC, *Canadian Nuclear Security Commission*).

En 2008, l'ATMEA1 avait été examiné par l'IAEA, qui avait conclu que le *conceptual design* de ce réacteur répondait aux fondamentaux de sûreté de l'AIEA et qu'il était en ligne avec les exigences de sûreté pour le *design* des réacteurs (NS-R-1).

Les études de conception de l'ATMEA1 sont désormais terminées et les études détaillées d'ingénierie ont débuté. Areva et MHI en ont d'ores et déjà engagé la commercialisation. Plusieurs exploitants dans le monde sont en train d'en évaluer les capacités techniques et économiques.

En 2011, l'ATMEA1 a fait partie des trois modèles de réacteurs retenus par la Jordanie en vue de leur éva-

luation technique et économique détaillée dans le cadre de son projet électronucléaire. Fin avril 2012, la Jordanie a qualifié l'offre d'ATMEA et celle du Russe Rosatom en vue de poursuivre les discussions durant une seconde phase d'évaluation. Elle a notamment conclu que la technologie ATMEA1 répondrait parfaitement à ses exigences techniques et économiques.

#### ACE1000 (EDF, CGNPC, Areva)

Par ailleurs, EDF et Areva ont pris ensemble acte du programme prépondérant de construction de réacteurs nucléaires en Chine et du glissement du centre de gravité de l'industrie nucléaire vers ce pays que ce programme ambitieux a d'ores et déjà commencé à provoquer. En s'appuyant sur l'avantage compétitif que confère à l'industrie nucléaire française son implication dans ce pays depuis trente ans (depuis la construction de Daya Bay, mis en service en 1994, et avec la construction de dizaines de CPR1000 et de deux EPR, en passant par les quatre réacteurs de Ling Ao), EDF et Areva ont décidé de s'organiser afin d'être des acteurs de cette dynamique, d'assurer ainsi la pérennité de leur activité et de celle des fournisseurs historiques du parc nucléaire français. Ils appuient ce projet sur le développement d'un nouveau modèle de réacteur avec leur partenaire historique, l'électricien chinois *China Guangdong Nuclear Power Group* (CGNPC). Ainsi, l'ACE 1000 vise également à répondre aux besoins de marchés disposant de réseaux électriques adaptés à des réacteurs de moyenne puissance (de l'ordre de 1 000 MWe) en application de la stratégie définie en février 2011 par le Conseil de Politique Nucléaire français.

Dans ce projet, les deux électriciens EDF et CGNPC s'associent dans leur rôle d'architecte-ensemblier et de concepteur-constructeur-exploitant. Areva participe au projet en apportant sa compétence de chaudiériste et est associée aux études afférentes à l'ensemble de l'îlot nucléaire.

Ce nouveau réacteur vise les objectifs de sûreté et de compétitivité les plus élevés (objectifs de sûreté de génération 3, tels que définis par l'association des autorités de sûreté européennes WENRA + retour d'expérience post-Fukushima à la conception).

Pour cela, il intègre :

- l'expérience acquise par la filière française, dont le parc de 58 réacteurs homogènes en exploitation en France depuis vingt-cinq ans (en moyenne) constitue la plus grande expérience au monde en la matière,

- le retour d'expérience de construction, en cours de constitution en Chine, en particulier sur le modèle CPR1000 issu de cette filière française,

- enfin, le retour d'expérience du *licensing* des premières centrales de troisième génération.

L'ACE 1000 intègre, dès sa conception, les enseignements retirés de l'accident nucléaire de Fukushima.

### Les nouveaux réacteurs en développement à plus long terme

À l'initiative du DOE (*Department Of Energy*) américain, le « Forum Génération IV » s'est constitué en 2000 pour développer à plus long terme une nouvelle génération de chaudières nucléaires qui satisferait aux objectifs suivants :

- assurer un développement énergétique durable, c'est-à-dire mieux utiliser les ressources nucléaires naturelles,
- assurer une meilleure sûreté et une plus grande disponibilité,
- assurer un fonctionnement encore plus économique,
- prévenir encore plus efficacement les risques de prolifération nucléaire.

Une dizaine de pays, dont la France, ont participé à la constitution de ce forum international dont l'objectif général est de mettre en commun les ressources des pays membres pour éviter des doublons en matière de recherche. L'objectif était à l'origine de disposer de cahiers des charges à l'horizon 2030.

Six concepts ont été sélectionnés, dont certains, remontant à la phase « pré-industrielle », avaient été abandonnés à l'époque, suite aux difficultés rencontrées notamment en raison des limites atteintes par la résistance des matériaux. Ces six concepts sont :

- a) le VHTR (*Very High Temperature Reactor*), réacteur à gaz à très haute température,
- b) le GFR (*Gas Cooled Fast Reactor*), réacteur rapide à gaz,
- c) le SFR (*Sodium Cooled Fast Reactor*), réacteur rapide au sodium,
- d) le SCWR (*Supercritical Water Cooled Reactor*), réacteur à eau supercritique,
- e) le LFR (*Lead Cooled Fast Reactor*), réacteur rapide au plomb,
- enfin, f) le MSR (*Molten Salt Reactor*), réacteur à sel fondu.

Une répartition entre pays a été convenue. La France a d'abord retenu le réacteur rapide à gaz, alors que le Japon retenait le réacteur rapide au sodium. Puis, face à la durée estimée du développement technologique du concept rapide à gaz, la France s'est repliée sur le concept rapide au sodium, pour lequel une expérience significative avait déjà été engrangée. C'est ainsi qu'est né le projet de chaudière ASTRID, que développe le CEA à Cadarache (dans le département des Bouches-du-Rhône). C'est un concept de chaudière dite intégrée (c'est-à-dire que le circuit primaire est contenu dans une grande cuve) qui a été retenu, dans la lignée de Phénix et de Superphénix, alors que les Japonais se sont orientés vers une chaudière dite à boucles (la cuve ne contient que le cœur, les pompes primaires et les échangeurs étant reliés à la cuve par des tuyauteries primaires, comme dans le cas des REP), dans le prolongement de leur chaudière prototype, Monju.