

Projets pour le futur

Les enjeux de la 4^e génération de centrales nucléaires

Dans le futur, le développement économique mondial sera confronté à des problématiques de croissance significative des besoins en énergie, à l'épuisement progressif des ressources fossiles et à la logique de réduction des émissions de gaz à effet de serre. C'est pourquoi de nombreux pays souhaitent se tourner vers l'énergie nucléaire, même si l'accident de la centrale japonaise de Fukushima a ralenti ou stoppé des programmes nucléaires dans certains pays. Tirée par la demande en provenance de pays comme la Chine ou l'Inde, la pression sur le minerai d'uranium s'accroîtra progressivement. Aussi, même si les échéances apparaissent lointaines, la réflexion sur le nucléaire du futur doit impérativement intégrer une politique de préservation des ressources. Cette gestion des ressources passe par une gestion de l'ensemble des matières contenues dans le cycle, notamment le plutonium. La préservation de la ressource et la gestion des matières sont donc, avec une sûreté et une opérabilité améliorées, les grands enjeux de la quatrième génération.

Cette quatrième génération reposera sur des réacteurs à neutrons rapides (RNR) qui permettent de transmuter une très grande partie de l'uranium 238 en plutonium 239 pour servir à la production d'électricité. Par ce biais, il devient possible d'exploiter non plus de 0,5 à 1 % de l'uranium naturel, mais plus de 90 % à des fins électrogènes, et de consommer les stocks importants d'uranium appauvri et de retraitement qui à eux seuls pourraient alimenter, dans le cas français, un niveau

de production actuelle d'électricité pendant quelques millénaires. La disponibilité mondiale en ressources fissiles primaires peut ainsi être multipliée d'un facteur typiquement de 100. L'introduction de réacteurs à neutrons rapides, en complément d'un parc de réacteurs à eau permet également de recycler le plutonium sans limitations (multirecyclage), en tirant profit de son potentiel énergétique et en permettant ainsi une gestion responsable des combustibles Mox usés du parc de réacteurs à eau.

L'autre grand enjeu des réacteurs de quatrième génération concerne la gestion durable et responsable des déchets nucléaires. Ces réacteurs pourraient, en effet, être en mesure de brûler, si ce choix est réalisé, une part des éléments radioactifs à vie longue qui composent les déchets (actinides mineurs dont, en particulier, l'américium).

Le Forum International Génération IV (GIF) est né de la volonté de créer un cadre international de R&D en mesure de catalyser les efforts de recherche menés par différents pays pour faire émerger plus rapidement les technologies les plus performantes.

Quatre objectifs principaux ont été définis pour caractériser les systèmes du futur qui doivent être à la fois :

- **Durables** : c'est-à-dire économes des ressources naturelles et respectueux de l'environnement, en minimisant la production de déchets et leur impact, améliorant ainsi la protection des citoyens ;

- **économiques** : au niveau du coût d'investissement par kWé installé, du coût du combustible, du coût d'exploitation de l'installation et, par voie de conséquence, du coût de production qui doit être compétitif, par rapport à celui des autres sources d'énergie ;

- **sûrs et fiables** : avec la recherche d'une très grande sûreté et fiabilité (très faible probabilité d'endommagement du cœur et élimination du recours à des contremesures hors du site), avec la prise en compte du retour d'expérience de l'accident de Fukushima ;

- **résistants vis-à-vis de la prolifération et protégés contre la malveillance.**

Preuve de l'intérêt suscité par cette filière, plusieurs réacteurs rapides sodium sont en construction dans le monde.

Les réacteurs en construction ou en projet dans le monde

En 2013, la construction de deux réacteurs de grande taille s'achève : BN 800 en Russie et PFBR (*Prototype Fast Breeder Reactor*) en Inde. Ces deux réalisations représentent une étape très importante dans le développement de la filière rapide. Elles s'accompagnent, dans ces deux pays, d'un projet de réacteur commercial.

Plusieurs autres réacteurs sont en phase de projet, à des niveaux d'avancement divers. Ils sont tous associés à des programmes de R&D plus ou moins importants.

Nous nous proposons de rappeler d'abord le cadre national et le rôle de chacun de ces projets, puis de résumer leurs principales caractéristiques techniques, d'indiquer, enfin, les évolutions qu'ils représentent par rapport aux connaissances actuelles, en soulignant celles qui apparaissent comme les plus intéressantes.

Les réacteurs russes BN 800, BN 1200 et MBIR

BN 800

Le projet de réacteur BN 800 a débuté dans les années 70. Il constituait, après le réacteur BN 600, une étape supplémentaire vers un réacteur de taille commerciale. Les premiers travaux de terrassement sur le site de Béloyarsk ont démarré en 1984, puis ont été stoppés après l'accident de Tchernobyl. La conception du réacteur a ensuite été reprise, principalement dans le but d'en améliorer la sûreté. Une fois accordée l'autorisation de poursuivre la construction, à la fin des années 90, quelques travaux de génie civil ont repris sur site en 2001 ; mais c'est à partir de 2005 que le projet a retrouvé un véritablement financement et que la construction s'est accélérée. Celle-ci s'achève aujourd'hui. La première divergence a eu lieu en 2014.

BN 800 (fig. 192-194) possède des similitudes avec BN 600. Il intègre le retour d'expérience considérable de ce dernier (tableau 22). Les améliorations de la sûreté portent principalement sur :

- Le cœur, dont le **coefficient de vidange*** sodium est proche de zéro. Cette caractéristique a été obtenue en partie grâce à un plénum sodium en tête d'assemblage ;
- un système de protection passif contre les transitoires de perte de débit, composé de trois **barres*** absorbantes flottantes, c'est-à-dire maintenues en position dans le cœur par le débit ascendant de sodium à travers le cœur ;
- un récupérateur de **corium*** recouvert d'une couche protectrice en molybdène ;
- une évacuation de la **puissance résiduelle*** par échangeurs Na/air reliés aux boucles secondaires.

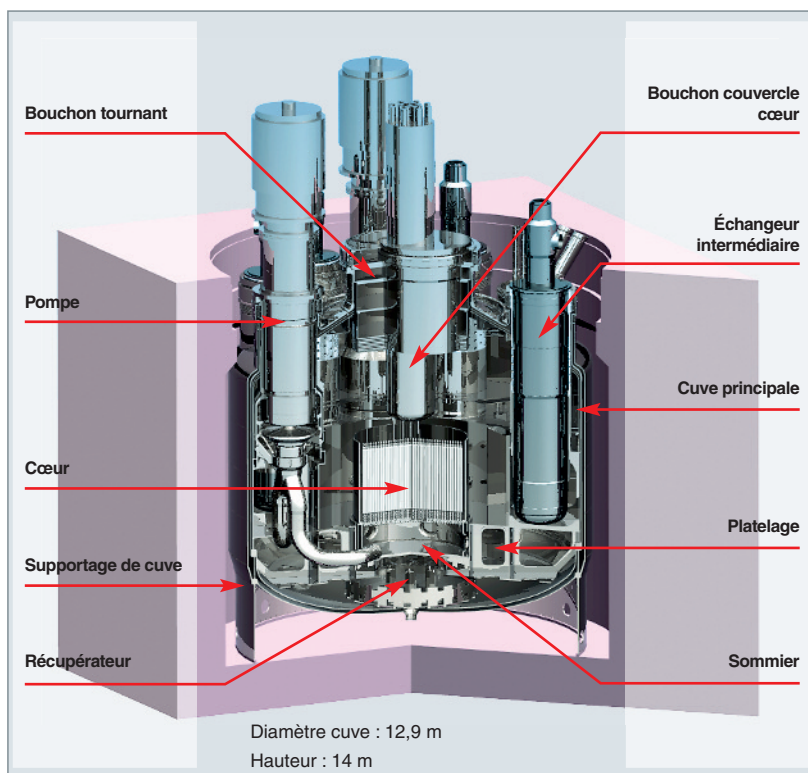


Fig. 192. Schéma du réacteur russe BN 800.



Fig. 193. Chantier de construction du réacteur BN 800, bâtiment réacteur (2011).



Fig. 194. Réacteur BN 800 : mise en place de la cuve principale (2011).

BN 1200

Le projet de réacteur commercial BN 1200 constitue une optimisation des concepts BN 600 et 800 au plan technico-économique (tableau 22) à laquelle s'ajoutent de nouvelles dispositions de sûreté. L'objectif est de rendre le réacteur compétitif avec la filière VVER.

L'amélioration des performances économiques se fonde sur :

- Une démarche générale de simplification de la conception, de réduction des masses et d'accroissement de la taille des principaux composants, par exemple ;

- une réduction de la longueur des circuits secondaires et auxiliaires (utilisation de soufflets de compensation de dilatation) ;

- une simplification de la chaîne de manutention des assemblages en éliminant le stockage externe en sodium des assemblages, remplacé par un stockage interne en réacteur ;

- l'adoption d'une conception monolithique des générateurs de vapeur (GV) à la différence des GV modulaires de BN 600 et BN 800, et d'un nouveau matériau (meilleure tenue en température et résistance à la corrosion) ;

- Un système de purification primaire intégré à la cuve.

- l'augmentation du facteur de charge à 90 % et de la durée de vie de l'installation à soixante ans ;
- l'augmentation du taux de combustion du cœur (accroissement du diamètre de pastille et de l'entreplat des assemblages).

Le projet de réacteur BN 1200 utilise, comme BN 800 et BN 600, le concept de cuve posée. Cette technologie permet d'alléger les contraintes mécaniques en partie haute de la chaudière soumises aux conditions thermiques les plus sévères. Elle pose un problème difficile de dimensionnement et de fabrication de soufflets de grands diamètres pour accommoder les dilatations différentielles.

Les nouvelles options de sûreté comprennent :

- Un système d'arrêt supplémentaire constitué de barres absorbantes suspendues par un électroaimant à point de Curie qui entraîne la chute des barres, lorsqu'un échauffement anormal se produit ;
- un circuit passif d'évacuation de la puissance résiduelle placé dans la cuve primaire ;
- des circuits secondaires munis d'une double enveloppe ;
- une enceinte de confinement.

Un important programme de R&D s'attache au projet. L'objectif est une mise en service vers 2020.

MBIR

L'engagement de la Russie dans la filière rapide appelle le remplacement du réacteur expérimental BOR 60, arrivant en fin de vie. Le nouveau réacteur baptisé MBIR (*multi-purpose research fast reactor*) d'une puissance de 150 MWth (40 MWe) refroidi au sodium offrira des capacités d'expérimentation étendues.

S'il reprend les fonctions d'irradiateur (développement de matériaux, de combustible, production de radio-isotopes, utilisation médicale des faisceaux de neutrons) et de banc d'essai technologique de BOR 60, il permettra aussi, grâce à des boucles en cœur, d'expérimenter différents caloporteurs : gaz, sodium, plomb, plomb bismuth et sels fondus. L'installation a également vocation à une ouverture internationale.

Le réacteur est à boucles (deux circuits primaires et secondaires) et comprend une installation de production d'électricité (cycle eau/vapeur). Le cœur est constitué de combustible MOX, qui pourrait évoluer vers le nitruure. Sa mise en service est prévue d'ici la fin de la décennie.

Les réacteurs indiens PFBR et FBR

L'Inde conduit aujourd'hui le programme de développement des RNR sodium le plus ambitieux dans le monde, motivé par la volonté de construire une industrie nucléaire indépendante des sources d'approvisionnement étrangères en uranium. Dans un premier temps, basé sur le cycle de l'uranium, le parc de réacteurs surgénérateurs doit, sur le long terme, basculer vers un cycle au **thorium*** dont l'Inde possède des réserves abondantes.

Un premier réacteur d'une puissance de 500 MWé, le *Prototype Fast Breeder Reactor (PFBR)* achève sa construction sur le site de Kalpakkam et doit commencer sa mise en service en 2014 (fig. 195 et 196). Son premier objectif est de démontrer la viabilité technico-économique d'un RNR pour un déploiement industriel.

Sa conception s'inspire du réacteur SUPERPHÉNIX et du projet SUPERPHÉNIX 2 qui a suivi. Il présente cependant des différences notables, parmi lesquelles les choix de réduction du nombre de pompes primaires, deux au lieu de trois, de générateurs de vapeur modulaires en acier à haute teneur en chrome (9 %Cr), résistant en température et présentant un faible coefficient de dilatation thermique.

Deux nouveaux réacteurs de même puissance (FBR 1 et 2) sont planifiés, dont la construction doit commencer dans la deuxième moitié de la décennie sur le même site. Leur conception présente des évolutions significatives par rapport au PFBR. Celles-ci, outre le fait qu'elles intègrent le retour d'expérience de construction du PFBR, ont un double objet (encadré) :

- D'une part améliorer les performances économiques. On retrouve alors l'approche classique : diminution du coût d'investissement, de la durée de construction (cinq ans), augmentation du taux de combustion du cœur, du taux de charge de l'installation (85 %) et de sa durée de vie (soixante ans). Les réacteurs seront jumelés et partageront les installations de stockage du combustible ;
- d'autre part, élever encore le niveau de sûreté : amélioration de la fiabilité du système d'arrêt et de l'évacuation de la puissance résiduelle.

Ces deux unités utiliseront un combustible MOX.

L'encadré ci-après (*infra*, p. 182) illustre les évolutions techniques les plus marquantes introduites dans le FBR, par rapport au PFBR.

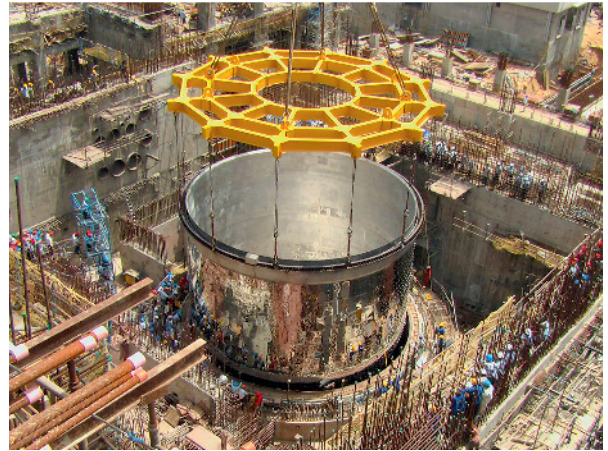


Fig. 195. Le réacteur indien PFBR : introduction de la cuve de sécurité dans le puits de cuve (2011).

En parallèle, la conception d'un réacteur rapide expérimental de 150 MWe a commencé. Doté d'un cœur à combustible métallique, ce réacteur aura pour missions de qualifier industriellement ce type de combustible et de remplacer, à terme, le réacteur FBTR. Des unités commerciales de 1 000 MWé à combustible métallique sont envisagées au-delà, avant le passage ultérieur au cycle du thorium.

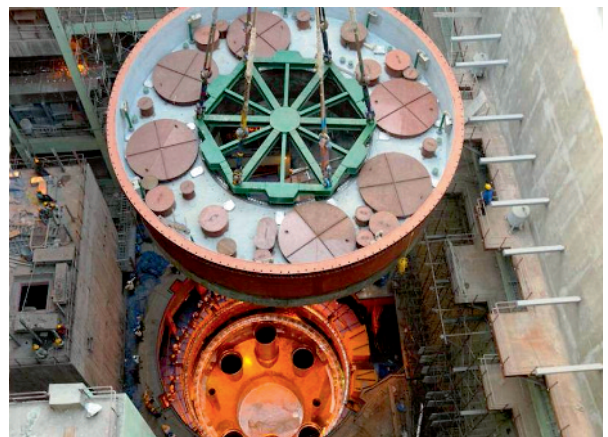


Fig. 196. Le réacteur indien PFBR : introduction de la dalle dans le bloc réacteur.

Le réacteur japonais JSFR

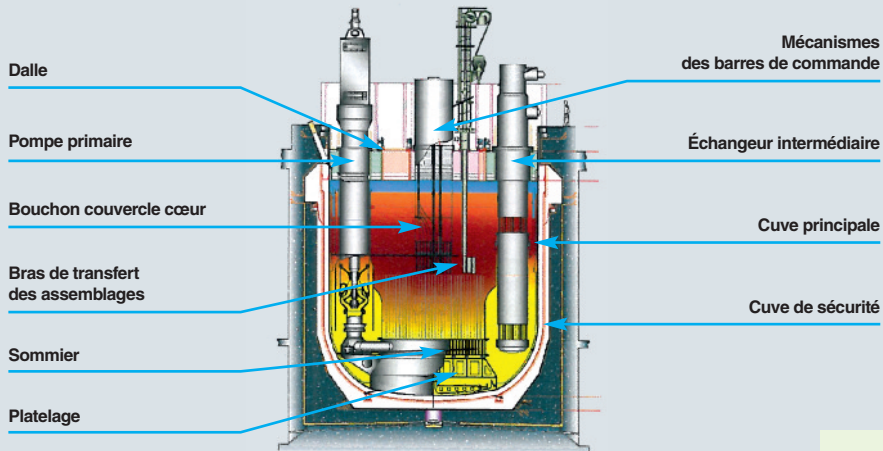
Au Japon, une réflexion très large, associant JAEA (*Japan Atomic Energy Agency*) et les producteurs d'électricité, a été conduite au début des années 2000 sur la faisabilité de systèmes de réacteurs rapides et des cycles du combustible. Elle a abouti au projet de réacteur commercial JSFR (*Japanese Sodium Fast Reactor*).

Le développement de ce réacteur a été placé au sein d'un projet FaCT (*Fast reactor Cycle Technology Development*). Une filiale de Mitsubishi Heavy Industry a été créée (Mitsubishi

Du PFBR au FBR : l'exemple indien d'optimisation technico-économique et d'amélioration de la sûreté d'un réacteur rapide sodium (fig. 197)

PFBR

Diamètre cuve : 12,9 m



Virole conique de supportage du bloc réacteur

Dalle pleine épaisse

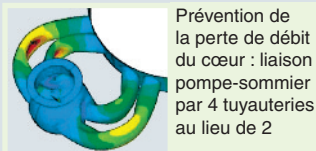
FBR

Toit en dôme

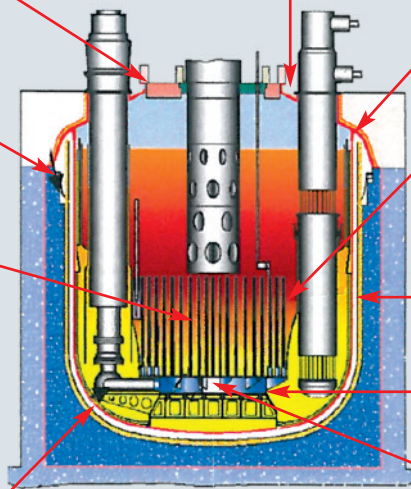
Cuve de sécurité ancrée sur le puits de cuve avec peau d'étanchéité intégrée

Augmentation des performances du cœur par l'introduction progressive de matériaux de structure avancés

Réduction de la taille du cœur par optimisation des protections neutroniques latérales du cœur



Prévention de la perte de débit du cœur : liaison pompe-sommier par 4 tuyauteries au lieu de 2



Diamètre cuve : 12,1 m

Optimisation de l'épaisseur de la cuve principale

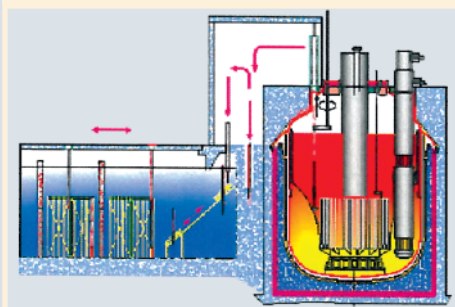
Sommier soudé de hauteur et diamètre réduits

Fiabilité du système d'arrêt : ajout de barres de sûreté avec électroaimant à point de Curie.

Protection contre la remontée intempesive de barre : mécanisme de barre équipé d'un système limiteur de déplacement

Simplification et amélioration de la fiabilité de la manutention du combustible : transfert des assemblages par hotte au lieu de rampe.

Partage des moyens d'évacuation et de stockage du combustible entre deux réacteurs jumelés

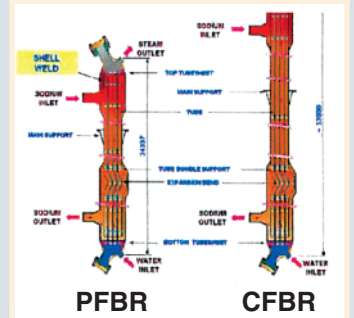


Prévention des fuites sodium : circuit de purification primaire intégré

ISIR : méthodes avancées d'inspection de la cuve principale

Fiabilité de l'évacuation de la puissance résiduelle, augmentation du nombre de systèmes (6 DHR au lieu de 4) et amélioration de la diversification (systèmes actifs et passifs)

Réduction des durées de fabrication : nombre de modules de GV par boucle diminué de 4 à 3 (allongement du composant)



PFBR

CFBR



FBR system) chargée de coordonner la conception du prototype et plus tard sa construction.

Le premier objectif assigné à ce réacteur, outre l'amélioration de la sûreté, est la compétitivité économique par rapport aux réacteurs à eau. Les choix de conception ont donc été orientés par la recherche de réduction des coûts d'investissement et d'exploitation.

Le résultat est un **réacteur à boucle*** particulièrement compact (fig. 198).

Parmi les innovations, nous retenons :

- S'agissant du **cœur**, le combustible est de type MOX avec gainage en acier **ODS*** permettant d'atteindre des taux de combustion élevés.

Un système d'arrêt passif du réacteur a été conçu, en prévention des accidents de fusion du cœur : **SASS** (*Self Actuated Shutdown System*), constitué de barres absorbantes équipées d'électro-aimants à point de Curie.

Plusieurs dispositifs de mitigation sont intégrées, jouant un rôle d'exutoire du combustible fondu, en cas d'accident de dimensionnement, et contribuant à limiter le dégagement d'énergie par excursion de puissance. Un tube central est disposé au centre de chaque assemblage combustible (système **FAIDUS** : Fuel Assembly with Inner Duct Structure) qui sert à l'éjection du combustible fondu. Des passages sont ménagés au travers du **sommier***, à l'emplacement des barres de commande, pour l'écoulement du corium vers le récupérateur (**CRGT** : Control Rod Guide Tube).

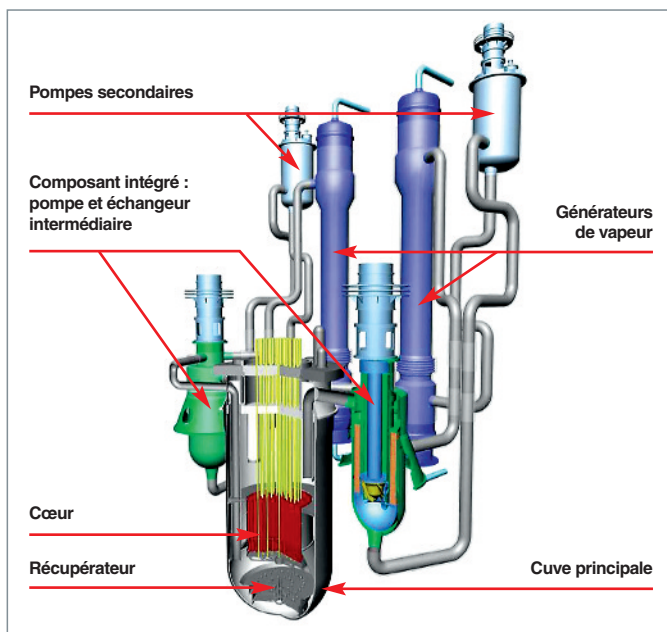


Fig. 198. Schéma du réacteur et des boucles secondaires du projet de réacteur japonais JSFR.

- La réduction du diamètre du **bloc réacteur** (10 m environ), tout en conservant une bonne accessibilité des structures internes pour les besoins de l'inspection en service, est obtenue par plusieurs moyens :

- La structure du **bouchon couvercle cœur*** est fendue et accueille un système de bras pantographe pour la maintenance du combustible ;

- le circuit de retournement au primaire qui assure la climatisation de la cuve est supprimé, au profit d'un concept de cuve chaude ;

- les protections latérales du cœur sont constituées d'hydrure de zirconium dont les propriétés **modératrices*** permettent de réduire l'encombrement radial des protections.

Les circuits de refroidissement

Le circuit primaire ne comprend que deux boucles (au lieu de trois sur le réacteur MONJU et tous les réacteurs à boucle construits jusqu'à présent). Le tracé des circuits primaires et secondaires a été raccourci, grâce notamment à l'utilisation d'acier 9 %Cr. La résolution du problème des vibrations induites dans ces tuyauteries de grand diamètre où le sodium circule à vitesse élevée représente un défi technologique. Les tuyauteries sont munies d'une double enveloppe pour prévenir toute fuite.

La pompe primaire est intégrée à l'échangeur de chaleur intermédiaire. Là aussi, le problème des vibrations induites par la pompe pose un problème difficile de tenue des tubes d'échange. Les générateurs sont de conception à tubes droits et double parois pour prévenir les risques de réaction sodium-eau.

Le bâtiment du réacteur fait appel au concept **SCCV** (*Steel plate reinforced Concrete Containment Vessel*). La structure en béton armé est enserrée entre une double couche d'acier. Il est muni d'un système parasismique avancé, qui combine des supports élastomères et des amortisseurs à huile.

Ce projet qui se basait sur un ambitieux programme de R&D est aujourd'hui suspendu, depuis l'accident de Fukushima.

Le réacteur coréen PGSFR

Le projet de réacteur rapide coréen, initialement appelé **KALIMER** et devenu désormais **PGSFR** (*Prototype GEN IV Sodium Fast Reactor*), a démarré en 2002. Plusieurs versions successives ont fait d'objet d'un avant-projet sommaire : **KALIMER 150** (puissance de 150 MWe), **KALIMER 600** (600 MWe), et aujourd'hui **PGSFR** (150 MWe).

Une agence appelée **SFRA** (*SFR development Agency*), sous la tutelle du **MEST** (*Ministry of Education, Science and Technology*) créé, en 2012, est chargée du projet.

Celui-ci s'inscrit dans une démarche de développement d'une filière rapide qui serait déployée vers le milieu du siècle, en complément du parc de REP avancés.

Les principales spécifications du cahier des charges du réacteur sont :

- La résistance à la prolifération (absence de couvertures fertiles) ;
- un combustible métallique ;
- une sûreté accrue par l'usage de systèmes passifs ;
- la compétitivité économique (compacité et simplification de la chaudière).

L'objectif est une mise en service vers 2030.

Le réacteur est de type intégré (diamètre de cuve : 7.9 m, hauteur : 12 m), avec deux pompes primaires et quatre Échangeurs Intermédiaires (EI). Deux boucles secondaires de longueur réduite, grâce à l'emploi de l'acier ferritique Grade 91, alimentent un système de conversion d'énergie pour lequel deux solutions sont envisagées : un cycle classique de Rankine eau/vapeur avec des générateurs de vapeur hélicoïdaux à double parois, et un cycle de Brayton à CO₂ supercritique. Le choix entre les deux systèmes est prévu en 2020, à l'issue des études de faisabilité du SCE à CO₂ supercritique. L'évacuation de la puissance résiduelle est réalisée :

- Par des systèmes passifs selon deux options : deux PDRC (*Passive Decay heat Removal Circuit*) échangeurs sodium/sodium en cuve et échangeur sodium/air, ou bien un circuit RVACS d'évacuation à travers la cuve ;
- complétés par deux ADRC (*Active Decay heat Removal Circuit*) de conception similaire aux PDRC, et circulation forcée de sodium et d'air.

Le combustible est constitué d'alliage métallique U-Zr et de gainage en matériau avancé de type martensitique (de base Grade 92). La manutention des assemblages est réalisée par hotte.

Là aussi, le projet comporte un programme de R&D très significatif. Une installation d'essai en sodium de grande taille (STELLA : *Sodium Test Loop for Safety Simulation and Assessment*) a été récemment mise en service.



Fig. 199. Le réacteur CEFR en construction (2007), lors de la visite d'une délégation française.

Le réacteur chinois CEFR et le projet CFR 600

Le *Chinese Experimental Fast Reactor* (CEFR) est en cours de démarrage sur le site du *Chinese Institute of Atomic Energy* (CIAE), dans la région de Pékin (fig. 199). La première divergence a eu lieu en juillet 2010, et le couplage au réseau en juillet de l'année suivante. Cette installation doit permettre à la Chine d'acquiescer une première expérience d'exploitation d'un RNR sodium et servir d'outil d'essai et d'irradiation. Il a été conçu et construit avec l'aide de la Russie.

L'étape suivante du programme de développement rapide chinois ne paraît pas encore déterminée. Un accord a été signé avec la Russie en 2009, portant sur un démonstrateur, basé sur le BN 800, qui serait construit en deux exemplaires. Cet accord ne s'est pas concrétisé jusqu'à présent.

Les équipes chinoises travaillent, par ailleurs, aujourd'hui, au développement d'un réacteur de 600 MWe de type intégré à combustible MOX (CFR 600).

Les petits réacteurs modulaires

Cette dénomination (SMR, *Small Modular Reactor*) recouvre les réacteurs d'une puissance inférieure à 300 MWe et qui peuvent être fabriqués en usine et livrés tels quels sur le site d'implantation.

Ce type de réacteur vise, en premier, le marché correspondant à des lieux d'implantation éloignés ou bien dont le réseau électrique est de faible capacité. Les arguments avancés en faveur des SMR sont qu'ils requièrent un investissement moins important qu'un réacteur de taille classique, que les plans de chargement du cœur peuvent être conçus pour de longues durées, facilitant ainsi l'exploitation, et, enfin que l'effet de taille peut induire certaines caractéristiques favorables à la sûreté.

Les États-Unis, ainsi que le Japon, à un niveau moindre, sont les pays les plus actifs dans le secteur des SMR. Plusieurs projets de SMR à caloporteur sodium ont été développés. Le 4S et SMFR sont détaillés plus loin. On peut également citer :

- Le PRISM de GE-Hitachi : 840 MWth, 310 MWe, combustible métallique U-Pu-Zr, rechargement tous les quatre/cinq ans, deux modules par unité, et les projets plus récents :
- le « *Traveling Wave Reactor* », qui peut s'apparenter à cette catégorie, bien que sa puissance soit plutôt de l'ordre de 500 MWe, porté par la société Terrapower, financé par Bill Gates le fondateur de Microsoft ;
- le AFR 100 (*Advance Fast Reactor*) d'Argonne National Laboratory : 250 MWth, 100 MWe, de type intégré, cœur à combustible métallique U-Zr assurant une durée de fonctionnement de trente ans sans rechargement, cycle de conversion d'énergie par CO₂ supercritique.

Le réacteur 4S

Un programme s'est développé au Japon, à partir de 2002, sur le concept de réacteur 4S (*Super-Safe, Small and Simple*), porté par le CRIEPI (*Central Research Institute of Electric Power Industry*), JAERI (*Japan Atomic Energy research institute*), les universités d'Osaka et de Tokyo.

Un processus de pré-licence par la NRC américaine (*Nuclear Regulatory Commission*) été entamé en 2007, avec la participation de l'ANL (*Argonne National Laboratory*) et de la compagnie Westinghouse. Depuis 2008, Toshiba réalise des développements centrés sur la technologie des pompes électromagnétique et les générateurs de vapeur.

La spécificité de ce réacteur dont deux versions ont été étudiées, d'une puissance 30 MWth/10 MWe et de 135 MWth/50 MWe, est de pouvoir fonctionner pendant trente ans, sans rechargement du combustible (concept de réacteur dit « batterie »).

Les objectifs poursuivis sont :

- Une meilleure acceptation par le public à travers une amélioration de la sûreté en particulier un cœur dont les contre-réactions sont nulles ou négatives ;
- la diminution des coûts de construction, en réduisant la taille du cœur, et la minimisation des coûts d'exploitation ;
- une résistance à la prolifération accrue du fait de l'absence de chargement/déchargement de combustible, et une meilleure protection physique par un puits de cuve totalement enterré.

- Le réacteur est aussi apte à d'autres applications que la production d'électricité, comme le dessalement de l'eau de mer ou la production d'hydrogène et d'oxygène.

Le cœur, constitué de combustible métallique (alliage U-Zr) est entouré d'un réflecteur mobile depuis le bas qui permet de compenser la perte de réactivité due à l'usure du combustible. Il existe deux systèmes d'arrêt indépendants :

- Le premier est basé sur la chute gravitaire de secteurs de l'ensemble réflecteur ;
- le second repose sur le principe d'une barre absorbante positionnée au centre du cœur et parquée en position extraite du cœur pendant le fonctionnement en puissance.

La chaudière est de type intégrée, de même durée de vie que le cœur : trente ans. Les échangeurs intermédiaires sont disposés en haut de la cuve, au-dessus du cœur. Ils sont munis chacun de deux pompes électromagnétiques en série qui assurent la circulation du sodium primaire, d'abord descendante le long de la cuve, puis ascendante depuis le fond de cuve à travers le cœur et le réflecteur.

Les circuits de sodium secondaire alimentent des GV à double parois.

L'évacuation de la puissance résiduelle est réalisée par deux types de systèmes : l'un passif par circulation d'air le long de la cuve de sécurité, l'autre par échangeur sodium/air placé sur les boucles secondaires.

Dans une première phase, le combustible utilisé ne serait pas retraité, et le réacteur fonctionnerait en cycle ouvert. Dans un second temps, il pourrait être retraité par procédé **pyrométallurgique***, suivant un cycle fermé.

Le Projet SMFR

Un exercice international de conception d'un réacteur rapide modulaire de petite taille (*Small Modular Fast Reactor*) réunissant *Argonne National Laboratory* (États-Unis), JNC devenue aujourd'hui JAEA (*Japan Atomic Energy Agency*) et le CEA a été conduit en 2004 et 2005.

Il s'agissait de proposer un réacteur adapté à des réseaux électriques de faible puissance où bien destinés à des zones isolées. L'exploitation, la sûreté et le rechargement du combustible devait être aussi simple et efficace que possible.

L'objet de ce projet était aussi de développer des technologies innovantes, utilisables sur le plus long terme pour d'autres concepts de réacteur rapide au sodium.

Le SMFR se caractérise par :

- Un cœur constitué de combustible métallique à fort taux de conversion, autorisant un fonctionnement pendant trente ans à un taux de charge de 90 %, sans rechargement ;
- une résistance accrue à la prolifération, dans une perspective d'exportation. Celle-ci est obtenue en adoptant un combustible neuf contenant les actinides mineurs d'un combustible REP fortement irradié, et par l'absence de transfert de combustible ;
- une sûreté intrinsèque complétée par des systèmes passifs ;
- une chaudière simplifiée pour une construction modulaire et une transportabilité ;
- un système de conversion d'énergie basé sur un cycle de Brayton au CO₂ supercritique.

Le réacteur d'une puissance de 125 MWth (50 MWe) est de type intégré (tableau 22). La cuve d'un diamètre de 4,6 m et de 14,8 m de haut contient deux pompes électromagnétiques de circulation du sodium primaire, deux échangeurs intermédiaires et deux circuits passifs d'évacuation de la puissance résiduelle.

Le combustible est un alliage d'uranium et de zirconium. La durée de vie de la chaudière est de soixante ans. Un rechargement complet du cœur est effectué à mi-vie.

Récapitulatif des réacteurs rapides sodium en projet ou en construction dans le monde

(en dehors d'ASTRID ; voir *infra*, p. 189-196, le chapitre intitulé : « Le projet ASTRID (juin 2013) »)

Voir le tableau 21, page ci-contre.

Un intérêt soutenu dans le monde

Ce panorama succinct des RNR sodium en construction ou à l'étude dans le monde montre que la plupart des grandes nations nucléaires mènent des projets ambitieux, dans une perspective de déploiement de la filière associée à un cycle fermé du combustible. Ces projets accordent tous une place essentielle à l'innovation.

Une large gamme de puissance est envisagée, en fonction des objectifs assignés à chaque réacteur.

Si certaines grandes caractéristiques techniques émergent, comme l'adoption du concept intégré, à l'exception notable, cependant, du Japon, une grande diversité de choix technologiques prévaut, qui résulte de différents facteurs : le contexte

national, technique et réglementaire, le retour d'expérience, etc.

Ces projets stimulent la coopération internationale. Les enjeux sont nombreux :

- Partager la vision des progrès nécessaires sur la filière ;
- partager l'effort de R&D ;
- rechercher une convergence sur les standards internationaux qui s'imposeront à cette filière, notamment en matière de sûreté et de non-prolifération ;
- articuler les objectifs de démonstration des prototypes pour les rendre complémentaires ;
- optimiser les infrastructures nécessaires à leur développement.

Le CEA est l'un des acteurs majeurs de cette collaboration internationale depuis l'origine de la filière.

L'AIEA joue également un rôle important dans le développement des réacteurs rapides.

Terminons en soulignant qu'une période particulièrement intéressante s'ouvre devant nous, alors que de nouveaux réacteurs vont être mis en service dans les prochaines années, venant élargir encore le retour d'expérience de cette filière.

Laurent MARTIN,
Département d'étude des réacteurs

► Bibliographie

« Status of fast reactor research and technology development », IAEA-TECDOC-1691, 2012.

BN 800 et BN 1200 :

« Concept of an advanced power-generating unit with a BN1200 sodium-cooled fast reactor ». *Atomic energy*, vol. 108, n°4, 2010.

« Advanced Sodium Fast Reactor Power Unit Concept », FR 09 Kyoto, 7-11 December 2009.

VASILYEV (B.A.) *et al.*, « Development of Fast Sodium Reactor Technology in Russia », IAEA-CN-199-026, FR 13 Conference, 2013.

VASILYEV (B.A.) *et al.*, « BN 1200 Reactor Power Unit design Development », IAEA-CN-199-375, FR 13 Conference, 2013.

MBIR :

DRAGUNOV(Y.) *et al.*, « Experimental Potentialities of the MBIR Reactor », IAEA-CN-199-456, FR 13 Conference, 2013.

PFBR et FBR :

CHETAL (S.C.), « Current Status of Fast Reactors and Future Plans in India », *Asian Nuclear Prospects*, 2010.

Tableau 21.

Les réacteurs rapides à caloporteur sodium en projet ou en construction dans le monde								
	BN 800	BN 1200	PFBR	FBR	JSFR	PGSFR	4S	SMFR
Puissance thermique (MWth)	2 100	2 900	1 250		3 570	393	30 /135	125
Puissance électrique (MWe)	880	1 220	500	500	1 500	150	10 /50	50
Facteur de charge (%)	85	90	75	85		> 70	> 95	90
Type	Intégré	Intégré	Intégré	Intégré	Boucles (Nb : 2)	Intégré	Intégré	intégré
Durée de vie	40	60	40	60	60	60	30	60
Rendement brut (%)	41,9	42,9	41		42		33/37	38
Nombre de pompes primaires	3	3	2	2	2 composant intégré : pompe-El)	2	2 (PEM)	2 (PEM)
Nombre de boucles secondaires	3	4	2	2	2	2	1	1
T° Primaire entrée /sortie (°C)	354/547	410/550	497/547		395/550	390/545	355/510	355/510
Type de Combustible	UO ₂ -PuO ₂	UO ₂ -PuO ₂ ⁽¹⁾	UO ₂ -PuO ₂	UO ₂ -PuO ₂	UO ₂ -PuO ₂	Métal, U-Zr	Métal, U-Zr	Métal, U-Zr
Hauteur cœur (m)	0,88	0,85	1		1	0,8	2,5	
Diamètre gaine (mm)	6,9	9,3	6,6	6,6	9			17,5
Taux de combustion maximal (MWJ/t)	70 → 100	90 →140	100	100 → 200	250	94	34/90 (TC moy)	133
Puissance linéique maximale (W/cm)	485	465	450	-	-	185	39 /110 (Plin moy)	
Nombre de systèmes d'arrêt (actif+passif)	2+1	2+2	2	2+1	2+1	-	1+1	2
Type GV	Tubes droits	Tubes droits	Tubes droits	Tubes droits	Tubes droits à double paroi	Tubes droits ⁽²⁾	Tubes hélicoïdaux à double paroi	Cycle de Brayton au CO ₂ supercritique
Nombre de GV par boucle	10	1	4	3	1	1	1	-
Nombre de boucles EPur	2 (au secondaire)	1 (au primaire)	4 (au primaire)	6, (au primaire)	1 (cuve primaire) + 2 (boucles primaires)	4 (au primaire)	1 (au primaire - cas 50 MWe) + refroidissement intercuve	2 (au primaire)
Stockage externe en sodium des assemblages usés	oui ⁽³⁾	non	non	non	Oui ⁽⁴⁾	non	-	-

(1) Passage à un combustible nitrure envisagé.

(2) Cycle de Brayton au CO₂ supercritique également étudié.

(3) Taille réduite car couplé à stockage interne en réacteur.

(4) Un stockage pour deux réacteurs jumelés.

CHELLAPANDI (P), « Development of innovative Reactor Assembly Components towards Commercialization of Future FBRs », Asian Nuclear Prospects, 2010.

VASUDEVA RAO *et al.*, « A Perspective of the Indian Programme on Fast Reactors and Associated Fuel Cycles », P. R. IAEA – CN-199-FRP-003, FR 13 Conference, 2013.

JSFR :

AOTO (K.), UTO (N.), SAKAMOTO (Y.) [JAEA], ITO (T.), TODA (M.) [MFBR], KOTAKE (S.) [JAPC], « JSFR design study and R&D progress in the FaCT project », 01-07. FR09P1406F.

PGSFR :

KIM (Y.G.) *et al.*, « Status of sodium cooled FR technology development in Korea », ICAPP 2011 May 2nd-5th 2011, Nice.

KIM (Y.G.) *et al.*, « Status of SFR Development in Korea », IAEA –CN-199-INV-037, FR 13 Conference, 2013.

CEFR, CFR 600 :

ZHANG (D.), « Fast Reactor Development Strategy in China », IAEA-CN-199-FRP -01, FR 13 Conference, 2013.

SMRs :

« AIEA Status Report 76 Super-Safe, Small and Simple Reactor (4S) » September 20th, 2010.

« Small Modular Fast Reactor Design Description ANL, JNC, CEA, ANL-SMFR-1 », July 1, 2005.

GRANDY (C.) *et al.*, « Advanced Fast Reactor-100 Design Overview », IAEA - CN-199-398, FR 13 Conference, 2013.

Le projet ASTRID (juin 2013)

La loi n° 2006-739 du 28 juin 2006 de programme relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs demande la mise en service d'un réacteur prototype à l'horizon 2020, prototype qui devra répondre aux critères de la 4^e génération, comme cela a été précisé lors du comité de l'énergie atomique du 20 décembre 2006. Le choix a été fait de lancer l'avant-projet d'un réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium (RNR-Na), seule filière alternative aux réacteurs à l'eau légère bénéficiant d'une démonstration industrielle confortée par un retour d'expérience de plusieurs décennies, en France comme à l'étranger, et susceptible d'atteindre les objectifs de 4^e génération rappelés ci-dessus.

Ce projet a été appelé ASTRID : *Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration*.

Le cahier des charges du réacteur ASTRID

Pour répondre aux objectifs rappelés au-dessus, les RNR-Na de 4^e génération devront faire des progrès significatifs, en particulier dans les domaines suivants :

- Une sûreté renforcée par rapport aux RNR-Na antérieurs, avec comme objectif une prévention accrue des accidents graves, et en parallèle, au titre de la défense en profondeur, une prise en compte dès la conception de la fusion du cœur (dispositifs de mitigation) ;
- l'amélioration de l'inspectabilité des structures en sodium, en particulier celles qui ont une fonction de sûreté ;
- la diminution des risques liés à l'affinité du sodium avec l'oxygène : feu de sodium et réaction sodium-eau ;
- une disponibilité supérieure aux RNR-Na précédents et des performances au niveau de celles des réacteurs commerciaux qui seront déployés à la même époque ;
- la capacité à transmuter des actinides mineurs, si ce choix de gestion des déchets radioactifs est décidé par le gouvernement français ;
- la compétitivité par rapport aux autres sources de production d'électricité à service rendu équivalent.

La loi de juin 2006, ainsi que les comités de l'énergie atomique de 2006 et 2008 ont permis de définir les attentes concernant ASTRID qui aura pour objectif essentiel de démontrer à **l'échelle industrielle** les avancées technologiques en qualifiant les options innovantes retenues dans les domaines de progrès identifiés ci-dessus. Ses caractéristiques devront pouvoir être **extrapolées** à de futurs RNR-Na industriels de forte puissance (une puissance de 1 500 MW_e a été choisie pour les études d'extrapolation), notamment pour tout ce qui concerne la sûreté et l'opérabilité.

ASTRID se démarquera cependant des futurs réacteurs commerciaux sur les plans suivants :

- La puissance retenue pour ASTRID est de 1 500 MW_{th} soit environ **600 MW électriques**, puissance qui apparaît suffisante pour garantir la représentativité du cœur (en fonctionnement normal et vis-à-vis des études de sûreté, d'accidents graves, notamment) et des composants principaux ; elle permet également de compenser les coûts d'exploitation par une production significative d'électricité. Une étude de sensibilité sur les principaux paramètres caractérisant le comportement du réacteur sera néanmoins conduite autour de cette puissance, afin de s'affranchir d'éventuels effets de seuil ;
- le réacteur aura des capacités expérimentales. Sa conception devra donc avoir une certaine **flexibilité** pour pouvoir tester, dans un second temps les options plus innovantes qui n'auront pas été retenues dans la conception initiale. On pourra, en particulier, tester des technologies d'instrumentation novatrices, de nouveaux combustibles et matériaux, voire de nouveaux composants sur les circuits ;
- il sera mis en service durant la prochaine décennie, son niveau de **sûreté** devra être au moins égal à celui des réacteurs de 3^e génération mis en service au même moment. On s'attachera à rendre la démonstration de sûreté plus robuste que pour les RNR-Na conçus antérieurement. ASTRID prendra en compte le retour d'expérience de l'accident de Fukushima, notamment pour ce qui concerne l'absence d'« effets falaise » préjudiciables à la robustesse vis-à-vis d'événements externes ;
- en terme de **disponibilité**, il faut tenir compte du fait que le fonctionnement continu d'ASTRID sera perturbé par les expérimentations qui y seront menées. Hors celles-ci, la dis-

ponibilité du réacteur devra être supérieure à 80 %. Les options retenues devront montrer qu'un coefficient de disponibilité supérieur à 90 % pour la filière commerciale est potentiellement atteignable, lorsqu'elles seront extrapolées aux centrales de puissance de série ;

- sans être un MTR (*Material Testing Reactor*), ASTRID fournira des services d'irradiations, comme PHÉNIX a pu le faire dans le passé. Celles-ci permettront d'améliorer progressivement les performances du cœur et des absorbants, et de tester de nouveaux combustibles et matériaux de structure, comme le combustible carbure et l'acier de gainage ODS. Il devra disposer d'une cellule d'examen pour expertiser ces irradiations, implantée dans la centrale ou à proximité ;
- bien que les centrales à neutrons rapides du futur puissent avoir vocation à être surgénératrices, ASTRID sera **isogénérateur***, compte tenu de la situation actuelle sur les matières nucléaires, et devra démontrer la possibilité de la surgénération. ASTRID devra démontrer la faisabilité industrielle du multi-recyclage du Pu.

ASTRID devra, de plus, répondre aux exigences suivantes :

- Pouvoir être implanté à Marcoule, un des sites potentiels de construction ;
- pouvoir être visité facilement par le public, dans un objectif de transparence ;
- s'appuyer sur le retour d'expérience des réacteurs passés, en particulier PHÉNIX et SUPERPHÉNIX, mais s'en démarquer nettement par les améliorations permettant de répondre aux objectifs ci-dessus et s'inscrire clairement dans le cahier des charges de la 4^e génération ;
- prendre en compte les exigences de sécurité actuelles, en particulier la protection contre la malveillance d'origine externe et interne, ainsi que la protection des matières nucléaires ;
- répondre aux dernières exigences de l'AIEA en matière de résistance à la prolifération ;
- avoir un coût maîtrisé.

Les orientations de conception d'ASTRID

Les options de conception d'ASTRID doivent répondre aux exigences établies pour les futurs réacteurs de production citées ci-dessus.

La prévention de la fusion du cœur

Vis-à-vis de cet objectif, un concept de cœur innovant a été étudié pendant la première phase de l'avant-projet sommaire, le cœur hétérogène dit « CFV » (Cœur à Faible effet de Vide sodium).

Dans la perspective de réduire drastiquement l'effet de vide sodium, par rapport au concept des cœurs des réacteurs du passé, la conception du cœur CFV a été axée sur la recherche d'une optimisation des paramètres de contre-réactions neutroniques du cœur (**coefficients de réactivité***), afin d'obtenir un meilleur comportement naturel du cœur, lors de situations accidentelles conduisant à un échauffement global du cœur. En particulier, l'effet en réactivité lié à la dilatation du sodium obtenu par conception (plénum sodium, plaque fertile hétérogène) est négatif, en cas de perte globale du débit primaire, et peut se traduire par un effet de vidange global négatif, dans le cas où une phase d'ébullition serait atteinte. Cette spécificité nouvelle, par rapport à des cœurs standards de type SUPERPHÉNIX ou EFR* est extrapolable et se vérifie pour des cœurs CFV de plus forte puissance. Les premières études de transitoires accidentels de perte de débit primaire (**ULOF***) ou de source froide (**ULOHS***) sans chute des barres montrent un comportement naturel favorable du cœur CFV (fig. 200) qui reste à confirmer dans la suite des études.

Pour des transitoires accidentels locaux de type remontée intempestive des barres (**RIB***), le cœur CFV se présente favorablement, grâce à la faible réserve de réactivité du cœur.

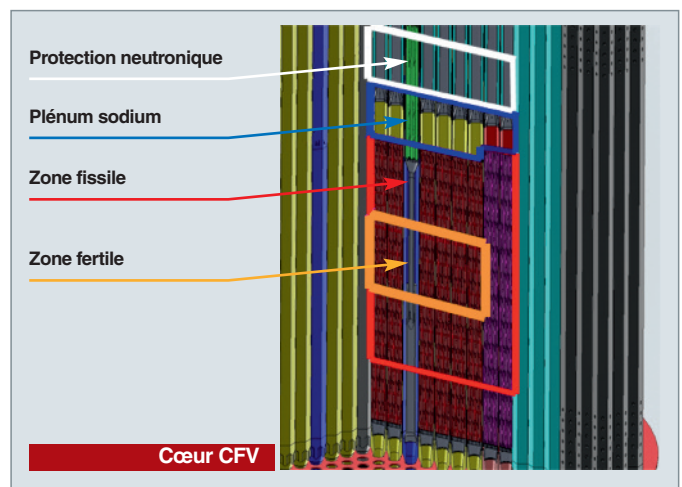


Fig. 200. Coupe du cœur « faible effet de vide sodium » du réacteur ASTRID.

Pour les situations de fusion locale d'assemblages, englobées dans le scénario conventionnel de bouchage total instantané d'un assemblage (**BTI***), de probabilité très faible, grâce à la conception des pieds d'assemblage, le comportement est à analyser et des mesures de prévention et de détection renforcées sont à mettre en place.

En termes de mitigation des conséquences d'un hypothétique accident grave, les premiers calculs montrent un dégagement d'énergie beaucoup plus faible que dans les cœurs précédents. Ces tendances doivent être confirmées par les calculs futurs.

Le concept CFV présente, par ailleurs, une faible chute de réactivité, grâce à la présence d'aiguilles combustibles de plus gros diamètre. Le cœur CFV présente donc des avantages en termes d'allongement des durées de cycle et temps de séjour du combustible en cœur.

La puissance volumique plus faible produit cependant, pour ces concepts, des inventaires en plutonium plus élevés de près de 30 % (à même puissance unitaire) et une augmentation du diamètre global du cœur (et donc du réacteur), par rapport à des cœurs type SUPERPHÉNIX ou, EFR.

Compte tenu de ces résultats, le cœur CFV a été choisi en référence pour la 2^e phase de l'avant-projet sommaire.

Par ailleurs, les dispositions suivantes seront prises pour réduire encore la probabilité de fusion du cœur :

- La prévention sera renforcée par une inspectabilité de tous les éléments importants pour la sûreté (EIS) et de tous les éléments pouvant affecter les EIS ; on pense, bien entendu, en premier lieu, aux structures internes du bloc réacteur, en particulier le supportage du cœur et le bouchon couvercle cœur, pour lesquels des méthodes d'inspection performantes devront être qualifiées ; le choix entre les différentes options de structures internes du bloc réacteur décrites plus loin prendra en compte le critère d'inspectabilité ;
- les agressions seront prises en compte dès la conception, qu'elles soient d'origine externe (chute d'avion, séisme, inondation, malveillance,) ou interne ;
- les moyens d'évacuation de la **puissance résiduelle*** seront suffisamment redondants et diversifiés pour que la défaillance totale de la fonction puisse être écartée ;
- une réflexion est en cours sur l'adjonction d'un 3^e niveau d'arrêt de type passif ; un dispositif de ce type, appelé SEPIA, a été breveté par le CEA, visant à assurer, de façon passive, la maîtrise de la réactivité, en cas de la défaillance des deux systèmes d'arrêt automatiques ; ses partenaires industriels étudient des dispositifs ayant la même finalité ;

- enfin, tous les développements récents en termes d'instrumentation et de systèmes de mesures seront mis à profit pour renforcer la surveillance du cœur et du réacteur.

La prise en compte d'un accident de fusion du cœur

Dans une démarche de défense en profondeur, et même si l'objectif principal est d'éliminer pratiquement les risques de fusion du cœur, l'implantation d'un récupérateur de corium (mélange de combustible et d'acier fondus) est envisagée sur ASTRID ; celui-ci devra alors pouvoir récupérer la totalité du cœur, maintenir le **corium*** sous-critique, assurer son refroidissement sur le long terme, et, enfin, être inspectable ; à ce stade, plusieurs options sont envisagées quant à la technologie et la localisation (en cuve ou hors cuve) de ce récupérateur.

Toujours dans une logique de défense en profondeur, même si l'objectif est d'éliminer pratiquement les accidents avec dégagement énergétique, la robustesse du confinement sera recherchée afin d'éviter en toute situation d'avoir à recourir à des contre-mesures à l'extérieur du site.

L'inspectabilité des structures en sodium

Notamment pour des raisons de sûreté, le CEA a fait le choix, en début de projet, d'un concept de type intégré, l'ensemble du circuit primaire étant contenu dans la cuve principale du réacteur, doublée par une cuve de sécurité. Cette option a des avantages (minimisation et simplification des structures et du confinement à inspecter) et des inconvénients (dimensions plus importantes, zones d'accès encombrées) vis-à-vis de l'inspectabilité des structures. L'inspectabilité des composants en sodium est difficile de par l'opacité de celui-ci et la nécessité de garder celui-ci isolé de l'air. PHÉNIX et SUPERPHÉNIX avaient axé la prévention de la défaillance des structures importantes pour la sûreté sur une grande marge de dimensionnement et une qualité de réalisation rigoureuse, les capacités d'inspection en service ayant été développées en cours de projet ou d'exploitation. Ces principes seront respectés pour ASTRID, mais, en plus, l'inspection des structures internes au bloc réacteur sera prise en compte dès la conception, en prévoyant les accès et les adaptations des structures facilitant la mise en œuvre des technologies existantes ou en cours de développement. Ces technologies d'inspection pourront, selon les cas, être opérées soit à partir de l'extérieur, soit par l'intérieur du réacteur (fig. 201) ; elles mettront principalement en œuvre des méthodes optiques ou ultrasonores ; le choix sera fait en lien avec la conception du circuit primaire. L'amplitude et la fréquence de ces contrôles devront néanmoins rester compatibles avec l'objectif de démonstration de la disponibilité du réacteur.

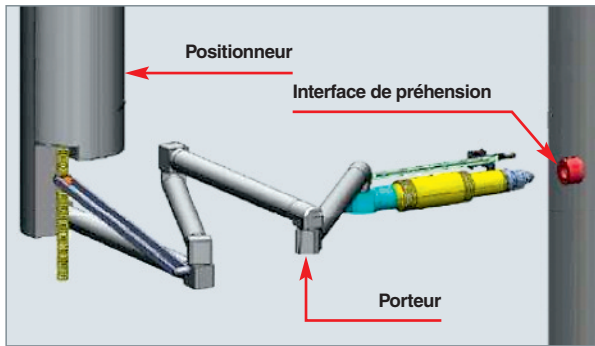


Fig. 201. Image d'un bras porteur d'instrumentation pour l'inspection sous sodium.

Plusieurs architectures de cuve interne ont été étudiées :

- Réacteur intégré à redan conique, solution extrapolée des réacteurs précédents et intégrant les innovations du projet EFR ;
- réacteur intégré à Cuve Interne Cylindrique Interne aux composants, dont on espère une amélioration de l'accessibilité des structures en fond de cuve et, en cas d'accident de fusion du cœur, la protection des systèmes d'évacuation de puissance résiduelle et une meilleure tenue du confinement primaire ;

- réacteur intégré à Cuve Interne Cylindrique Externe aux composants, dont les motivations sont la simplification du design de la chaudière, un meilleur accès aux internes pour l'inspection et les réparations, et davantage de place pour un récupérateur interne ;

- réacteur intégré à redan stratifié, concept innovant mais n'ayant pas une maturité suffisante.

Le concept à redan a été retenu (fig. 202) pour la suite du projet.

L'inspectabilité a été l'un des critères majeurs de choix entre ces différents concepts, les autres étant des considérations techniques (sûreté, dimensionnement, durée de vie, inspection en service), mais également la maturité de la solution (risque projet) et l'aspect économique. En effet, l'objectif de projet est de prendre en compte l'inspectabilité et la réparabilité dès le début de l'avant-projet, pour orienter les choix de conception.

La diminution des risques liés à l'affinité du sodium avec l'oxygène

En alternative au cycle de conversion d'énergie de Rankine classique eau-vapeur (qui bénéficie d'une possibilité de réalisation industrielle immédiate, d'un retour d'expérience important quant à la maîtrise des transitoires opératoires), un système de conversion d'énergie par cycle de Brayton au gaz (azote pur à 180 bar) est étudié pour améliorer la sûreté avec l'élimination *de facto* du risque lié à la réaction sodium-eau (fig. 203) ; ce type de système n'a jamais été réalisé pour une application industrielle, ni dans les gammes de pression et puissance requises par ASTRID, et il faut d'abord s'assurer de sa faisabilité, de sa compatibilité avec les contraintes d'un réacteur nucléaire et, plus particulièrement, d'un RNR à sodium, de son coût et des délais de mise au point et de validation du concept ; en tout état de cause, un circuit intermédiaire en sodium sera conservé pour des raisons de sûreté, quelle que soit la conversion d'énergie.

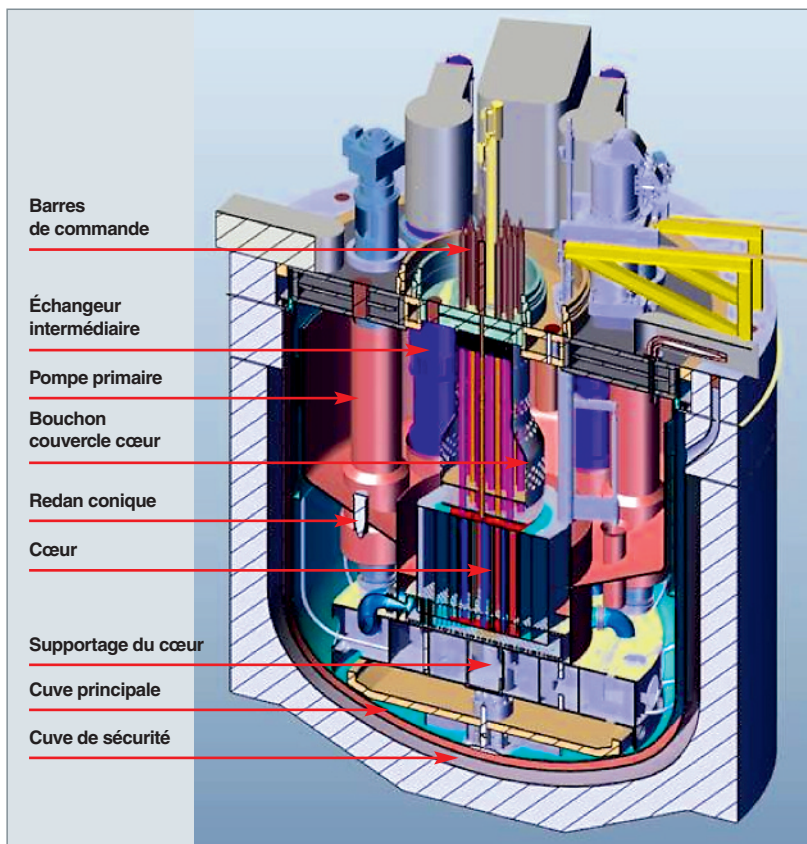


Fig. 202. Schéma du bloc réacteur d'ASTRID.

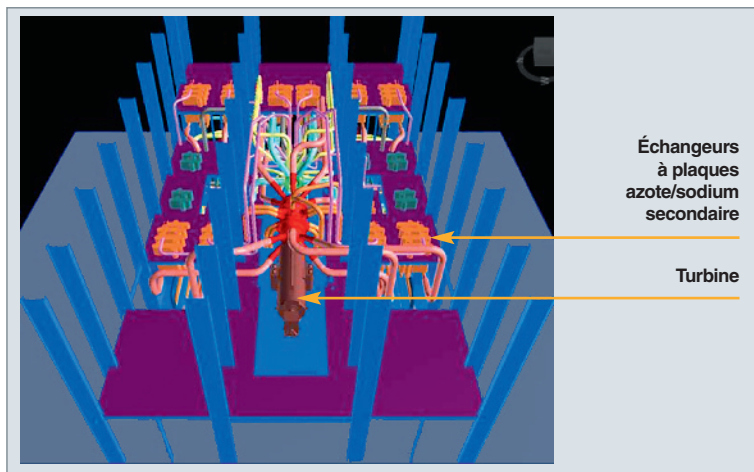


Fig. 203. Image d'une salle des machines avec un circuit de conversion d'énergie à gaz.

En parallèle, le cycle à l'eau-vapeur a également été étudié et les améliorations suivantes ont été prises en compte :

- L'emploi de générateurs de vapeur de petite taille, permettrait de garantir l'intégrité de l'échangeur intermédiaire et donc la protection du circuit primaire, celle du circuit intermédiaire et celle de l'enveloppe du générateur de vapeur, même dans l'hypothèse très enveloppe de la rupture brutale et simultanée de tous les tubes à l'intérieur d'un module ;
- la technologie retenue pour le générateur de vapeur (GV) est un concept hélicoïdal avec entrée et sortie du sodium par le bas, préféré aux concepts à tubes droits avec ou sans lyre ; le GV inversé, avec le sodium à l'intérieur des tubes, a aussi été étudié, son intérêt potentiel étant de réduire la probabilité d'évolution d'une fissure vers une fuite, ou vers les tubes voisins, d'accélérer la détection d'une fuite et de limiter l'évolution de la fuite à un seul tube, mais il n'a pas été retenu, car il présente une grosse difficulté pour son inspection, est pénalisé sur le plan du coût et demande également un programme de qualification important ;
- la redondance et les performances des systèmes de détection de fuite seront également améliorées ;
- le choix du générateur de vapeur prendra également en considération le coût de ce composant et, plus généralement, celui du circuit intermédiaire ;
- la mitigation du risque hydrogène (très important, en cas de réaction sodium-eau) et la réaction sodium-eau-air seront prises en compte dès la conception.

À la fin de la première phase d'avant-projet, il a été décidé de poursuivre le développement du système de conversion d'énergie à gaz, associé à des échangeurs sodium-gaz compacts, solutions les plus innovantes, tout en gardant, en solu-

tion de repli, le système de conversion d'énergie à vapeur.

Vis-à-vis des conséquences de fuite et de feu de sodium, on étudiera également les possibilités de confiner et/ou d'inertiser les locaux pour étouffer les feux, ainsi que les moyens permettant de réduire significativement les rejets sodés.

La diminution de la durée des arrêts

Le système de manutention des combustibles sera revisité pour améliorer les cadences de manutention et augmenter sa fiabilité ; le chargement et déchargement des combustibles se feront en sodium, cela étant rendu

nécessaire par l'objectif de pouvoir manutentionner des assemblages porteurs d'actinides mineurs, donc à puissance résiduelle élevée. En outre, cette solution, bien que plus complexe et coûteuse, permet une plus grande souplesse d'exploitation, en situations normales et incidentelles.

Une attention particulière sera apportée pour réduire les causes d'indisponibilités en orientant les études d'avant-projet selon les axes suivants :

- La fiabilité du matériel sur des technologies éprouvées ;
- la recherche de conception de matériel simple et « rustique » ;
- la détection préventive des défaillances.

Afin de réduire la durée des indisponibilités, les équipements dont le changement est à prévoir auront fait l'objet d'études de maintenance *in situ* ou de manutention pour optimiser, dès la conception, les opérations de manutention, assainissement, réparation et requalification.

Pour préserver l'investissement, le projet s'attachera (comme indiqué plus haut) à rendre réparable (ou remplaçable de manière exceptionnelle) le plus grand nombre possible de structures du réacteur, et, en particulier, le **bouchon couvercle cœur***, composant dont le chargement thermomécanique rend complexe la démonstration d'une durée de vie de soixante ans.

La transmutation dans ASTRID

Conformément à la loi du 28 juin 2006 relative à la gestion des déchets radioactifs à vie longue, ASTRID devra faire la démonstration de la transmutation à une échelle significative, si ce choix est fait par les pouvoirs publics.

Une démarche progressive et flexible sera adoptée pour s'adapter aux décisions.

Dans un premier temps, seuls de petits échantillons seront irradiés, typiquement quelques pastilles dans une ou plusieurs aiguilles ; ce sera ensuite quelques aiguilles dans un assemblage. Ce type d'irradiation ne met en jeu que la capacité expérimentale d'ASTRID et ne crée que peu de contraintes sur la conception du réacteur.

Il faudra probablement prévoir la réservation d'emplacements pour quelques assemblages spécifiques chargés en actinides mineurs.

Les deux modes de transmutation seront envisagés, homogène et hétérogène. Dans ce dernier cas, en fonction du pourcentage d'actinides mineurs dans une couverture spécialement dédiée, la puissance résiduelle peut créer des contraintes importantes sur le système de manutention du combustible.

Parmi les actinides mineurs considérés, priorité sera donnée à l'étude de la transmutation de l'américium.

À ce jour, on retient un potentiel de 2 % d'actinides mineurs dans le combustible en mode homogène et d'implanter des couvertures chargées à 10 % d'actinides mineurs.

La maîtrise du coût

L'évaluation du coût de la centrale est un élément important de décision pour la poursuite du projet, de même que le coût du kWh des futurs réacteurs commerciaux. Certes, compte tenu de l'absence de design à ce jour, et de la complexité technologique de la filière RNR-Na, il n'est pas envisageable d'entamer dès à présent une conception à coût objectif. Cependant, les actions suivantes seront lancées dès maintenant :

- Une démarche d'analyse de la valeur sera engagée dès l'avant-projet sommaire, de manière à sélectionner, lorsque c'est possible, des options économiquement attractives ;
- on s'interrogera également sur les marges de conception, en gardant toutefois à l'esprit que les objectifs visés sont également la robustesse et une durée de vie accrues ;
- enfin, on regardera comment optimiser les coûts d'exploitation, tout en restant vigilants aux facteurs humains et organisationnels.

À la fin de la première phase d'avant-projet, l'absence d'étude de faisabilité ou de préchiffrages industriels ne permet pas de faire une évaluation du coût. Seules sont disponibles des tendances à caractère indicatif par référence aux chiffrages réalisés pour des projets antérieurs (EFR*), avec un recoupement global par rapport à des projets récents (EPR). Elle est basée sur un découpage selon le référentiel EMWG établi par le forum GEN 4 pour les réacteurs de 4^e génération.

L'organisation du projet ASTRID

Par la loi du 28 juin 2006, le CEA s'est vu confier la maîtrise d'ouvrage du projet. Il en a également reçu le financement de l'avant-projet par le programme d'investissements d'avenir. Il a mis en place l'organisation suivante pour la phase d'avant-projet :

- La maîtrise d'ouvrage et le pilotage stratégique du projet sont assurés par la Direction de l'Énergie Nucléaire/ Direction de l'Innovation et du Soutien Industriel, et plus particulièrement le programme « Réacteurs de 4^e génération » ;
- le pilotage opérationnel du projet est assuré par la cellule projet ASTRID rattachée au Département d'Étude des Réacteurs de Cadarache et animée par un chef de projet. Celui-ci s'appuie sur une équipe plateau composée des fonctions suivantes :
 - Architecte industriel, car le CEA a pris la décision de ne pas faire appel à un maître d'œuvre principal et d'assurer lui-même la fonction d'ensemblier ; il s'appuie sur une cellule de synthèse et de maîtrise de la configuration ;
 - responsable de management de projet chargé de l'organisation, de la maîtrise des risques, du suivi des plannings et des coûts ; il s'appuie sur une assistance externe ;
 - responsables de fonctions transverses sur les enjeux majeurs d'ASTRID (sûreté ; opérabilité ; analyse de la valeur ; programmes expérimentaux ; instrumentation et inspection en service) ;
 - responsables chargés de piloter les différents lots (interfaces site ; chaudière nucléaire ; cœur ; systèmes de conversion d'énergie ; auxiliaires nucléaires et manutention, contrôle commande et distribution électrique ; génie civil).

Le projet est découpé en lots d'études qui sont confiés à différents partenaires industriels, dans le cadre de collaborations bilatérales sur la base d'un périmètre technique avec partage des coûts. En juin 2013, les accords suivants ont été signés :

- EDF/SEPTEN (signé le 22 décembre 2010) qui assure une assistance à l'équipe CEA de maîtrise d'ouvrage par une présence directe dans celle-ci et par une équipe basée à Lyon pour la partie sûreté et technologie ; elle apporte ses compétences d'architecte et d'exploitant de centrales nucléaires REP et RNR ;
- AREVA NP (signé le 5 novembre 2010), seul constructeur européen maîtrisant la conception des centrales à neutrons rapides à sodium, qui assure l'ingénierie de la chaudière nucléaire, des auxiliaires nucléaires et du contrôle-commande ;
- ALSTOM POWER SYSTEMS (signé le 26 mai 2011), concepteur et constructeur de systèmes de conversion d'énergie de centrales nucléaires ou non, qui mène les études de celui d'ASTRID ;

- COMEX Nucléaire (signé le 4 juillet 2011) qui apporte ses compétences de conception mécanique pour l'étude de différents systèmes, en particulier de robotique pour l'inspection en service du circuit primaire, conception diversifiée de mécanismes de barres ;
- TOSHIBA (signé le 13 avril 2012) pour le développement et la qualification de grosses pompes électromagnétiques pour les circuits secondaires de sodium ;
- BOUYGUES (signé le 27 avril 2012) dont la contribution porte essentiellement sur la conception du génie civil de l'ensemble des bâtiments de l'îlot nucléaire (dont le bâtiment réacteur, les bâtiments auxiliaires nucléaires, les bâtiments de manutention du combustible) mais également de la salle des machines, abritant le groupe turbo alternateur ;
- EDF (signé le 25 avril 2012) qui étend l'accord signé avec le SEPTEN aux activités de R&D et à l'expertise technique en support à ASTRID ;
- JACOBS France (signé le 21 juin 2012) sur l'ingénierie des infrastructures et des moyens communs du site ;
- ROLLS-ROYCE (signé le 24 septembre 2012) pour des recherches d'innovation sur les échangeurs sodium-gaz et la manutention du combustible ;
- ASTRIUM (signé le 19 octobre 2012) pour appliquer à ASTRID des méthodologies destinées à augmenter la disponibilité du réacteur, méthodologies issues de l'expérience des lanceurs de la fusée ARIANE et des missiles.

D'autres accords sont en cours de discussion.

Les principales missions de l'équipe projet ASTRID sont les suivantes :

- Définition des options d'ASTRID ;
- pilotage des études d'ingénierie et contrôle des résultats ;
- examen de la possibilité des futurs programmes expérimentaux ;
- coordination des interfaces et remontage (rôle d'architecte industriel) ;
- rédaction des dossiers de sûreté et instruction avec l'ASN (des échanges réguliers ont lieu avec l'ASN sur les principales orientations de sûreté) ;
- spécification des besoins en R&D ;
- intégration des résultats de R&D dans le design ;
- gestion de l'interface avec le site de Marcoule, implantation potentielle d'ASTRID.

L'équipe ASTRID, majoritairement composée d'experts confirmés des RNR-Na, a vocation à intégrer de jeunes ingénieurs pour pérenniser la compétence sur cette technologie. Le gréement de l'équipe projet évoluera en fonction des besoins du projet.

ASTRID étant un projet CEA, il sera conduit selon les règles d'assurance qualité du CEA, en particulier le référentiel méthodologique de management de projet (R2MP) basé sur la recommandation RG AERO00040.



Partenaires industriels du projet ASTRID

Le calendrier et les principales échéances

Les actions de R&D menées dans un cadre tripartite CEA-EDF-AREVA, entre 2007 et 2009, ont permis de donner les premières orientations au projet et de figer un certain nombre de concepts structurants comme, par exemple, le circuit primaire intégré, ou le combustible UO_2 - PuO_2 . Elles ont servi de base au premier dossier d'orientation du projet, émis en septembre 2010, qui a listé les options structurantes déjà actées et les options ouvertes. L'objectif de laisser ouvertes certaines options a permis de se donner le temps nécessaire à l'étude d'options innovantes qui pourraient être intégrées dans la conception d'ASTRID, afin de placer clairement ASTRID dans la 4^e génération.

L'avant-projet sommaire a commencé en octobre 2010 ; il est constitué de plusieurs phases :

- Une phase préparatoire qui a permis de structurer le projet, formaliser l'expression des besoins et définir les principaux jalons et échéances ; elle s'est terminée par une revue formelle de lancement de la phase suivante (au sens de la recommandation RG AERO 00040) qui s'est tenue en mars 2011 ;
- la première phase de l'avant-projet, dite « AVP1 », qui a eu pour but d'analyser les options ouvertes, en particulier les plus innovantes, pour faire le choix du design de référence en fin 2012 ; c'est au cours de cette phase qu'ont été établies les premières évaluations du planning de construction ; un document résumant les principales orientations de sûreté a également été émis et transmis à l'ASN, en juin 2012 ;
- la seconde phase de l'avant-projet, dite « AVP2 », a débuté en janvier 2013 ; elle visera à conforter la conception pour disposer, fin 2015, d'un avant-projet sommaire complet et cohérent ; celui-ci sera accompagné d'une estimation du coût et du planning et permettra la prise de décision pour la poursuite du projet ; cette phase débute par une phase préparatoire destinée à prendre en compte la nouvelle durée de l'« AVP2 » qui a été prolongée jusqu'à fin 2015, à faire une analyse technico-économique des options retenues et des spécifications du cahier des charges fonctionnel, et à finaliser quelques choix d'options.

L'avant-projet détaillé pourrait débuter en 2016, suivi par les études d'exécution, les procédures d'autorisation et la réalisation.

Pierre LE Coz,

Département d'étude des réacteurs, chef du projet ASTRID

► Bibliographie

« Les réacteurs à neutrons rapides de 4^e génération à caloporteur sodium : le démonstrateur technologique ASTRID ». Tome III du rapport de la Direction de l'Énergie Nucléaire du CEA (décembre 2012) relatif au bilan des recherches conduites dans le cadre de la loi du 28 juin 2006 relative à la gestion durable des matières et des déchets radioactifs : séparation-transmutation des éléments radioactifs à vie longue et développement de réacteurs nucléaires de nouvelle génération.

L'économie des réacteurs rapides sodium

Un RNR-Na présente plusieurs caractéristiques essentielles, du point de vue de la technico-économie :

- Sa consommation d'uranium naturel est négligeable (il ne consomme qu'un peu d'uranium appauvri déjà disponible), alors que celle d'un REL est de l'ordre de 170 t par GWe et par an. Compte tenu de l'augmentation du coût de l'uranium lié à la raréfaction de cette ressource, le RNR-Na peut produire, à terme, un kWh moins cher que celui des REL ;
- sa construction est plus coûteuse que celle d'un REL de même puissance. De plus, il y aura pour les premiers RNR industriels des surcoûts liés à leur caractère prototype. De ce fait, son coût de production d'électricité n'est pas compétitif aujourd'hui, par rapport à celui d'un REL, à cause d'un sur investissement initial et du faible coût actuel de l'uranium naturel ;
- pour démarrer, il a besoin d'une quantité de plutonium importante²⁶ : environ 16 t/GWe (dont la moitié pour le premier cœur et le reste pour le cycle), ce qui suppose de disposer de combustibles REL usés en quantité à peu près égale à soixante ans de fonctionnement d'un REL de 1 GWe et de capacités suffisantes de traitement et de fabrication de combustibles RNR ;
- il permet un bouclage harmonieux avec les REL de l'ensemble du cycle du combustible, jusqu'au stockage du déchet final ;
- il est à noter que la part du coût du cycle du combustible RNR dans le coût final du kWh est d'environ 6 %. Celle-ci est donc encore plus faible que pour un REL.

Le coût d'investissement d'un RNR-Na par rapport à celui d'un REL

De par sa conception, un RNR-Na présente des caractéristiques qui conduisent à un surcoût d'investissement initial. Parmi les causes de ce surcoût, on peut citer :

- Le sodium, excellent caloporteur et réfrigérant, est, par contre, un métal très réactif avec l'oxygène ; on prend donc de grandes précautions pour l'isoler de l'air et de l'eau grâce à une atmosphère inerte et à des doubles circuits. C'est ainsi qu'un circuit intermédiaire coûteux est introduit pour éviter toute possibilité d'interaction avec le sodium du circuit primaire. De nombreuses dispositions de sûreté supplémentaires doivent être prévues ;
- la puissance résiduelle des assemblages étant relativement élevée, il est nécessaire de disposer de stockage interne permettant aux assemblages usés de se refroidir avant de pouvoir être sortis et lavés ;
- la manutention des assemblages et de tous les composants à introduire dans le cœur, doit se faire en aveugle par des dispositifs complexes, voire un barillet en sodium, qui entraînent un surcoût important.

De nombreuses incertitudes apparaissent, lorsque l'on cherche à évaluer ce surcoût d'investissement qui est souvent traité de manière paramétrique dans une plage qui va actuellement de 1,2 à 1,5. Les incertitudes principales sont liées à la définition du concept RNR-Na qui n'est pas figé, à la difficulté d'évaluer le coût d'un EPR de série à partir des informations actuelles qui concernent des têtes de série, et à l'évolution de ce surcoût dans le temps : la structure des coûts RNR-Na n'étant pas identique à celle d'un REL (parts de la main d'œuvre, des matériaux acier et béton...), il est nécessaire d'utiliser des déflateurs pour évaluer ce surcoût à des dates éloignées. Lors des études sur EFR (*European Fast Reactor*) ce surcoût avait été estimé à 25 %.

Actuellement, l'accroissement des contraintes de sûreté, dans le cadre des analyses qui ont suivi Fukushima, conduit plutôt à une complexification de la conception et à une augmentation des coûts. Par contre, on notera que les Russes, dans leur concept BN 1200 affichent une volonté forte d'atteindre des coûts comparables à celui des réacteurs à eau VVER. Cela se fait au prix de choix techniques drastiques, comme la suppression du barillet. Sur ce point, les Indiens ont également supprimé le barillet sodium sur le réacteur PFBR en construction, pour diminuer notablement les coûts d'investissement. En conclusion, on prendra pour le reste des études présentées un surcoût de 30 % de l'investissement pour un RNR, par rapport à un réacteur à eau classique, tout en notant les très fortes incertitudes sur cette valeur.

26. Même s'il est techniquement possible de démarrer un RNR-Na avec de l'uranium enrichi, cette solution, trop coûteuse économiquement ne pourrait s'envisager qu'avec un coût du Pu supérieur à €50/g.

Les ressources en uranium naturel

L'uranium est très présent sous forme diluée tant dans l'eau de mer, les eaux de rivière, que dans la terre. Dans le sol, les teneurs sont d'environ 3 g/tonne. Un jardin de 20 m sur 20 m, sur 10 m de profondeur, contient ainsi environ 24 kg d'uranium naturel. Le Rhône charrie, chaque année, environ 29 tonnes d'uranium, et la mer en contient 3 mg/m³ soit environ 4,5 milliards de tonnes.

Le problème est de trouver des gisements suffisamment concentrés pour être exploitables à un coût raisonnable. Des mines ont été ouvertes en France, dans les années 60, mais les prospections ont rapidement permis des découvertes de mines à très haute teneur en Australie, au Canada, au Niger... ce qui a conduit à leur fermeture. Les prix de l'uranium se sont ensuite effondrés, ce qui a conduit à un arrêt total des prospections.

On connaît donc mal les ressources potentielles d'uranium disponibles, et exploitables à des coûts réalistes, d'autant plus que l'arrêt de la prospection ne permet pas d'avoir une vue globale.

Le document de référence le plus à jour, pour l'estimation des ressources aujourd'hui connues, est le « Livre rouge » ([1] *Uranium 2011 : Resources, Production and Demand*) publié en 2012, conjointement par l'AIEA et l'AEN (voir tableau 22) :

Des incertitudes existent sur ces ressources, car les chiffres du « Livre Rouge » [1] sont basés sur les déclarations des États : un biais dans les chiffres fournis ne peut être exclu. Une majoration des quantités disponibles, à faible coût de production, permet d'intéresser des investisseurs potentiels, alors qu'une minoration permet de tirer les prix du marché à la hausse...

Par conséquent, on peut retenir qu'au moins 7 MtU sont disponibles à des coûts inférieurs à 260 \$ par kilo. Par contre, les quantités ultérieures disponibles sont très mal connues. On voit que le livre rouge estime qu'environ 10 MtU supplémentaires pourraient être découvertes dans ces gammes de prix d'extraction. Mais l'incertitude est très grande...

Au-delà des ressources classiques, on trouve aussi des ressources non conventionnelles comme dans les phosphates ou l'eau de mer. Les estimations sur les quantités d'uranium issues des phosphates ont été révisées à la baisse en 2012 : de 22 Mt, on devrait passer à un chiffre compris entre 4 et 7 Mt. De plus, pour rester abordable, l'uranium ne peut-être qu'un sous-produit de la production de phosphates, ce qui limitera à quelques milliers de t/an sa production à partir des phosphates. De même, sauf rupture technologique très forte, l'uranium contenu dans l'eau de mer, en quantité quasi illimitée, ne pourra être extrait qu'à des coûts très élevés.

Le cas du thorium

Les ressources mondiales en thorium étant trois fois supérieures à celles de l'uranium, il est tentant d'envisager un cycle du combustible basé sur cet élément. Cependant, le thorium 232 (seul isotope naturel) n'étant pas fissile mais fertile, ce sont les réacteurs rapides qui sont susceptibles d'exploiter au mieux cette ressource. C'est le choix fait par l'Inde pour le long terme, avec la construction du réacteur PFBR qui pourra accepter des couvertures au thorium.

Prospective de consommation d'uranium dans le monde et durabilité correspondante.

Le parc mondial actuel, très majoritairement constitué de REL, consomme aujourd'hui environ 68 000 t d'uranium naturel par an.

L'évolution de cette demande, liée à celle du parc nucléaire mondial, est une grande inconnue.

Si on la suppose constante, une simple règle de trois donne avec nos 7 MtU, plus de 100 années de disponibilité.

Il faut cependant noter également la difficulté, pour un investisseur, de se lancer dans la construction de réacteurs dont la durée d'exploitation annoncée est soixante ans, si on manque de visibilité sur l'approvisionnement en uranium sur cette période à venir.

Il existe des scénarios de prospective nucléaire établis par des organismes tels que le Conseil Mondial de l'Énergie (ou WEC *World Energy Council*), l'Agence Internationale de l'Énergie (AIE) qui publie chaque année le *World Energy Outlook* (WEO). Ces scénarios, très nombreux à l'horizon 2035-2050, sont plus rares à l'horizon 2100. Dans leur grande majorité, ils prédisent une forte augmentation du parc électronucléaire mondial.

Tableau 22.

Ressources mondiales conventionnelles en uranium (MtU) [1]				
Ressources conventionnelles ou classiques (MtU)				
	Ressources identifiées		Ressources non découvertes	
	Raisonnablement assurées	Présumées	Pronostiquées	Spéculatives
\$/kg U				
< 40	0,5	0,2	1,6	
40-80	1,5	0,9		
80-130	1,4	0,8	1,1	
130-260	0,9	0,8	0,1	
Sous Total	4,4	2,7	2,8	7,6
TOTAL	7,1		10,4	

Tableau 23.

Parc REL uniquement: Impact de la limite en U				
Limite sur l'Unat	Année à laquelle la production n'égale plus la demande	Année de fin forcée de production du nucléaire	Nombre de réacteurs EPR maximum	Pourcentage de la demande assurée en 2100
6 Mt	2031	2090	348	0 %
20 Mt	2063	2122	1 398	27 %
38 Mt	2092	Après 2150	2 494	79 %
90 Mt	2149	Après 2150	4 647	100 %

Sans surprise, il apparaît qu'un nucléaire fondé sur les réacteurs à eau n'est pas durable. Dans l'hypothèse, sans doute un peu optimiste, de 38 Mt d'uranium naturel exploitable (ce qui correspond à la totalité des ressources identifiées et non découvertes), ainsi qu'à une quantité de 22 Mt d'uranium des phosphates (dont on vient de voir qu'elle était probablement surévaluée), le parc nucléaire mondial en augmentation ne serait plus capable de répondre à la demande, à l'horizon 2100, et sa production continuerait à décroître ensuite. En considérant une hypothèse d'école extrêmement optimiste de 90 Mt sur les ressources, on ne gagne qu'un délai de cinquante ans (voir tableau 23).

On notera cependant qu'il reste possible d'optimiser la consommation d'uranium naturel dans les réacteurs à eau, ce qui peut encore repousser légèrement cette date.

Par contre, il sera nécessaire d'anticiper ce virage, car il est impossible pour un parc RNR de prendre le relais en quelques années, et la durée d'exploitation des REL de troisième génération est de soixante ans. Pour prolonger le nucléaire au-delà de cette durée, il faudra donc introduire progressivement dans le parc quelques réacteurs rapides permettant d'anticiper les problèmes progressifs d'approvisionnement.

La balance de compétitivité entre les réacteurs à eau et les réacteurs rapides sodium dépend du coût de l'uranium naturel et du surcoût à l'investissement des rapides. Dans l'hypothèse simpliste d'un prix de l'uranium naturel constant sur toute la durée d'exploitation d'un parc de réacteurs et d'un taux d'actualisation nul, les RNR-Na compensent un handicap de surcoût à l'investissement de 30 % pour un coût de l'uranium supérieur à 200 €/kg (fig. 204) [2].

Des calculs plus récents tenant compte de l'augmentation du coût du KW installé des REL et d'un taux d'actualisation non nul amènent ce chiffre autour de 700 €/kg (coût de l' U_{nat} actualisé sur la durée de vie du réacteur).

La date du basculement de compétitivité REL-RNR reste très incertaine, car elle dépend des hypothèses faites sur l'évolution du prix de l'uranium. Ce dernier dépend de l'évaluation des ressources et du déploiement du parc nucléaire mondial.

Évolution du prix de l'uranium naturel à long terme et date de compétitivité des RNR

Le marché de l'uranium est un marché mondial. Aujourd'hui, il existe un marché spot de l'uranium qui représente moins de 10 % des échanges, le reste se faisant *via* des contrats à long terme.

À partir de différentes hypothèses de courbes d'offre et d'évolution du parc mondial, il est possible d'effectuer des calculs de scénarios mondiaux qui donnent l'évolution du coût de l'uranium dans ces conditions. Les résultats pour quatre de ces scénarios sont donnés dans la figure 205.

La courbe α correspond à l'utilisation de ressources limitées et à un scénario de développement dynamique du parc nucléaire mondial. C'est avec ce couple d'hypothèses que l'on a la montée la plus rapide du coût de l'uranium et la date la plus rapprochée pour l'introduction des RNR.

À l'inverse, la courbe δ correspond aux ressources les plus importantes et au scénario de développement le plus lent du parc mondial. (hors scénarios d'arrêt du nucléaire).

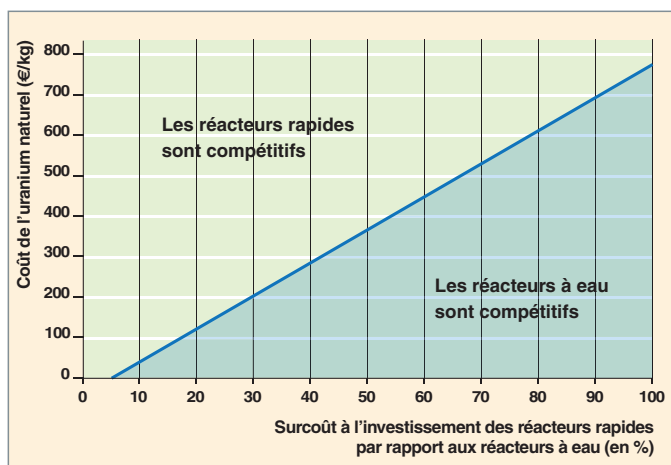


Fig. 204. La balance de compétitivité entre les réacteurs à eau et les réacteurs rapides sodium [2].

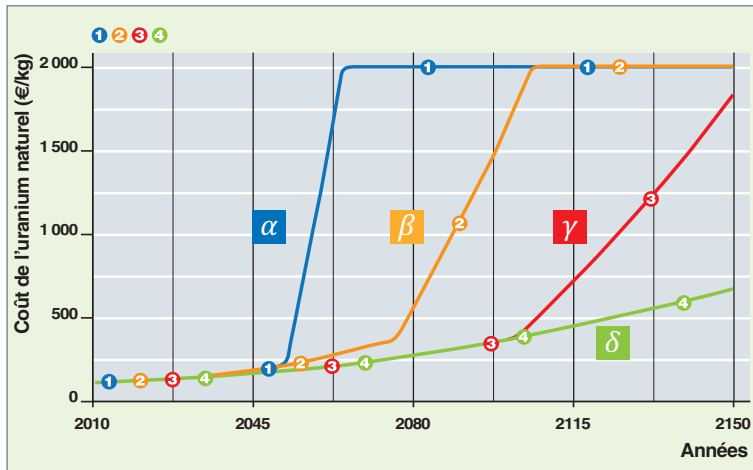


Fig. 205. Profils d'évolution du coût mondial de l'uranium naturel.

Les deux autres profils β et γ correspondent à une courbe d'offres intermédiaire en « *best estimate* », mais se rapportent respectivement aux scénarios de développement fort ou faible du parc nucléaire mondial.

Sur la base de ces coûts et en supposant un surcoût de 30 % des RNR, on arrive à une compétitivité vers la fin du siècle. Les inconnues sur ce type de calcul théorique sont, bien sûr, très importantes, mais elles montrent une tendance globale.

La part du coût du plutonium sur la compétitivité des RNR

En France, la fourniture du plutonium est assurée par le traitement des combustibles usés REL. Dans ces conditions, il est logique de considérer que le coût du plutonium est nul.

Dans des pays comme les États-Unis qui n'ont pas choisi le traitement des combustibles REL usés, la situation est différente : la décision de construire des RNR sera précédée de celle de construire des usines de traitement dont le coût ne pourra pas être imputé aux REL, mais aux RNR. Une façon simple serait de financer la construction de l'usine de traitement et son exploitation au travers d'un coût du Pu produit qui serait « payé » par les RNR, renchérissant le coût du kWh produit par les RNR et retardant leur compétitivité économique.

Étant donné les problèmes de non-prolifération, il sera peut être possible, mais difficile, de mettre en place un « marché » du Pu, via un marché du MOX, permettant d'avoir des politiques autres que nationales sur la gestion de ces stocks.

L'utilisation des RNR pour mieux boucler le cycle du combustible MOX

Actuellement, le plutonium produit en France par traitement du combustible usé est réutilisé sous forme de MOX dans les REL. Puis ces MOX, après utilisation en réacteur, vont s'accumuler en retour à la Hague. Leur traitement présente alors peu d'intérêt, car la composition isotopique du Pu ainsi obtenu rendrait difficile son utilisation dans un REL.

L'existence d'un parc réduit de réacteurs rapides pourrait permettre de rectifier la composition isotopique de ce Pu, et rendrait possible sa réutilisation ultérieure en REL.

Les gains économiques seraient au niveau de l'entreposage des MOX usagés et du gain de combustible disponible pour les REL.

Gestion des déchets : le coût de la transmutation dans un RNR / le gain sur le stockage final

Dans le cadre de la loi du 28 juin 2006 de programme relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs, une évaluation économique de la transmutation dans des réacteurs de 4^e génération (RNR-Na) a été menée pour différents scénarios de transmutation des actinides mineurs (neptunium, américium et curium) : en homogène (ils sont intégrés dans le combustible MOX) ou en hétérogène (ils sont introduits dans des couvertures sur un support UO₂) ; suivant les scénarios, tous les actinides mineurs ou seulement certains d'entre eux sont transmutés. Ceux que l'on choisit de ne pas transmuter finissent comme déchets intégrés dans les verres.

Il est apparu que réaliser la transmutation dans des RNR-Na n'entraînait qu'un surcoût limité sur le coût de production du kWh, compris entre 4 et 9 % par rapport au fonctionnement d'un RNR n'assurant pas de service de transmutation.

Par contre, la transmutation des actinides diminue la puissance résiduelle des déchets ultimes. Cela permet, pour des raisons d'évacuation de puissance et de thermique des galeries, d'augmenter d'un facteur 5 à 10 la place disponible dans le stockage des déchets ultimes HAVL. Cela représente un gain financier potentiel sur ce poste.

Les autres critères de développement des RNR

Si l'atteinte de la compétitivité, grâce au cycle, marquera une étape très importante pour le développement des RNR, il est clair que les motivations des premiers acquéreurs de réacteurs RNR seront plus politiques qu'économiques. Sans préjuger de leur ordre, qui pourra varier d'un pays à l'autre, les critères qui soutiendront ce premier marché seront :

- L'indépendance énergétique du pays et la sécurité énergétique de l'approvisionnement ;
- une assurance vis-à-vis des tensions sur le marché de l'uranium naturel ;
- un positionnement pour le futur dans une industrie de haute technologie ;
- des considérations liées à la non-prolifération ;
- la gestion du plutonium, et la fermeture du cycle du combustible ;
- la gestion des déchets, (transmutation des actinides mineurs) ;
- l'amélioration de la sûreté.

Ainsi, ces différents critères peuvent conduire certains États à des décisions politiques de construction de RNR-Na, avec mise en place de financements gouvernementaux appropriés permettant de contrebalancer le surcoût des RNR, avant que l'augmentation du prix de l'uranium naturel n'amène les électriciens en concurrence sur le marché à faire ce choix sur la base des seuls critères économiques.

Les pays qui apparaissent les plus à même de financer le démarrage d'un programme « pré-commercial » RNR, et donc de créer et de développer un marché pour ces réacteurs sont la Chine, la Russie et l'Inde : ces pays possèdent une industrie nucléaire solide, une expérience plus ou moins importante dans le domaine des RNR, et surtout une volonté politique forte, à même de permettre la construction de RNR avant que leur coût du kWh ne soit compétitif.

Parmi les autres pays, seuls quelques-uns pourront entreprendre la construction de RNR avant leur compétitivité économique, mais à plus petite échelle, leur objectif principal étant de garder ouverte cette technologie et de participer à la définition de ses standards.

La France prévoit de construire un premier RNR industriel vers 2040, qui pourrait être suivi de quelques unités pour assurer la mise en place d'un tissu industriel avant la compétitivité économique.

Les réacteurs rapides, voie d'avenir pour rendre le nucléaire durable

Pour maintenir et accroître une production électronucléaire mondiale durable, le recours à des RNR est nécessaire avant la fin du siècle. Au niveau mondial, le besoin se portera sur des RNR surgénérateurs. La raréfaction des ressources en uranium naturel devrait rendre progressivement cette filière compétitive, malgré le surcoût d'investissement lié à la conception du réacteur.

Il est très important de noter que le déploiement des RNR dans le monde ne sera possible qu'après qu'un marché du traitement-recyclage s'y soit développé.

De grandes incertitudes existent sur la connaissance des ressources exploitables d'uranium naturel et du développement du parc mondial REL. Ces deux paramètres doivent être suivis avec précision. Le développement de la technologie des RNR est la meilleure assurance contre les risques induits par cette incertitude.

La situation de la France est différente de la situation mondiale, car elle dispose d'un potentiel important de combustibles REL usés et de quantités de Pu déjà disponibles importantes, grâce à ses usines de retraitement. La France reste cependant tributaire de ce qui se passera au niveau mondial, notamment au travers du coût de l'uranium naturel.

Gilles MATHONNIÈRE,

Institut de technico-économie des systèmes énergétiques

► Références

[1] Livre rouge « Uranium 2011 : Resources, Production and Demand », publié en 2012 conjointement par l'AIEA et l'AEN.

[2] H. SAFA, B. BONIN, ICAPP 2007, Nice, mai 13-18, 2007.