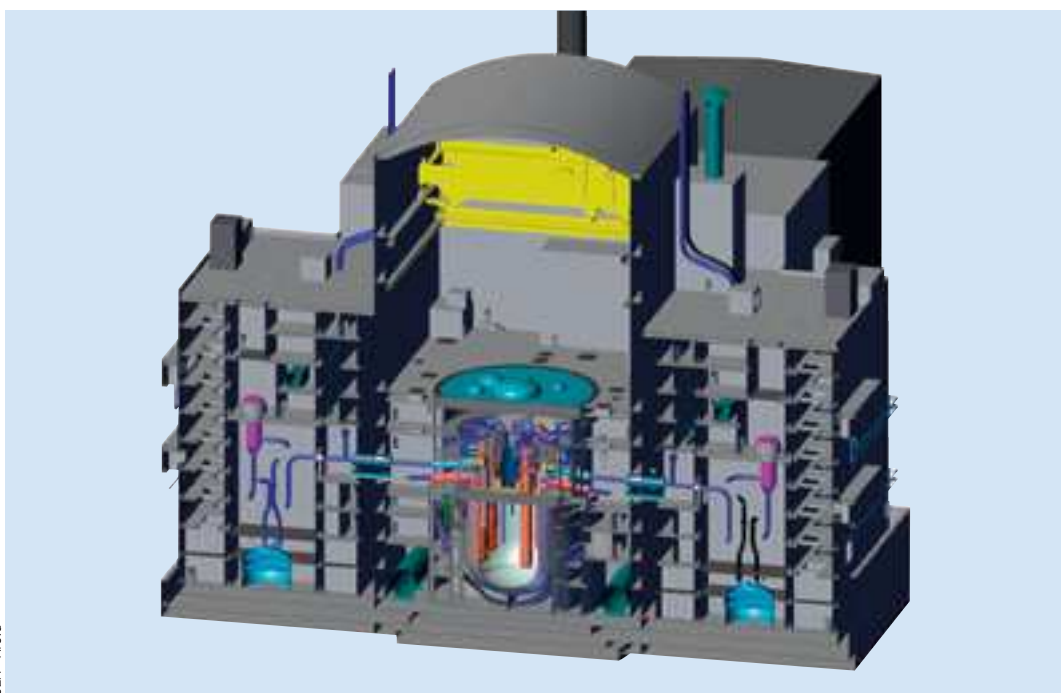


Des technologies innovantes pour ASTRID, le réacteur du futur

Assurer l'indépendance énergétique et la sécurité d'approvisionnement, améliorer les standards de sûreté, optimiser durablement la gestion des matières et minimiser la production des déchets, le tout sans émettre de gaz à effet de serre, tels sont les critères auxquels devront satisfaire les réacteurs nucléaires du futur. Dotés de capacités de recyclage des matières fissiles, d'utilisation optimale des ressources naturelles et de réduction de la quantité de déchets radioactifs, les réacteurs à neutrons rapides de 4^e génération sont à même de répondre à ces objectifs et d'inscrire le nucléaire dans une perspective durable. **Le démonstrateur ASTRID, actuellement en projet au CEA, est l'étape indispensable avant le déploiement de ces réacteurs vers le milieu du siècle.** Basé sur une technologie déjà riche d'un grand retour d'expérience, il intègre de nombreuses innovations de rupture, en particulier sur le plan de la sûreté, qui en font un réacteur du futur.



Vue d'ensemble du réacteur ASTRID. Réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium, d'une puissance électrogène de 600 MWe, ASTRID est un démonstrateur technologique conçu pour démontrer l'opérabilité des choix innovants permettant à la filière des RNR de remplir les critères de la 4^e génération.

Une utilisation optimale de la ressource

Les réacteurs à neutrons rapides (RNR) de 4^e génération permettent d'élargir le spectre d'utilisation des combustibles potentiels: uranium (U) naturel, uranium appauvri, uranium de **retraitement**, **plutonium** (Pu) mais aussi **actinides mineurs** pourront être valorisés dans la production d'électricité. Les RNR ont donc un rôle essentiel à jouer dans la préservation des ressources.

Boucler complètement le cycle du plutonium

L'irradiation du combustible à l'oxyde d'uranium (UOX), qui alimente les centrales actuelles, conduit

à la formation de plutonium. En France, ce plutonium n'est pas considéré comme un déchet mais comme une matière à haut potentiel énergétique en raison de ses caractéristiques **fissiles**. À la sortie du cœur du réacteur, le combustible usé contient 1 % de plutonium. Plusieurs **isotopes** sont présents, le plus abondant étant de loin le ²³⁹Pu.

Aujourd'hui, une partie de ce plutonium est mélangée à de l'oxyde d'uranium afin d'être transformée en combustible MOX⁽¹⁾. Ce combustible est à son tour réinjecté dans certaines centrales du parc nucléaire,

(1) MOX (*Mixed Oxides*): mélanges d'oxydes d'uranium et de plutonium.

en proportions variables en fonction des caractéristiques du cœur du réacteur. Cependant le recyclage du plutonium dans les réacteurs à eau sous pression (REP) est limité à un cycle. Après irradiation, la composition isotopique du plutonium a été modifiée de telle sorte qu'il ne peut être exploité une seconde fois. La proportion d'isotopes pairs du plutonium, non fissiles par des neutrons lents, a en effet augmenté.

En revanche, ces mêmes isotopes pairs s'avèrent être d'excellents combustibles pour les RNR, qui seront en mesure de « brûler » tous les isotopes de plutonium. Ces systèmes permettront donc d'utiliser l'ensemble des stocks de plutonium et de le recycler de façon récurrente, préservant ainsi les ressources en uranium (figure 1).

Produire de 50 à 100 fois plus d'électricité avec la même quantité d'uranium

Capables de boucler le cycle du plutonium, les réacteurs de 4^e génération permettront également d'exploiter la totalité du minerai d'uranium et non simplement l'infime partie d'uranium fissile en neutrons lents, comme c'est le cas dans les REP actuels.

L'uranium naturel est en effet principalement constitué de deux isotopes : ²³⁸U, qui représente plus de 99 % du minerai d'uranium, et ²³⁵U, qui représente moins de 1 % de ce minerai (0,7 % exactement). Dans les réacteurs actuellement en service dans le monde, la **réaction en chaîne** est entretenue par des neutrons thermiques (ou neutrons lents) et l'énergie produite résulte essentiellement de la **fission** de noyaux de ²³⁵U, seul isotope directement fissile de l'uranium. C'est par conséquent une infime partie de la ressource en uranium qui est utilisée au final. Cet isotope étant extrêmement minoritaire dans le minerai à l'état naturel, l'uranium est enrichi de façon à être concentré à hauteur de 3 à 5 % en ²³⁵U. Le combustible UOX obtenu reste donc composé à hauteur de 95 à 97 % par du ²³⁸U non fissile.

Or, le ²³⁸U n'est pas sans intérêt. À défaut d'être fissile, il peut se **transmuter** en ²³⁹Pu, à son tour

fissile. Toutefois dans les réacteurs actuels, seuls quelques neutrons lents parviennent à transmuter ce ²³⁸U en ²³⁹Pu pour produire de l'énergie. Dans les réacteurs de 4^e génération, sous l'action des neutrons rapides, c'est l'ensemble du ²³⁸U qui sera transmuté en ²³⁹Pu et servira à la production d'électricité. Par ce biais, il devient possible d'exploiter non plus 0,7 % mais la totalité du minerai d'uranium à des fins électrogènes. La disponibilité mondiale en ressources fissiles primaires peut ainsi être multipliée par 100. Avec la technologie des RNR, les seuls stocks français d'uranium issus des opérations d'enrichissement et de retraitement des REP, qui s'élèvent aujourd'hui à 250 000 tonnes, sont *a priori* suffisants pour alimenter une production nucléaire au niveau actuel pendant 5 000 ans. Le cycle amont du combustible se trouve simplifié puisqu'aucun enrichissement de celui-ci ne sera nécessaire.

Réduire la radiotoxicité intrinsèque des déchets ultimes

L'un des grands enjeux des réacteurs de 4^e génération est également de faciliter la gestion des **déchets radioactifs**, en réduisant le volume et la radiotoxicité intrinsèque à long terme des déchets ultimes. Ces réacteurs seraient en effet en mesure de « brûler » une part des éléments radioactifs à vie longue qui composent les déchets, les actinides mineurs (américium, neptunium, curium...). En théorie, les déchets ultimes se limiteraient alors aux **produits de fission**, soit actuellement 4 % du combustible usé. Ces produits de fission, débarrassés des actinides mineurs, seraient plus aisément stockables et retrouveraient le niveau de radioactivité de l'uranium naturel non plus au bout d'une dizaine de milliers d'années, mais de 300 ans environ. Dans la réalité, l'élimination ne sera pas complète, mais les RNR permettront de réduire sensiblement l'emprise au sol des **stockages profonds** (figure 2).

Aujourd'hui, ces recherches sont inscrites dans la loi de 2006 relative à la gestion des déchets, en vue de fournir les éléments pour une décision par les Pouvoirs publics.

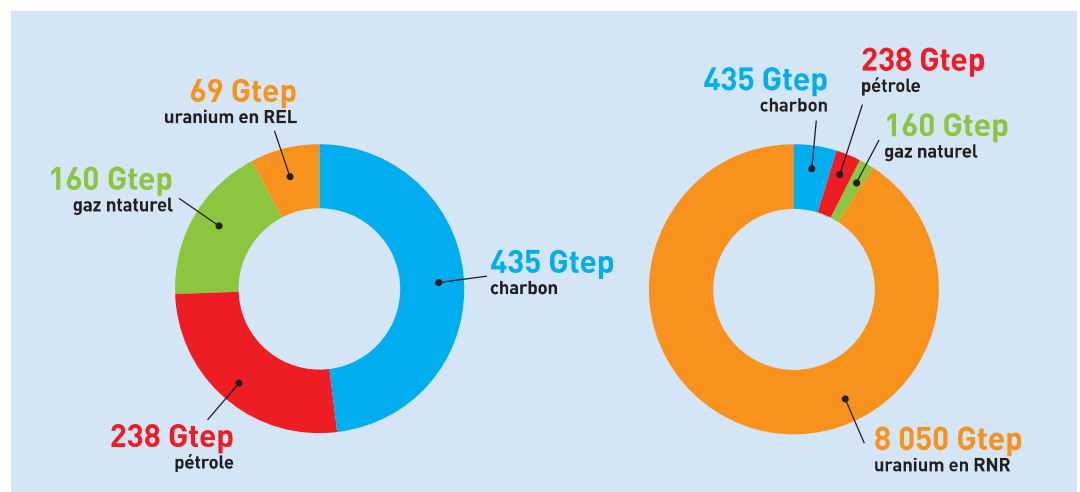


Figure 1. Potentiel énergétique des combustibles fossiles et de l'uranium, lorsque ce dernier est utilisé en REL (à gauche) et multirecyclé avec le plutonium en RNR (à droite). Il est exprimé en milliards de tonnes d'équivalent pétrole (Gtep). Les réserves mondiales prises en compte (ressources conventionnelles identifiées) sont de 238 Gt (238·10⁹ tonnes) pour le pétrole, 891 Gt (891·10⁹ tonnes) pour le charbon, 186 Tm³ (186·10¹² m³) pour le gaz naturel [BP Statistical Review of World Energy, juin 2014] et 4,6 Mt (4,6·10⁶ tonnes) pour l'uranium [AIEA, Red Book, édition 2014].

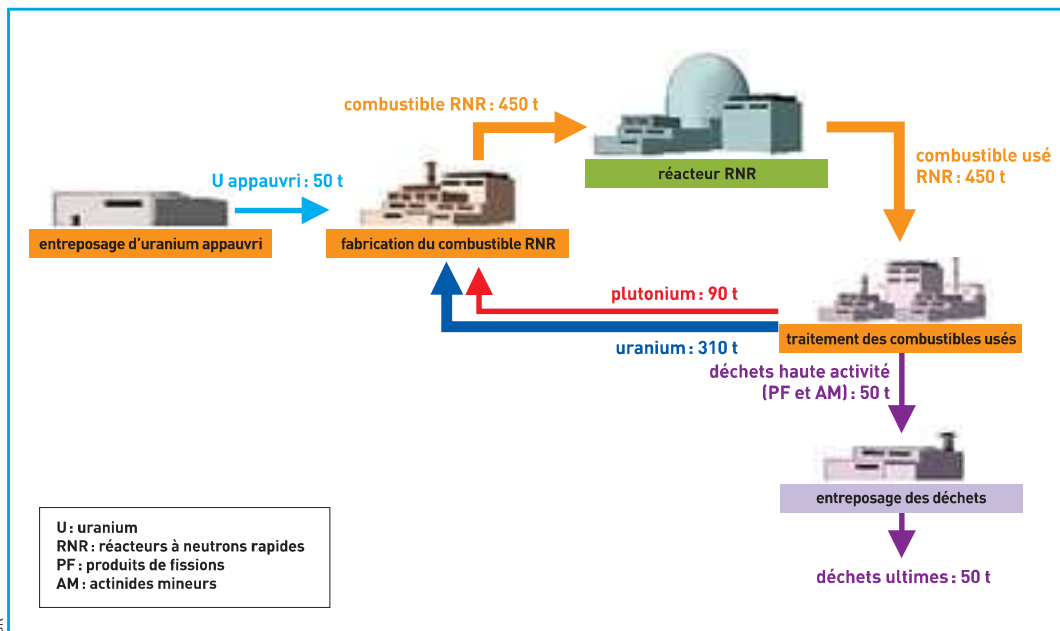


Figure 2. Schéma de principe d'un cycle du combustible fermé, où l'uranium et le plutonium sont multirecyclés, dans un parc de RNR [en flux annuels indicatifs pour une puissance électrique de 63 GWe].

Une technologie riche d'un grand retour d'expérience

Les avantages apportés par les RNR en ce qui concerne la préservation des ressources, et donc l'indépendance nationale et la durabilité des ressources, ont conduit de nombreux pays à s'y intéresser. Une trentaine de réacteurs ont alors été conçus dans le monde et une vingtaine ont été exploités. À ce jour, sept sont en fonctionnement, dont deux ont divergé récemment : BN-800 en 2014 en Russie et CEFR en 2011 en Chine. Un réacteur de 500 MWe est en fin de construction en Inde.

Le sodium s'est rapidement imposé en tant que fluide caloporteur, considéré comme le meilleur compromis, il dispose aujourd'hui de plus de 400 années-réacteurs de retour d'expérience d'exploitation.

L'expérience française repose, pour les RNR refroidis au sodium (RNR-Na), sur quatre réacteurs : Rapsodie (40 MWth, exploité de 1967 à 1983), Phénix (250 MWe, exploité de 1973 à 2009), Superphénix (1 200 MWe, exploité de 1985 à 1997) et EFR – *European Fast Reactor* (1 500 MWe, resté au stade de projet).

Ces réacteurs étaient déjà très innovants à leur époque et présentaient de nombreux avantages :

- un fluide caloporteur non pressurisé puisqu'il est liquide aux températures de fonctionnement (400 °C à 550 °C) ;
- un rendement thermique élevé, supérieur à 42 % ;
- une grande marge à l'ébullition (le sodium bout à presque 900 °C) ;
- une grande inertie thermique donnant, en cas de défaillances, des délais significatifs avant d'atteindre des situations dégradées ;
- un pilotage du cœur aisé, uniquement par la position des barres de commande, sans poison soluble⁽²⁾ ni effet xénon⁽³⁾ ;
- un très faible niveau de radioactivité, et donc une dosimétrie du personnel nettement inférieure à celle des REP ;
- des propriétés d'échange de chaleur du sodium et une capacité à fonctionner en convection naturelle

très utiles pour évacuer la puissance résiduelle sans recourir à des systèmes actifs, en utilisant l'air extérieur comme source froide.

Ces réacteurs comportaient cependant certains défauts :

- le cœur n'est pas dans sa configuration la plus réactive, et en cas de défaillance de tous les systèmes de protection, il y a un risque d'emballement de la réaction en chaîne avec dégagement d'énergie ;
- le sodium réagit violemment avec l'eau. Certes, la présence d'un circuit intermédiaire en sodium non radioactif permet, en cas de fuite dans un générateur de vapeur, de n'avoir que des conséquences chimiques, sans dispersion de radioactivité. Ce risque de réaction sodium-eau reste toutefois un problème ;
- le sodium étant opaque, l'inspection en service des structures internes est beaucoup plus difficile que sur un réacteur à eau ;
- enfin, le coût de ce type de réacteur est plus élevé que celui d'un REP.

L'Autorité de sûreté nucléaire avait analysé le dossier de sûreté de Superphénix et en avait conclu que son niveau de sûreté était comparable à celui des réacteurs à eau contemporains.

(2) Poison soluble: dans un REP, du bore dilué, à des concentrations plus ou moins importantes, dans l'eau du circuit primaire est utilisé pour compenser les excès de réactivité, qui est l'écart relatif par rapport à l'unité du nombre de neutrons produits par fission divisé par le nombre de neutrons disparus au sein du réacteur. L'isotope ¹⁰B, présent à 18,8 % dans le bore naturel, est un excellent absorbant de neutrons thermiques. Si le bore permet de compenser les variations de réactivité à moyen et long termes, les barres de commande agissent de façon quasi instantanée. Absorbant les neutrons, elles sont insérées dans le cœur du réacteur pour diminuer la réactivité ou extraites pour l'augmenter.

(3) Effet xénon: dans un REP en fonctionnement normal, la quantité de xénon 135 (¹³⁵Xe) dans le cœur, provenant essentiellement de la décroissance radioactive de l'iode 135 (¹³⁵I), est stable. Lors d'une réduction de puissance ou d'un arrêt, l'équilibre entre la production et la disparition du ¹³⁵Xe est rompu et conduit à une augmentation transitoire de la concentration en xénon, avec un maximum, le pic xénon. Cet isotope étant un absorbant de neutrons thermiques très efficace, une diminution transitoire de la réactivité sera observée, pouvant entraîner l'interruption de la réaction en chaîne.

Le projet ASTRID, des innovations de rupture

Depuis l'époque de Superphénix, les exigences en matière de sûreté se sont considérablement accrues. Les Autorités de sûreté d'Europe de l'Ouest, regroupées au sein de l'association WENRA (*Western European Nuclear Regulators Association*), ont publié des principes à respecter pour les réacteurs du futur. De nouvelles innovations sont donc nécessaires pour répondre aux objectifs de la 4^e génération de réacteurs. Celles-ci sont partie prenante du cahier des charges du réacteur ASTRID (*Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration*), en cours d'avant-projet détaillé au CEA, en collaboration avec ses partenaires industriels et de recherche, en France et à l'étranger⁽⁴⁾. Ces partenariats permettent

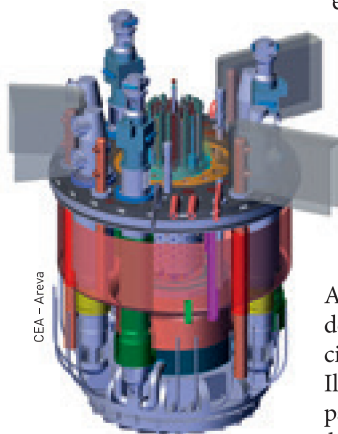


Figure 3. Le circuit primaire du réacteur ASTRID est intégré dans la cuve principale, laquelle contient non seulement le cœur mais aussi les échangeurs intermédiaires et les pompes primaires. Cette cuve est doublée par une cuve de sécurité. Le circuit primaire n'est pas pressurisé et possède une grande inertie thermique. Un circuit intermédiaire en sodium sert de barrière entre le sodium primaire et le circuit de conversion d'énergie.

de partager le «risque» de développement de certaines technologies innovantes, d'évaluer leur faisabilité industrielle et leur fabricabilité *via* la réalisation de prototypes. Ils participent également à la préparation du tissu industriel, si les Pouvoirs publics décidaient de construire ASTRID à l'issue des études de conception en cours.

ASTRID est un démonstrateur technologique de 600 MWe à caloporteur sodium, avec un circuit primaire de type intégré (figure 3).

Il est doté de capacités expérimentales, en particulier d'irradiation, qui lui permettront de transmuter les actinides mineurs, et ainsi de répondre aux exigences de la loi.

Sa conception inclut de nombreuses innovations, soutenues par un programme de R&D conséquent. Les principales sont citées ci-dessous.

Un cœur à faible coefficient de vidange

Le cœur à faible coefficient de vidange (CFV), d'une architecture nouvelle, a été breveté par le CEA avec Areva et EDF en 2010. Il est conçu de façon à contrôler la **réactivité** du réacteur au cours de phases accidentelles (figure 4).

Les études ont montré que ce cœur CFV a un comportement naturel nettement meilleur en cas d'accidents hypothétiques non protégés, c'est-à-dire avec défaillance totale de tous les systèmes de protection. Il permet de limiter la température atteinte au cours de ces accidents et de démontrer que le dégagement d'énergie y serait très faible.

Sa qualification passe par des calculs en simulation associés à des essais sur les maquettes critiques BFS1

(4) Ces partenaires sont pour le *design*: CNIM, EDF, General Electric/Alstom, Bouygues, Jacobs, Rolls-Royce, Airbus Defence and Space, ONET Technologies, Toshiba, Japan Atomic Energy Agency (JAEA), Mitsubishi Heavy Industries, Mitsubishi Fast Breeder Reactors Systems, Velan et Technetics; pour la recherche et développement: EDF R&D, CNRS, JAEA, ENEA, Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf, Paul Scherrer Institut, Karlsruher Institut für Technologie.

(5) Cycle de Rankine: il consiste en une vaporisation de l'eau à pression constante au niveau de la source chaude, une détente de la vapeur dans une turbine, une condensation de la vapeur sortant à basse pression de la turbine et une compression de l'eau condensée afin de ramener cette eau à la pression initiale.

(6) Cycle fermé de Brayton au gaz: cycle parcouru par un débit de gaz monophasique porté à haute pression par des compresseurs, puis réchauffé dans un échangeur de chaleur avant sa détente dans une turbine à gaz entraînant compresseurs et alternateur sur un même arbre.

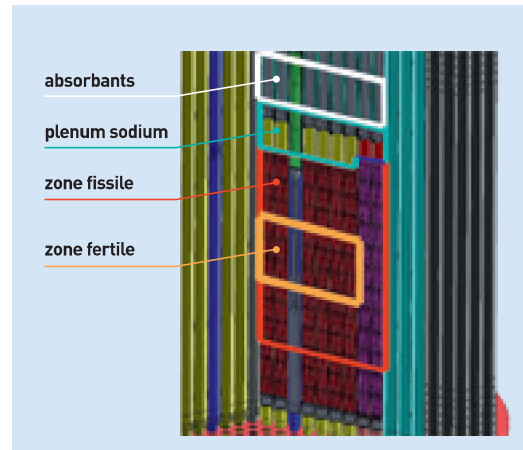


Figure 4.

Vue en coupe du cœur à faible effet de vidange CFV. Dans un RNR-Na classique de forte puissance, la vidange d'une partie du sodium du cœur, chassée soit par ébullition, soit par le passage d'une bulle de gaz, induit un excès de réactivité (coefficient de vidange positif) qui résulte de deux effets antagonistes: un effet en réactivité positif car les neutrons sont moins ralentis et moins capturés par le sodium et un effet en réactivité négatif, moindre du fait de la grande taille du cœur, lié à l'augmentation des fuites des neutrons hors du cœur. Le cœur CFV a été conçu de façon à présenter un coefficient de vidange du sodium très faible, voire négatif. L'innovation réside dans la combinaison d'un plenum sodium, une cavité remplie de sodium placée au-dessus du faisceau d'aiguilles combustibles, avec un concept de géométrie hétérogène du cœur, un empilement alterné de zones fissiles et fertiles. Une plaque d'absorbants neutroniques est disposée au-dessus du plenum sodium. Cette architecture favorise les fuites des neutrons et ainsi contrebalance l'apport positif de réactivité dû à la vidange du sodium.

et 2 en Russie et Masurca implantée sur le centre de Cadarache. Elle est complétée par la réalisation, dans les laboratoires du CEA, d'examen destructifs d'aiguilles combustibles hétérogènes irradiées dans Phénix, comme les expériences Pavix.

La présence d'un récupérateur de cœur fondu

L'évolution des exigences de sûreté nécessite de prendre désormais en compte les accidents graves dès la conception. Dans l'état actuel des connaissances, en cas d'un accident de fusion généralisée du cœur, il est incontournable de prévoir la présence d'un récupérateur, bien que les efforts consentis pour la prévention des accidents graves soient importants. Il a été choisi de l'implanter à l'intérieur de la cuve primaire. Constitué d'une structure en acier revêtu d'un matériau sacrificiel en céramique, il est destiné à recevoir le cœur fondu, appelé également corium. Les principaux enjeux sont la tenue de ce récupérateur dans le sodium chaud pendant toute la durée de vie de la centrale, et sa capacité à étaler et retenir le corium.

La qualification des performances du récupérateur s'appuie sur une R&D sur les matériaux et un futur programme de qualification dans l'installation Plinius-2, en cours de définition par le CEA, pour permettre de confirmer les conditions d'arrivée du corium sur le récupérateur (sous forme de jet ou fragmenté par exemple).

Des pompes électromagnétiques pour les circuits secondaires sodium

Dans les précédents réacteurs, les pompes à sodium des circuits primaire et secondaire étaient de type



PF. Grosjean/CEA

Pompe électromagnétique sur la boucle d'essais en sodium Pemdyn installée sur le Centre CEA de Cadarache. Les études visent à modéliser et prédire les phénomènes d'instabilités magnétohydrodynamiques qui pourraient être engendrés par le débit élevé de la pompe.

mécanique à rouet. Pour ASTRID, il a été décidé d'étudier une pompe électromagnétique de gros débit, sans pièces en mouvement, qui simplifie le dessin des circuits secondaires et serait *a priori* plus fiable.

Sa conception, basée sur le savoir-faire de Toshiba, partenaire du projet ASTRID, est soutenue par des essais en sodium à échelle réduite à Cadarache sur l'installation Pemdyn développée par le CEA et qui constitue la plus grande pompe électromagnétique en Europe.

Le circuit de conversion d'énergie

En alternative au cycle de conversion d'énergie de Rankine⁽⁵⁾ classique eau-vapeur, qui bénéficie d'un



PF. Grosjean/CEA

Boucle d'essais en sodium Diademo-Na, installée au Centre CEA de Cadarache, pour l'étude de l'échangeur sodium-gaz. Les données d'échanges thermiques acquises permettront de valider son dimensionnement.

retour d'expérience important de conception, de réalisation et d'exploitation, un système de conversion d'énergie par cycle de Brayton au gaz⁽⁶⁾ (azote pur à 180 bars) est étudié pour améliorer la sûreté avec l'élimination *de facto* du risque lié à la réaction sodium-eau (figure 5).

Ce type de système n'a jamais été réalisé pour une application industrielle, ni dans les gammes de pression et de puissance requises par ASTRID. Le premier objectif a donc été de s'assurer de sa faisabilité. Les résultats obtenus par le CEA avec ses partenaires General Electric/Alstom et Rolls-Royce sont encourageants et incitent à poursuivre le développement.

Les principaux enjeux sont la conception de l'échangeur de chaleur sodium-gaz et le fonctionnement d'ensemble. Pour le premier, des essais en sodium sont actuellement menés à échelle réduite dans l'installation Diademo-Na et seront complétés par des expériences à plus grande échelle dans l'installation Cheops en cours de construction à Cadarache. Pour le second enjeu, une boucle système sera nécessaire.

L'inspectabilité des structures en sodium

L'inspectabilité des composants en sodium est difficile de par l'opacité de celui-ci et de par la nécessité de le maintenir 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. Ces principes sont respectés pour ASTRID, mais ils ne sont plus suffisants. L'inspection des structures internes au bloc réacteur est 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. Elles s'appuieront principalement sur des méthodes optiques ou ultrasonores. Les développements de capteurs en sodium et en gaz sont complétés par l'étude de porteurs permettant d'amener les capteurs aux endroits souhaités.

La R&D associée porte sur la simulation numérique et sur des essais en air, eau et sodium. Cet axe de recherche et développement s'appuie sur de nombreux partenariats, comme ONET Technologies, et des actions de transfert de technologie pour la réalisation de prototypes.

ASTRID aura pour objectif de démontrer, à l'échelle industrielle, les avancées technologiques, en qualifiant les options innovantes retenues pour la filière des RNR-Na de 4^e génération. Ses caractéristiques devront pouvoir être extrapolées à de futurs RNR-Na industriels de forte puissance, notamment pour tout ce qui concerne la sûreté et l'opérabilité.

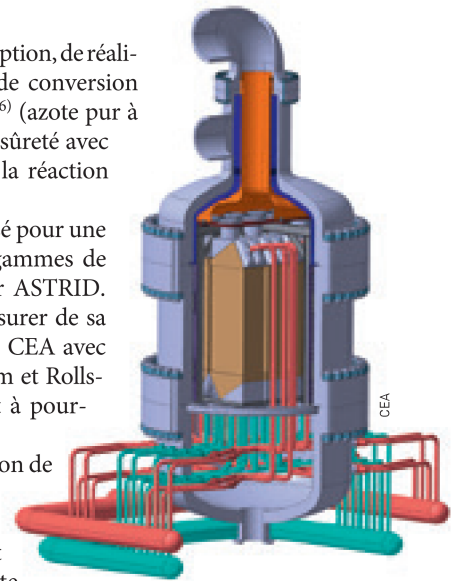


Figure 5. L'échangeur sodium-gaz compact à plaques, un composant-clé du système de conversion d'énergie à gaz.

> Pierre Le Coz

Département d'études des réacteurs (DER)
Direction de l'énergie nucléaire
CEA Centre de Cadarache