

Le projet ASTRID

ASTRID est l'acronyme d'*Advanced Sodium Technology Reactor for Industrial Demonstration*. Il s'agit donc d'un prototype de réacteur à neutrons rapides (RNR) refroidi au sodium d'une puissance suffisante pour être représentatif d'un démonstrateur électrogène industriel. Il sera le premier de ce type au monde à remplir les critères de la quatrième génération des réacteurs nucléaires. C'est un projet ambitieux qui s'inscrit dans le cadre des actions prévues par la loi française de juin 2006 sur la gestion durable des matières et des déchets nucléaires. Il prépare donc l'avenir énergétique de notre pays.

Par **François GAUCHÉ***

LES SYSTÈMES NUCLÉAIRES DE QUATRIÈME GÉNÉRATION

Le cadre international de la coopération en matière de systèmes nucléaires de quatrième génération est le GIF (*Generation IV International Forum*), dont l'objectif est la conduite des travaux de R&D nécessaires à la mise au point de systèmes nucléaires (réacteurs et cycle du combustible) qui répondent à des critères de durabilité à long terme de l'énergie nucléaire.

Le GIF est une association intergouvernementale qui a été lancée en 2000 à l'initiative du *Department of Energy* des États-Unis. Il regroupe à ce jour treize membres (1) engagés par la signature d'une charte dans laquelle ils reconnaissent l'importance du développement de systèmes futurs sûrs pour la production d'énergie nucléaire, ainsi que la nécessité à la fois de préserver au mieux l'environnement et de se prémunir contre les risques de prolifération.

Le Forum a sélectionné six concepts (quatre à neutrons rapides et deux à neutrons thermiques) (2) et il a défini un plan de R&D visant à apporter les innovations nécessaires à leur déploiement.

Il faut noter que la maturité technologique des différents systèmes retenus par le GIF est très variable. Sachant que l'enjeu majeur pour notre pays est, au-delà de l'exploration des possibilités de la transmutation des actinides mineurs, à la fois le recyclage et,

éventuellement, la consommation du plutonium existant ou dont la production est prévue, et l'optimisation de l'utilisation de l'uranium appauvri ou de recyclage, l'effort pour le CEA se concentre sur les technologies de réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium (RNR-Na, en anglais : SFR, pour *Sodium-cooled Fast Reactors*), et, dans une moindre mesure (surtout en ce qui concerne l'innovation concernant les matériaux), sur les technologies de refroidissement par gaz (GFR), dans une vision de beaucoup plus long terme. Au niveau français, la R&D est principalement portée par les équipes du CEA, d'Areva et d'EDF.

Au-delà des différences de maturité, les technologies étudiées au sein du GIF présentent toutes des avantages et des inconvénients qu'il serait trop long de détailler ici. Dans le cas français, l'accent est donc mis sur les technologies fonctionnant avec des neutrons rapides (ce qui n'est pas le cas des concepts à très haute température VHTR, ou à eau supercritique – *Supercritical Water Reactors* – SCWR). Le concept de

* CEA, chef du programme Réacteurs de quatrième génération.

(1) Afrique du Sud, Argentine, Brésil, Canada, Chine, États-Unis, Euratom, France, Japon, Corée du Sud, Royaume-Uni, Russie et Suisse.

(2) Neutrons rapides : Sodium-cooled fast Reactor (SFR), Gas-cooled fast Reactor (GFR), Molten Salt Reactor (MSR), Lead-cooled Fast Reactor (LFR).
Neutrons thermiques : Super Critical Water-cooled Reactor (SCWR), Very High Temperature Reactor (VHTR).

réacteur à sels fondus (MSR) comporte des difficultés de démonstration de sûreté et d'exploitation en raison de l'absence de première barrière au niveau du combustible, qui font douter de sa viabilité industrielle. Quant au réacteur à neutrons rapides refroidi au plomb fondu, les problématiques de la corrosion et de la gestion du plomb à haute température, entre autres, en font un concept moins attractif que le réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium, dont la faisabilité industrielle, démonstration de sûreté comprise, a déjà été prouvée dans quelques cas, constituant ainsi un socle précieux sur lequel il est possible de s'appuyer pour développer le concept innovant recherché.

Le concept de RNR au gaz repose sur la résolution du problème posé par la mise au point d'un combustible réfractaire très innovant à base de pastilles de carbure d'uranium et de plutonium entourées d'une gaine de carbure de silicium SiC-SiCf. Il s'agit en effet du verrou technologique sur lequel repose la démonstration de sûreté du réacteur en cas de perte accidentelle des moyens normaux d'évacuation de la puissance ou de dépressurisation du circuit primaire.

Ainsi, le CEA est partie prenante dans la mise au point de deux types de réacteurs à neutrons rapides :
 – il contribue aux études sur le combustible et la sûreté d'un projet de réacteur expérimental ALLEGRO, d'une puissance d'environ 80 mégawatts thermiques (MWth), qui serait construit à l'horizon 2025-2030 en Europe centrale par un *consortium* regroupant, outre la France, au moins la République tchèque, la Hongrie et la Slovaquie,

– il porte le projet de prototype de réacteur à neutrons rapides ASTRID, d'une puissance d'environ 1 500 MWth et refroidi au sodium, pour une mise en service à l'horizon 2020-2022.

Les objectifs fixés pour ces deux systèmes de quatrième génération sont les suivants :

– de pouvoir multi-recycler le plutonium et utiliser le mieux possible la ressource en uranium. Cela nécessite des réacteurs couplés à un cycle fermé du combustible,

– si l'option précitée est démontrée, d'avoir la capacité de réaliser la transmutation de certains actinides mineurs,

– d'avoir un niveau de sûreté équivalent à celui des réacteurs de troisième génération mis en service au même moment. Pour le prototype ASTRID, cela signifie un niveau de sûreté au moins équivalent aux réacteurs de troisième génération actuels, en intégrant les enseignements retirés de l'accident de Fukushima,

– d'atteindre une bonne compétitivité économique tenant compte du service rendu. Il conviendra d'avoir une vision d'optimisation économique globale d'un parc qui sera à la fois composé de réacteurs de troisième génération et de réacteurs de quatrième génération et de leurs cycles du combustible, y compris le stockage à très long terme de ses déchets ultimes. Cela signifie que l'objectif est que le surcoût inévitable du réacteur de quatrième génération par rapport à la troisième génération devra être plus que compensé par les gains réalisés sur l'ensemble du cycle,

– enfin, de présenter des garanties en matière de résistance à la prolifération nucléaire.

LES RÉACTEURS À NEUTRONS RAPIDES

La filière des réacteurs à neutrons rapides (RNR) possède des avantages extrêmement importants en matière d'énergie durable :

– une excellente utilisation de la ressource en uranium et la capacité de recycler le plutonium sans limitation du nombre de recyclages (multi-recyclage).

Contrairement aux réacteurs actuellement exploités dans le parc nucléaire français et aux futurs EPR, qui consomment moins de 1 % du potentiel d'énergie de l'uranium naturel utilisé pour préparer leurs combustibles, les RNR ont la capacité de consommer plus de 80 % de cette ressource. Ainsi, avec le stock d'uranium appauvri actuellement disponible sur le territoire français, on pourrait alimenter un parc de RNR pendant plusieurs milliers d'années,

– les RNR sont une source d'énergie intensive dont le procédé n'émet pas de gaz à effet de serre,

– enfin, les RNR ont la capacité de brûler, outre le plutonium, les actinides mineurs, en produisant de l'électricité, ce qui présente l'avantage d'une forte réduction de la quantité et de la durée de vie des déchets radioactifs ultimes.

QUELQUES RAPPELS À PROPOS DES RÉACTEURS À NEUTRONS RAPIDES REFROIDIS AU SODIUM (RNR-NA)

Le choix du sodium comme fluide caloporteur pour refroidir le cœur du réacteur est le résultat d'une analyse multicritère faisant intervenir la nécessité non seulement d'utiliser un fluide qui ne ralentisse pas les

	T [°C]	P [bar]	Masse volumique [kg.m ⁻³]	Cp [J.kg ⁻¹ .K ⁻¹]	Viscosité dynamique [Pa.s]	Conductivité thermique [W.m ⁻¹ .K ⁻¹]	Réf.
Eau	300	155	727	5460	0,09.10 ⁻³	0,6	1
Sodium	400	1	856	1278	0,28.10 ⁻³	72	2
Plomb	400	1	10508	147	2,25.10 ⁻³	17	3

Tableau 1

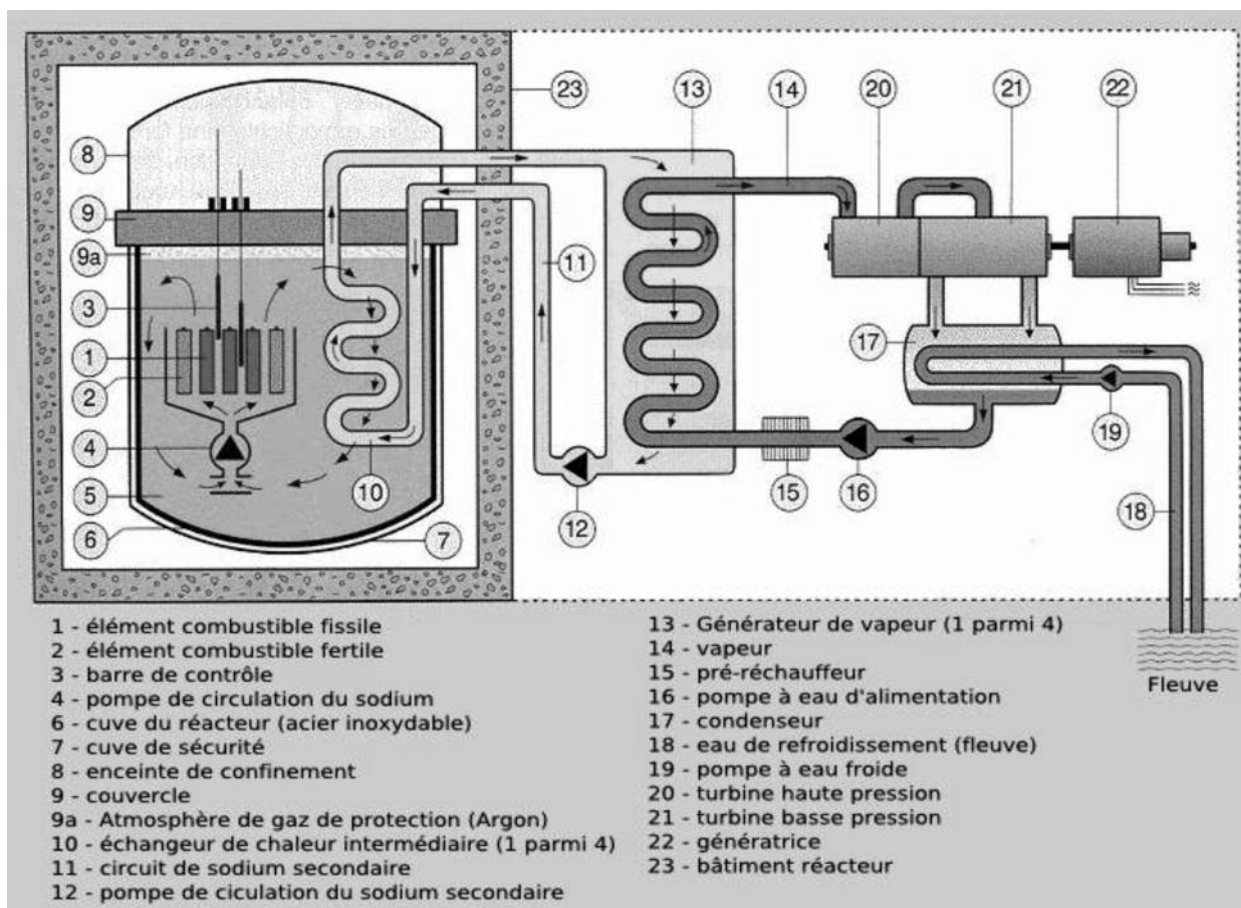


Figure 1 : RNR-Na de type intégré.

neutrons, mais aussi de la prise en compte de ses propriétés thermiques, de sa viscosité, de sa compatibilité avec les aciers, de son activation sous les neutrons, etc. Le tableau 1 de la page précédente donne quelques-unes des grandeurs intéressantes, en comparaison avec les caloporteurs eau et plomb.

Les inconvénients principaux du sodium sont son opacité et sa forte réactivité chimique lorsqu'il entre en contact avec de l'eau et/ou avec l'air.

Le principe de fonctionnement d'un RNR-Na du type intégré est donné par la figure ci-dessus.

Retenons que par rapport au schéma bien connu du fonctionnement d'un réacteur à eau pressurisée, un RNR-Na se caractérise par les points déclinés ci-après :

- le circuit primaire est situé dans la cuve principale, qui contient non seulement le cœur du réacteur, mais aussi les échangeurs intermédiaires et les pompes primaires,
- il existe un circuit intermédiaire de sodium pour servir de barrière entre le sodium primaire et le circuit de conversion d'énergie (dans un système classique de conversion d'énergie en eau-vapeur, c'est sur ce circuit que sont branchés les générateurs de vapeur),
- le circuit primaire n'est pas pressurisé et possède une grande inertie thermique,

- l'architecture générale du réacteur permet une radioprotection excellente des opérateurs.

Les RNR-Na ont fait l'objet de nombreux projets dans le monde, ce qui a permis d'accumuler plus de 400 années d'expérience d'exploitation de ce type de réacteur.

Les réacteurs suivants sont toujours en service :

- en Inde, le FBTR (40 MWth) (entré en divergence en 1985),
- en Russie, le BOR-60 (60 MWth) (1968) et le BN-600 (600 MWe) (1980),
- en Chine, le CEFBR (25 MWe) (2010),
- au Japon, les réacteurs Joyo (140 MWth) (1994) et Monju (280 MWe) (1994) ; ces deux réacteurs ont été mis à l'arrêt suite à des avaries techniques, mais le Japon souhaite en reprendre l'exploitation.

Plusieurs pays ont des projets en cours :

- la Russie : BN-800 (800 MWe) en construction, et conception de BN-1200,
- en Inde : PFBR (500 MWe) en construction, et six CFBR en projet,
- en Chine : plusieurs dizaines de RNR-Na, pour une mise en service en 2050,
- en Corée du Sud : projet KALIMER, mise en service en 2035,
- au Japon : projet JSFR,

– enfin, en France : projet ASTRID.

LA SÛRETÉ DES RNR-NA

Il serait trop long de présenter ici dans le détail l'ensemble des éléments qui concourent à la démonstration de sûreté des réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium, et ce d'autant plus que l'objectif de l'avant-projet sommaire d'ASTRID vise justement à amener la sûreté des futurs RNR-Na au niveau attendu pour la quatrième génération. Pour plus de détail, nous invitons le lecteur à se reporter aux ouvrages de référence ci-après :

- *Safety for the future Sodium cooled Fast Reactors*, FIORINI (G.L.) & al., International Conference on Fast Reactors & Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities (IAEA-FR-2009), décembre 2009, Kyoto, Japon ;
- *Science and technology of Fast Reactor Safety - Proceedings of an international conference held in Guernsey on 12-16 May 1986*, British Nuclear Energy Society, London, ISBN 0 7277 0359 5 (en deux volumes) ;
- *Fast Breeder reactors* – WALTAR (Alan E.) & REYNOLDS (Albert B.), Pergamon Press, 1981.

La démonstration de sûreté concerne les fonctions suivantes : le contrôle de la réactivité du réacteur, le refroidissement du réacteur et le maintien du confinement du réacteur.

Depuis de nombreuses années, la R&D menée au CEA en partenariat avec EDF et Areva a eu pour objectif de renforcer les lignes de défense et la robustesse de la démonstration sur l'ensemble de ces fonctions de sûreté, notamment en ce qui concerne les points particuliers aux RNR-Na, à savoir (sans être exhaustif) :

- la conception du cœur,
- les moyens d'évacuation de la puissance résiduelle,
- ou les réactions du sodium avec l'eau.

Ainsi, le CEA, EDF et Areva travaillent sur la conception d'un cœur de réacteur (dit CFV) qui a pour particularité de présenter un coefficient de vidange du sodium négatif, contrairement aux réacteurs conçus précédemment (un coefficient de vidange positif, cela veut dire que la réactivité du réacteur augmente en cas de disparition du sodium, par exemple par ébullition locale). Il est important de retenir, à ce stade, que ces travaux très prometteurs ne sont pas encore achevés et que les études actuellement en cours cherchent à confirmer le potentiel de la conception d'un tel cœur au regard des objectifs de sûreté. Ce cœur constituerait, si la confirmation en est apportée, une avancée essentielle dans le domaine de la sûreté.

Concernant l'évacuation de la puissance résiduelle, il faut rappeler l'importance de la notion d'inertie thermique, à savoir les masses de fluide primaire et de structures métalliques, multipliées par leur capacité

calorifique. Plus l'inertie thermique est élevée, plus le réacteur sera résistant à une augmentation de température en cas de perte des sources d'évacuation de la puissance résiduelle. La comparaison entre un RNR-Na intégré et un REP (réacteur à eau pressurisé-PWR) de conception standard fait ainsi apparaître une inertie thermique presque vingt fois supérieure en faveur du RNR-Na.

L'inertie thermique ne suffit pas à elle seule dans la démonstration de sûreté et il est important de bien considérer la séquence accidentelle complète (par exemple, la perte totale des alimentations électriques) et d'évaluer quels moyens de secours sont encore disponibles dans un tel cas de figure.

Ainsi, les RNR-Na conçus et construits précédemment comportaient une combinaison de systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle (EPuR), à la fois, passifs et actifs et, à la fois, redondants et diversifiés, permettant l'évacuation de la puissance résiduelle dès la chute des barres et ce, même en cas de perte totale des alimentations électriques et de la source froide en eau. En effet, certains de ces circuits fonctionnent par circulation naturelle passive (thermosiphon) et utilisent l'air atmosphérique comme source froide. Leur efficacité a été vérifiée à plusieurs reprises lors de tests effectués sur les réacteurs Phénix et Superphénix. Il convient cependant de noter d'emblée qu'ASTRID est fondamentalement distinct de ces deux précédents prototypes dans la mesure où l'objectif est d'être iso-générateur de plutonium, alors que c'était la surgénération qui était recherchée pour les réacteurs à neutrons rapides de la génération précédente.

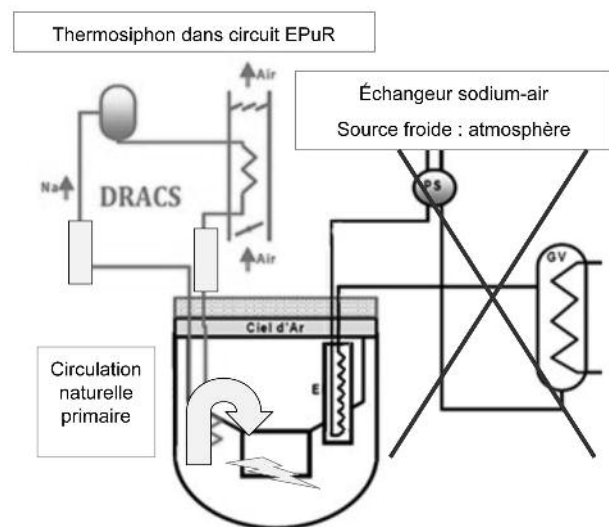


Figure 2 : Évacuation autonome de la puissance résiduelle dans un RNR-Na.

Enfin, en ce qui concerne la réaction sodium-eau, l'objectif est de concevoir des réacteurs qui soit éliminent totalement la possibilité d'une telle réaction

grâce à l'emploi d'un fluide alternatif (un système utilisant de l'azote à la place de l'eau est étudié sur ASTRID, comme l'une des options possibles), soit garantissent l'absence de conséquences pour la sûreté dans le cas où une telle réaction aurait lieu malgré les lignes de défense mises en place (concept de générateurs de vapeur modulaires).

LE PROTOTYPE ASTRID

Sur la base de l'expérience accumulée au sujet des réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium qui ont fonctionné dans le passé (notamment, Phénix et Superphénix) ou qui fonctionnent actuellement (BN-600, en Russie), le CEA et ses partenaires travaillent sur certaines innovations pour développer un réacteur de quatrième génération, ASTRID, présentant des progrès décisifs, notamment en termes de démonstration de sûreté. Ces innovations sont :

- un cœur amélioré à coefficient de vidange négatif. Ce cœur constitue une avancée essentielle dans le domaine de la sûreté ; il confère au réacteur un comportement naturel favorable en cas de perte de refroidissement ;
- un système de conversion d'énergie à générateurs de vapeur modulaires (pour limiter les effets d'une éventuelle réaction sodium-eau) ou à échangeurs sodium-azote (pour éliminer totalement la présence d'eau à proximité du sodium) ;
- une grande inertie thermique, la convection naturelle, des systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle passifs et actifs, redondants et diversifiés (source froide : eau ou atmosphère) ;
- la prise en compte des agressions externes (séisme, inondation, chute d'avion,...) dès la conception et avec suffisamment de marge pour garantir l'absence d'effet falaise (et donc préserver la faculté du réacteur à revenir à un état sûr) ;
- enfin, une conception d'ensemble de l'architecture du réacteur garantissant sa résistance accrue aux risques de prolifération.

Le prototype ASTRID est l'étape clé permettant de disposer de la démonstration industrielle d'un réacteur de quatrième génération, sachant que dans les décennies qui viennent, les exigences environnementales, climatiques et énergétiques ne feront très probablement que s'accroître, limitant d'autant le recours aux combustibles fossiles. ASTRID présentera des garanties de sûreté et de sécurité au moins équivalentes à celles de la troisième génération de réacteurs (ainsi que cela a été indiqué ci-dessus) en prenant en compte le retour d'expérience de l'accident de Fukushima dès la conception et il démontrera la réalisation de progrès significatifs en matière d'exploitation industrielle.

ASTRID a ainsi pour objectifs essentiels de démontrer, à l'échelle industrielle, des avancées en qualifiant des options innovantes dans les domaines de progrès identifiés (notamment en matière de sûreté et d'opérabilité) et de servir de banc d'essai à l'utilisation de techniques d'inspection et de réparation avancées. Il aura également des capacités de transmutation de déchets radioactifs afin d'apporter la démonstration de sa faisabilité à l'échelle industrielle.

Le programme ASTRID actuel comprend la réalisation du réacteur ASTRID proprement dit, la construction de boucles de validation technologique en sodium et de la validation sur celles-ci de composants du réacteur à l'échelle 1, ainsi que la construction d'un atelier de fabrication du combustible des cœurs (AFC). Le réacteur doit être opérationnel à l'horizon 2020.

La première échéance fixée par la loi du 28 juin 2006 se situe fin 2012, moment où les pouvoirs publics devront pouvoir disposer des éléments techniques et budgétaires (notamment en termes de montant et de planning des investissements), pour prendre une décision quant à la poursuite (ou non) des études en vue de la construction du prototype. Aussi le CEA a engagé sur la période 2010-2012 la première phase d'un avant-projet sommaire destiné à évaluer le coût d'investissement à l'échéance précitée et à définir les options techniques innovantes, ainsi que les orientations en matière de sûreté.

La deuxième phase de l'avant-projet sommaire se déroulera sur les années 2013 et 2014. L'avant-projet détaillé est, quant à lui, prévu de 2015 à 2017, période après laquelle on entrera dans les phases d'étude, d'exécution et de construction proprement dites.

À chaque étape clé, une revue des options retenues sera réalisée de façon à garantir le respect des critères de la quatrième génération.

Les études de conception d'ASTRID, phase d'avant-projet détaillé incluse, sont financées par le Programme d'investissements d'avenir. Ce programme (action « Nucléaire de demain ») couvre aussi les études de conception d'ateliers de fabrication des cœurs d'ASTRID et la rénovation ou la réalisation d'installations technologiques de qualification de composants à l'échelle 1.

LE RETOUR D'EXPÉRIENCE DE PHÉNIX ET DE SUPERPHÉNIX : UNE SOURCE DE PROGRÈS POUR ASTRID

Phénix est un réacteur nucléaire de recherche du type réacteur nucléaire à neutrons rapides et à caloporteur sodium. Mis en service le 31 août 1973 (date de son entrée en divergence) et raccordé au réseau électrique en 1974, pour une puissance électrique de 250 MWe,

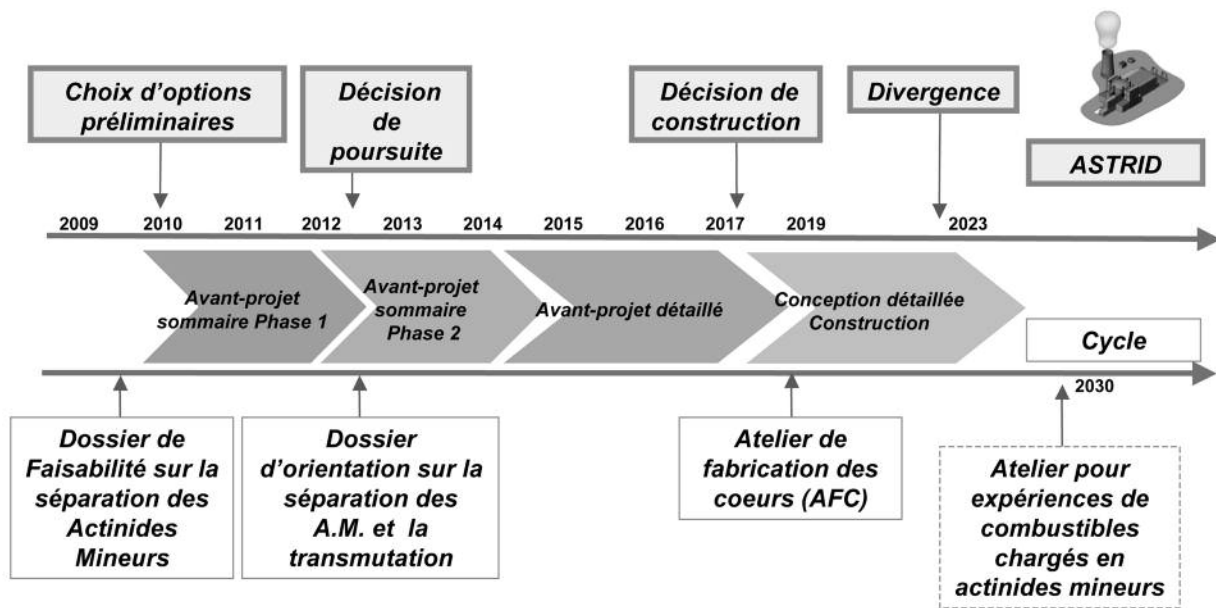


Figure 3 : Calendrier d'Astrid

Phénix a été exploité pendant trente-six ans conjointement par le CEA et EDF (jusqu'en mars 2009).

Superphénix est le nom du réacteur nucléaire de Creys-Malville (Isère). Superphénix était un prototype français de réacteur à neutrons rapides et à caloporteur sodium, qui faisait suite aux réacteurs nucléaires expérimentaux Phénix et Rapsodie. D'une puissance électrique de 1 240 MWe, Superphénix a été mis en service en 1985 et arrêté, sur décision politique, en 1998.

Les années d'exploitation de Phénix et de Superphénix ont permis de rassembler un ensemble très important de données sur ce type de réacteur. Superphénix a été ainsi le seul réacteur au monde à ce niveau de puissance. De son côté, Phénix se caractérise par une durée d'exploitation très longue. Ce retour d'expérience constitue une base précieuse pour la conception de futurs réacteurs qui intégreront, dès le départ, les enseignements retirés de Phénix et de Superphénix, tout en s'en différenciant.

Le retour d'expérience de l'exploitation des réacteurs Phénix et Superphénix présente aussi un bilan contrasté. Les faiblesses identifiées portent principalement sur les points suivants :

- certains aspects liés à la démonstration de sûreté du réacteur. La sûreté de Phénix et de Superphénix n'a pas été remise en cause (un rapport de la direction de la Sûreté des installations nucléaires jugeait que Superphénix atteignait le niveau de sûreté d'un réacteur REP de deuxième génération). Cependant, pour atteindre le niveau de sûreté des réacteurs de quatrième génération, certains éléments de la démonstration de sûreté doivent être rendus plus

robustes, il s'agit notamment des aspects liés à la réactivité du cœur ou à la robustesse de la conception face aux risques de réactions sodium-eau ou sodium-air. Le retour d'expérience de l'accident de Fukushima vient également augmenter les exigences de sûreté ;

- l'opérabilité du réacteur : la durée des arrêts (pour Superphénix) et leur fréquence (pour Phénix) pour manutention des assemblages, inspection, maintenance corrective ou pour réparation ont été importants, dégradant la disponibilité de l'outil de production, de sorte que les critères d'une rentabilité économique n'étaient pas réunis. Ce constat global cache de bons résultats, certaines années, qui permettent de dire que les défauts constatés pourront être corrigés sur de futurs réacteurs, à la condition que certaines dispositions soient prises en compte dès la conception (comme l'inspection en service) ;

- les coûts d'investissement : Superphénix a souvent été présenté comme étant un investissement extrêmement coûteux. Bien que l'analyse fine de la situation soit plus contrastée, il est clair que, pour de futures installations, il faudra être en mesure de garantir les coûts d'investissement à un niveau qui soit compatible avec le déploiement d'une filière compétitive, en tenant compte du service rendu. L'évaluation économique d'une filière de quatrième génération dépendra de nombreux facteurs, qu'il est difficile de prévoir aujourd'hui : exigences de sûreté, demande d'uranium, acceptabilité, importance du critère d'indépendance énergétique, politique de gestion des déchets, politique en matière d'émissions de gaz à effet de serre, etc.

ASTRID : UN RÉACTEUR DE QUATRIÈME GÉNÉRATION PRÉSENTANT DES AVANCÉES SIGNIFICATIVES

Les objectifs impartis à ASTRID

Des objectifs ambitieux sont fixés au réacteur ASTRID pour qu'il soit, de par sa conception, un réacteur de quatrième génération. Tout au long du processus de conception et de construction, le respect de ces objectifs sera vérifié.

Sûreté

Il est proposé de fixer à ASTRID l'objectif d'atteindre un niveau de sûreté équivalent à celui d'un EPR, doublé de l'exigence d'avoir obtenu des progrès significatifs sur les points spécifiques de la filière RNR-Na (comportement du cœur amélioré, inspection, réaction du sodium avec l'eau ou l'air, résistance aux agressions internes et externes,...). Ces objectifs de sûreté sont formalisés dans le document WENRA (3) intitulé *Safety Objectives for New Nuclear Power Plants* (2010). La démonstration de sûreté associée devra avoir la qualité correspondant à l'état de l'art exigé par l'Autorité de sûreté nucléaire. ASTRID intégrera, dès sa conception, les exigences issues du retour d'expérience de l'accident de Fukushima, sachant que les réacteurs refroidis au sodium disposent intrinsèquement d'une bonne résistance à ce type de scénario en raison de la grande inertie thermique de leur circuit primaire.

Opérabilité

Par conception, il est demandé qu'ASTRID puisse démontrer au bout de quelques années d'exploitation un coefficient de disponibilité comparable à celui du parc actuel de réacteurs en exploitation (soit autour de 80 % de disponibilité), déduction faite des pénalités apportées par certaines irradiations expérimentales. Cela est rendu possible par les progrès réalisés dans les techniques d'inspection en service et par la mise au point d'une chaîne de manutention du combustible innovante.

Transmutation de déchets ultimes

Phénix a permis de tester à l'échelle expérimentale la faisabilité de la transmutation d'actinides mineurs, ce qui permet de réduire fortement la quantité, la radio-toxicité et la durée de vie des déchets radioactifs

ultimes. ASTRID continuera la démonstration de la faisabilité de la transmutation des déchets à une échelle supérieure à ce qui a été fait jusqu'ici.

Coûts d'investissement

ASTRID sera un réacteur de démonstration industrielle fortement innovant. Un effort particulier sera fait pour contenir au maximum les coûts d'investissement. La participation d'industriels au projet sera une garantie dans ce domaine. Il est également prévu d'appliquer à la conception d'ASTRID les outils modernes d'analyse de la valeur qui, avec suffisamment d'anticipation, permettent de réaliser des économies substantielles dans ce type de projet.

Les actions de R&D conduites actuellement et les solutions envisagées pour ASTRID (ou pouvant être testées dans ASTRID)

Sûreté : conception et démonstration plus robuste

En matière de sûreté, les solutions envisagées prévoient :

- la prévention et la mitigation des risques d'accident de fusion de cœur ;
- la conception d'un cœur innovant à coefficient de vidange négatif (voir le paragraphe « La sûreté des RNR-Na ») ;
- l'installation possible de dispositifs complémentaires de sûreté dans le cœur : dispositifs d'insertion passive d'anti-réactivité (SEPIA) équivalents à un troisième niveau d'arrêt permettant l'atteinte d'un état sûr du réacteur lors d'un accident de perte de débit ou de source froide sans chute des barres d'arrêt normal, systèmes de plaquettes renforcées pour éliminer le risque de compaction du cœur ;
- une conception robuste des structures de fond de cuve pour éliminer le risque de défaillance du supportage du cœur ;
- l'augmentation des performances de l'instrumentation du cœur (thermocouples permettant de suivre la température des assemblages, chambres à fission pour la détection neutronique et des produits de fission, technologies par ultra-son pour les mesures de déplacements, détection acoustique de l'ébullition, mesures de débit,...).
- l'élimination pratique (au sens AIEA) de la perte des moyens d'évacuation de la puissance résiduelle : architecture de systèmes d'évacuation de puissance résiduelle redondants, actifs et passifs, diversifiés, avec absence de modes communs des systèmes (source froide : eau, mais aussi atmosphère) ;

(3) *Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA)*.

- l'élimination des grands feux de sodium : casemate de locaux, inertage de locaux ;
- l'élimination des réactions sodium-eau violentes avec dégagement énergétique important : deux voies principales sont à l'étude : a) celle d'un système eau-vapeur afin de réduire la quantité de sodium réagissant, conception de générateurs de vapeur modulaires, avec une détection améliorée de l'hydrogène et b) le remplacement de l'eau-vapeur par un circuit à l'azote éliminant totalement le risque de réaction sodium-eau ;
- le comportement au séisme : conception du bâtiment réacteur comportant des patins antisismiques ;
- l'état de l'art en matière de protection contre les agressions externes (coque résistant à une éventuelle chute d'avion, protection contre les inondations,...).

Opérabilité et économie : disponibilité, aux standards de l'industrie

La conception d'ASTRID intégrera certaines dispositions permettant :

- de réduire la durée des arrêts pour rechargement du combustible : amélioration de la conception des systèmes de manutention ;
- d'augmenter le taux de combustion (*burn-up*) et la durée de cycle ;
- d'améliorer la qualité de fabrication des tuyauteries et des capacités contenant du sodium ;
- d'améliorer les performances de l'instrumentation pour la détection et la localisation des fuites de sodium.

L'ISIR (Inspection en Service, Intervention et Réparation) est prise en compte dès la conception :

- simplification de l'architecture du circuit primaire ;
- fixation de l'objectif de l'inspection de toutes les structures dont la défaillance est préjudiciable pour la sûreté (accessibilité des structures, inspection par l'extérieur, robots porteurs) ;
- démontabilité des composants en vue de leur réparation ou de leur remplacement ;
- accessibilité et espace disponible autour des composants et des structures.

Enfin, le réacteur ASTRID sera conçu pour une durée de vie de soixante ans : l'exigence de durée de vie des RNR-Na de quatrième génération (cahier des charges EDF) est d'au moins soixante ans, comme l'EPR. Pour Phénix et Superphénix, la durée totale de fonctionnement prévue à la conception était, respective-

ment, de vingt et trente ans. Cette durée de vie de soixante ans s'appuiera sur des choix de matériaux adaptés confirmés par une modélisation pertinente (vieillesse) et sur le choix de certaines options de maintenance.

COLLABORATIONS INDUSTRIELLES POUR ASTRID

Dès le début du programme ASTRID, le CEA s'est attaché le concours d'industriels qui participent aux études de conception d'ASTRID au travers d'accords de collaboration prévoyant une contribution sur fonds propres des partenaires. Ainsi, tandis que le CEA garde la responsabilité de l'architecture d'ensemble du réacteur, de son cœur et de son combustible, les lots ci-après sont apportés par différents industriels :

- Areva : chaudière, contrôle commandes, auxiliaires nucléaires ;
- EDF : assistance à la maîtrise d'ouvrage, REX d'exploitation, études de sûreté ;
- Alstom : système de conversion d'énergie, eau-vapeur et gaz (azote) ;
- COMEX Nucléaire : innovations sur la robotique et la manutention.

Le bilan, fait à la fin de l'année 2011, de ces collaborations industrielles est très positif. Ce sont ainsi plus de quatre cent cinquante personnes (du CEA et des entreprises concernées) qui travaillent sur le projet ASTRID.

Des discussions sont en cours avec les industriels suivants : Bouygues, Toshiba (avec lequel un *Memorandum of Understanding* a été signé), Rolls-Royce, AMEC et ASTRIUM. Plus généralement, des collaborations internationales sont mises en place avec des acteurs majeurs de la filière des RNR refroidis au sodium, notamment la Russie, le Japon, la Chine, l'Inde et les Etats-Unis.

RÉFÉRENCES

- 1 *Properties of water and steam* Springer-Verlag (Ernst Schmidt) (1982).
- 2 Recommandation du Bureau de Valorisation du CEA (1974).
- 3 *Handbook on Heavy Liquid Metals* OECD (2007).