

Sept. 2014

ARA-SGN/2014/015/AD/état final

REACTEURS A NEUTRONS RAPIDES

Retour d'expérience et Stratégies de développement

La conférence internationale la plus importante sur les réacteurs à neutrons rapides se déroule tous les quatre ans sous l'égide de l'AIEA. La plus récente dite FR 13 (Fast Reactors 2013), organisée conjointement par l'AIEA et le CEA a eu lieu à Paris, du 2 au 7 mars 2013 et l'ARA y a assisté. La précédente conférence (FR9) s'était tenue en 2009 au Japon. La prochaine se déroulera en 2017 aux Etats Unis.

FR 13 a bénéficié d'environ 700 participants, en provenance de 27 pays et a donné lieu à 378 présentations et 187 posters. Il est évident qu'il n'est pas envisageable, dans le cadre de ce document, d'en rapporter tous les fruits. Nous nous intéresserons dans ce document principalement au retour d'expérience (REX) et au développement des réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium (RNR Na) qui représentent la totalité des réacteurs rapides électrogènes construits à ce jour.

- Dans la première partie nous rappellerons quelques aspects de la physique des réacteurs à neutrons rapides, ainsi que l'architecture de ces réacteurs.
- Dans la deuxième partie nous avons rassemblé la situation actuelle, au niveau mondial, de l'ensemble des RNR Na, classés respectivement en réacteurs expérimentaux, prototypes de démonstration et réacteurs de puissance.
- En troisième partie nous examinerons comment se présente la stratégie de développement des différents pays.
- En conclusion nous aborderons quelques domaines de recherche.

PREMIERE PARTIE

Physique des réacteurs rapides : phénomène de la surgénération.

1 Principe : les neutrons émis lors de la fission d'un actinide ont initialement une vitesse élevée. Leur intervalle d'énergie s'étend dans une bande de 0,001 à 10 MeV environ, l'énergie la plus probable étant de 0,1 à 1 MeV. Dans les réacteurs dits thermiques la solution adoptée est de les ralentir par un modérateur (eau, graphite, ou eau lourde) ce qui leur fait perdre leur énergie par chocs successifs. En effet la probabilité de fission de l'uranium 235 est plus élevée lorsqu'il s'agit de neutrons thermiques (environ 0,025 MeV) ce qui conduit à une réaction en chaîne efficace. C'est cette voie qui a été utilisée dans les réacteurs thermiques des générations I, II, III (type UNGG, REP 900, REP 1300, N4, EPR, REB...).

Au contraire, dans les réacteurs rapides on a fait le choix de ne pas mettre de modérateur ce qui fait que l'énergie cinétique reste élevée. Ces neutrons rapides ont l'avantage de faire

fissionner, avec une certaine probabilité, tous les noyaux lourds. Le nombre η de neutrons produits par neutron absorbé dans un noyau fissile varie avec l'énergie du neutron ; pour un *neutron thermique*, η est égal à 2,11 pour l'uranium 235 et à 2,00 pour le plutonium 239. Lorsque l'énergie du neutron augmente, η commence par diminuer, puis augmente pour atteindre, au-delà de 1 keV, des valeurs de 2,28 pour l'uranium 235 et de 2,57 pour le plutonium 239. Ainsi, dans un réacteur à neutrons rapides, le bilan neutronique est meilleur avec du plutonium 239 qu'avec de l'uranium 235. Par contre, le taux de fuite des neutrons hors du cœur est plus élevé et pour récupérer les neutrons sortants, les matières fertiles sont disposées en périphérie du cœur, ce qui permet de transmuter l'U238 en Pu 239. L'uranium naturel ou appauvri placé en couverture se trouve être la principale source de plutonium 239.

Notons que la probabilité de fission par neutrons rapides étant plus faible il est en conséquence nécessaire d'avoir dans un RNR un cœur plus enrichi en matériau fissile. Ce dernier est constitué d'un combustible mixte oxyde (plutonium + uranium naturel) enrichi à environ 20 % en plutonium, gainé d'acier austénitique et refroidi par du sodium liquide ; la couverture est composée d'aiguilles d'oxyde d'uranium.

2 Surgénération. Le plutonium créé dans le cœur est en grande partie brûlé sur place et le gain de régénération interne est négatif. Dans la couverture réalisée en matériau fertile, le gain de régénération est positif. Ainsi, en plaçant radialement et axialement des zones de matière fertile, on obtient un gain supplémentaire de régénération ce qui permet d'obtenir un cœur **surgénérateur**, (l'excédent de plutonium formé, rapporté à une fission dans le réacteur, est positif). Cette propriété présente un intérêt dans la mesure où le plutonium est récupéré lors du traitement du combustible recyclé : le fonctionnement industriel d'un RNR est indissociable de la fermeture du cycle du combustible.

Suivant la stratégie de gestion globale de la ressource uranium souhaitée on peut aussi obtenir un réacteur **sous** générateur, ou bien **iso** générateur.

Il est donc possible dans les RNR de produire plus ou moins de plutonium et de gérer le stock de celui-ci. De plus les RNR permettent le multi recyclage du plutonium.

3 Avantages et inconvénients des réacteurs à neutrons rapides.

L'avantage essentiel est une meilleure utilisation de la ressource uranium. Comme déjà dit, les neutrons lents fissionnent surtout l'isotope U235, qui ne constitue que 0,7% de l'uranium présent dans la nature. La majeure partie de l'uranium est donc impossible à fissionner dans les réacteurs thermiques actuels. Suite aux prévisions de développement des réacteurs thermiques dans le monde, les réserves terrestres en minerai ne permettraient de couvrir qu'environ 80 ans de production électrique. Le développement de réacteurs à neutrons rapides permet au contraire de fissionner l'uranium 238 et de le transformer en Pu 239. La totalité de l'uranium naturel peut être utilisée et le gain en énergie récupérée est proche de 100 % de la ressource de l'uranium ; que ce dernier soit naturel, appauvri ou récupéré lors du recyclage. Les RNR permettent également de récupérer le plutonium issu du démantèlement des armes nucléaires.

Il devient alors possible de couvrir une période de plusieurs milliers d'années de production électrique.

Autre avantage, la pollution thermique est plus faible, grâce à l'excellent rendement du cycle thermodynamique permis par les températures élevées atteintes avec ce type de chaudière (le rendement net de Superphénix était de l'ordre de 40 %, alors que celui des centrales à eau ordinaire bouillante ou pressurisée est de 32 à 34 %).

Enfin, la pollution radio biologique est plus réduite, grâce à la possibilité de fonctionner avec des rejets gazeux ou liquides moins importants.

Les inconvénients sont la présence de deux points sensibles : le risque de réaction violente sodium-eau et l'effet de vide. Nous reviendrons sur cet aspect dans la conclusion. Le coût reste pour l'instant élevé, en attendant un développement de la filière et une standardisation comparable à celle des REP.

Architecture des réacteurs à neutrons rapides refroidis au Na.

La plupart des différents pays (France, Russie, Inde, Chine,...) ont adopté une architecture dans laquelle presque tout le sodium primaire est contenu dans la cuve à l'intérieur de laquelle sont également situés les pompes et les échangeurs intermédiaires. Cette cuve, et donc le cœur, ne sont pas maintenus sous une pression élevée comme c'est le cas pour les réacteurs à eau légère. Les avantages sur le plan de la sûreté sont une grande inertie thermique et un meilleur confinement du sodium radioactif. Le bloc réacteur de Phénix est suspendu, la dalle supérieure supporte la cuve, assure la protection biologique et permet le passage des composants. ASTRID (cf.fig.1) appartient à cette catégorie. Nous y reviendrons plus loin.

Il existe des réacteurs à boucles externes, mais ils sont rares : Fermi 1, BN 350, Monju. Leurs avantages sont d'être mieux inspectables et de présenter une meilleure tenue aux forts séismes.

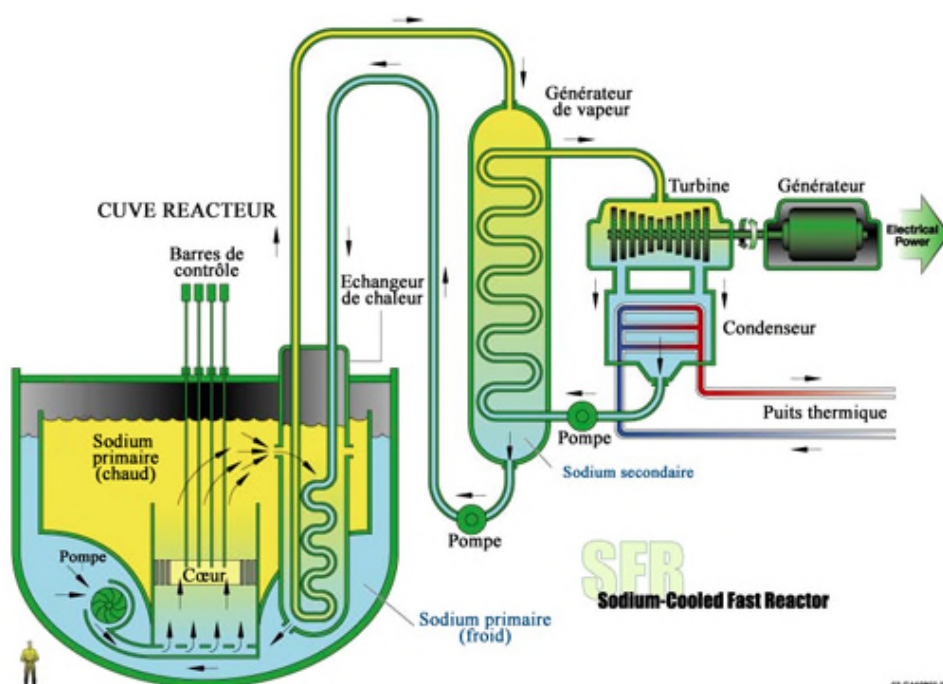


Figure 1 : schéma d'ensemble d'Astrid (source CEA)

DEUXIEME PARTIE

BILAN DE LA SITUATION MONDIALE ACTUELLE DES RNR Na.

En France le premier RNR Na expérimental fut Rapsodie à Cadarache, dont la construction a commencé en 1962 et qui a divergé le 27 Janvier 1967. Il a fonctionné jusqu'à son arrêt définitif en 1983. Le réacteur démonstrateur Phénix, près de Marcoule, a divergé en 1973 et après 35 années de service fut arrêté en 2009. Il a servi non seulement comme démonstrateur R&D mais s'est distingué par la durée de sa connexion au réseau électrique EDF et il a servi de base pour des tests de physique du cœur, de thermo hydraulique, de mise au point de codes de calcul, de tenue du combustible et de recherches sur la transmutation des actinides. Le réacteur de puissance Superphénix (Creys-Malville), couplé au réseau le 14 janvier 1986, a été arrêté de mai 1987 à mars 1989 suite à une fuite de sodium sur la cuve d'entreposage externe. De juillet 1990 à août 1994 il fut de nouveau arrêté suite à une pollution du sodium primaire et pour des travaux de renforcement vis-à-vis des feux de sodium. D'une puissance de 1200 MWe il a produit 8,2 TWh jusqu'en 1996 où il fut arrêté pour une maintenance de routine, mais jamais redémarré, suite à la décision gouvernementale de démanteler le réacteur.

À noter que la France est un des rares pays à avoir démontré la faisabilité à l'échelle industrielle du recyclage du plutonium en traitant par le procédé "PUREX" dans les installations de La Hague des tonnes de combustible du réacteur Phénix.

En Inde, le Fast Breeder Test Reactor (FBTR) a fonctionné depuis octobre 1985 et a produit 10 GW en énergie électrique (330 GWth). Il a été utilisé comme outil d'irradiation pour la conception des REP indiens à eau lourde (Indians Pressurized Heavy Water Reactors) ainsi que pour des essais de physique et de validation de codes.

Au Japon la situation est plus problématique : le réacteur expérimental Joyo, démarré en 1977 fut dévolu au développement de la technologie des réacteurs rapides. Pendant une inspection en 2007, un obstacle interne au réacteur fut trouvé qui nécessita le remplacement de la structure supérieure du cœur et le retrait des dispositifs d'irradiation. Il est actuellement à l'arrêt.

Le prototype expérimental Monju a divergé en avril 1994 mais fut arrêté en décembre 1995 suite à une fuite de sodium sur le système secondaire. Après une revue complète et des modifications en 2005-2007, le réacteur ne fut redémarré qu'en mai 2010 soit 14 années après son arrêt. Monju fut de nouveau arrêté en août 2010 suite à une chute du dispositif de manutention du combustible. Des travaux additionnels, notamment en vue d'améliorer la marge de sûreté antisismique ont été effectués. Son sort est en attente d'une décision qui dépend de la stratégie qui sera adoptée par le gouvernement concernant le futur de l'énergie nucléaire.

En Russie, le BR-10, a démarré en 1958 et fut arrêté en 2002 après environ 44 années de fonctionnement qui ont permis le gain d'une notable expérience dans les domaines suivants : combustible irradié, matériaux, systèmes réacteur, monitoring, générateur d'isotopes, etc.... Il a servi comme installation de test pour toutes les technologies qui seront ensuite appliquées sur les réacteurs qui ont suivi : BOR-60, BN-350 et BN-600. Ce réacteur

sera encore utilisé pour développer les techniques de démantèlement des réacteurs à neutrons rapides au sodium.

BOR-60 démarré en 1968 a été utilisé comme installation pour les tests d'irradiation du combustible, de tenue des matériaux et pour la technologie sodium. De plus il a fourni du courant au réseau. Les arrêts non prévus depuis 1968 se sont limités à un ou deux par an. Une revue approfondie effectuée en 2009 a permis une extension de sa durée de vie jusqu'à fin 2014.

Le réacteur BN-600 a fonctionné depuis 1980 sur le site de Beloyarsk et a fourni au réseau une énergie électrique de 112 TWh. Il se distingue non seulement comme étant le seul RNR Na de 600 MWe encore en fonctionnement dans le monde mais aussi par sa fiabilité. Il a fonctionné depuis le début sans une seule fuite sur les générateurs de vapeur. Aucune fuite de sodium sur ses circuits ne s'est produite pendant 16 années. Des travaux pour rallonger sa durée de vie ont été entrepris en 2006. Maintenant achevés ils sont destinés à permettre le fonctionnement de BN-600 jusqu'en 2020. Le réacteur suivant, BN-800 a divergé le 27 juin 2014 et le fonctionnement à pleine puissance est envisagé en 2015.

Aux USA, les activités sur les réacteurs rapides ont démarré dans les années quarante, quand Enrico Fermi eut l'idée d'un réacteur rapide pour obtenir du plutonium. Ce réacteur sera constitué d'un cœur compact en combustible enrichi, sans modérateur et refroidi par du métal liquide. L'idée de Fermi fut développée par Argonne National Laboratory sous le nom d'Experimental Breeder Reactor (EBR) qui devint, le 20 décembre 1951 le premier réacteur rapide au monde à fournir de l'électricité. Il fut suivi par EBR-II, réacteur de type piscine, également générateur d'électricité mais comprenant aussi une unité de traitement et de fabrication de combustible, afin de tester le cycle complet. En parallèle, Detroit Edison Company proposa de construire un réacteur rapide de 100 MWe réfrigéré au métal liquide qui, en signe de reconnaissance pour les contributions de Fermi au développement de l'énergie nucléaire fut nommé : Enrico Fermi Fast Breeder Reactor (EFFBR). Ce réacteur devint la première installation semi-industrielle de ce type aux USA. Un autre projet dénommé Fast Flux Test Facility (FFTF) fut conçu dans les années soixante. Il s'agit d'un réacteur à boucles, de 400 MW th, refroidi au sodium, construit dans le milieu des années 70 et exploité par Westinghouse pour des tests sur le combustible et les matériaux. (L'idée de produire aussi de l'électricité fut abandonnée en cours de route pour se focaliser sur la recherche).

Depuis 2009, les USA ont mis en sommeil tous leurs projets et ils travaillent sur des recherches technologiques.

En Grande-Bretagne, la construction de Dounreay experimental Fast Reactor (DFR) a commencé en 1955 et la criticité fut atteinte en novembre 1959. Le réacteur, refroidi au sodium potassium, était conçu pour une puissance de 60 MWth et destiné au développement de la technologie des réacteurs rapides. Il fut suivi par le Prototype Fast Reactor (PFR) d'une capacité de 250 MWe, de type piscine, refroidi au sodium et alimenté en combustible MOX. La divergence eut lieu en 1974 suivie en janvier 1975 par le raccordement au réseau électrique. En 1994 il fut définitivement arrêté.

L'usine de retraitement associée a permis de tester la récupération du plutonium.

Les trois tableaux joints ci-dessous résument la situation mondiale, ainsi que les caractéristiques principales de tous les réacteurs rapides générateurs d'électricité qu'ils soient expérimentaux, prototypes, de démonstration ou de puissance. Les frontières entre les trois catégories peuvent être discutables, ainsi nous avons repris le classement effectué par l'AIEA.

Tableau 1 : Réacteurs rapides expérimentaux (par ordre alphabétique des pays)

Installation	Pays	Ingénierie	Puissance MW th/MW e	Réfrigérant	Etat actuel
CEFR	Chine	CIAE Beijing Institute of Nuclear Energy	65/25	sodium	En marche
RAPSODIE	France	GAAA (0)	40/0	sodium	Arrêté (1983)
KNK- II	Allemagne	Interatom	58/20	Sodium	Arrêté (1991)
FBTR	Inde	IGCAR (1)	40/13	Sodium	En marche
PEC	Italie	Ansaldo/NIRA/ENEA	120/0	Sodium	Jamais démarré
JOYO	Japon	JNC (2)	140/0	Sodium	Arrêt temporaire
BR-5/BR-10	Russie	Ministry for Atomic Energy	8/0	Sodium	Arrêté (2002)
BOR-60	Russie	Hydrogen Design Bureau Podolsk	55/12	Sodium	En marche
DFR	UK	UK AEA	60/15	Sodium	Arrêté (1977)
CLEMENTINE	USA	GE	0.02	mercure	arrêté
LAMPRE	USA	Los Alamos NL	1	sodium	arrêté
SEFOR	USA	GE	20	Sodium	Arrêté (1972)
EBR-I	USA	Argonne NL	1.4	Sodium/ potassium	Arrêté (1963)
EBR-II	USA	Argonne NL	62.5/20	Sodium	Arrêté (1991)
FFTF	USA	Westinghouse	40/0	sodium	Arrêté (1993)

Tableau 2 : Réacteurs rapides prototypes ou de démonstration

Installation	Pays	Ingénierie	Puissance MW th/MW e	Réfrigérant	Etat
PHENIX	France Marcoule	CEA EDF GAAA	563/250	Sodium	Arrêté (2009)
SNR-300	Allemagne	INB (1)	762	sodium	Construction arrêtée
MONJU	Japon	PNC (3)	714/280	sodium	Arrêt temporaire
BN-350	Kazakhstan	MBDB (4)	750/135+dessalement	sodium	Arrêté (1999)
BN-600	Russie	idem	1470/600	Sodium	En marche
PFR	UK	NNC (5)	650/250	Sodium	Arrêté (1994)
CRBRP	USA	Westinghouse	975	Sodium	Construction arrêtée
EFFBR	USA	APDA (6)	200	Sodium	Arrêté (1972)

Tableau 3 : Réacteurs de puissance

Installation	Pays	Ingénierie	Puissance MWth/MWe	Réfrigérant	Etat
EFR	Union Européenne	Consortium Européen	3600	Sodium	Projet abandonné
SUPERPHENIX	France	Nersa Consortium	3000/1200	Sodium	Arrêté (1997)
SNR-2	Allemagne	EDF ENEL RWE	3420	Sodium	Projet abandonné
DFBR	Japon	JAPC ,PNC, JAERI & CRIEPI	1600	Sodium	Projet abandonné
PFBR	Inde	IGCAR (2)	1250/500	sodium	En construction
BN 800	Russie	Afrikantov OKB Mechanical Engineering	2100/800	Sodium	A divergé en juin 2014

Les sigles sont explicités dans le tableau ci-dessous

INGÉNIERIES 0: GAAA Groupement Atomique Alsacienne Atlantique) 1 : International Natrium-Brutreactor Bau GmbH 2 : Indira Gandhi Centre for Atomic Research 3: PNC/Mitsubishi/Hitachi/Toshiba/Fuji 4: Machine Building Design Bureau, Nizhny Novgorod 5: National Nuclear Corporation 6: Atomic Power Associates RÉACTEURS EBR : Experimental Breeder Reactor SEFOR: Southwest Experimental Fast Oxide Reactor FFTF: Fast Flux Test Facility	DFR: Dounreay Fast Reactor FBTR: Fast Breeder Test Reactor PEC: Prova Elementi Combustili KNK: Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage CRBRP: Clinch River Breeder Reactor Plant SPX: Superphénix CDFR: Commercial Demonstration Fast Reactor PFR : Prototype Fast Reactor PFBR: Plutonium Fast Breeder Reactor DFBR: Demonstration Fast Breeder Reactor SNR : Schneller Natriumbrüter Reaktor BN, BOR et BR : sigles russes
---	--

TROISIEME PARTIE : STRATEGIES DE DEVELOPPEMENT PAR PAYS

Compte tenu du fruit des retours d'expérience, les principaux pays ont défini une stratégie de développement des réacteurs rapides de puissance, en fonction de la situation qui leur est propre.

Nous examinerons successivement les cas de la Chine, de l'Inde, de la France, de la Russie et de la Corée du sud. (Comme déjà dit, les USA se limitent depuis 2009 à des recherches sur des briques technologiques et au Japon le projet JSFR de 1500 MWe est en sommeil depuis l'accident de Fukushima Daichi.

En Chine, le premier réacteur expérimental à neutrons rapides, le China Experimental Fast Reactor (CEFR) a divergé en juillet 2010 et fut raccordé au réseau en juillet 2011.



Figure 2: China Experimental Fast Reactor. Divergence effectuée en 2010.

La Chine vise à accroître sa production d'énergie tout en réduisant les émissions de CO₂. L'objectif global est d'atteindre une puissance de 400 GWe à l'horizon 2050, soit un ratio d'électricité nucléaire de 24 %. Compte tenu de la limite de la ressource en uranium, les réacteurs à neutrons rapides devront être développés. La Chine, qui a terminé la construction du réacteur expérimental CEFR et acquis de l'expérience, a commencé les études du CFR-600 (China Fast Reactor 600), un réacteur de démonstration destiné à consolider la faisabilité industrielle. Il s'agit d'un RNR Na similaire au CEFR, d'une puissance d'environ 1500 MWth, soit 600 MWe, alimenté au début en UO₂ puis plus tard en combustible MOX. Le facteur de surgénération prévu est de 1.2. Le CFR-600 doit satisfaire aux exigences de la génération IV et être conçu pour une durée de vie de 60 ans. La technologie doit prendre en considération l'ensemble du cycle et les exigences de sûreté à venir probablement dans les prochaines décades.

Les études de projet ont commencé en août 2013 et leur achèvement est prévu en 2015. La fin des études de détail est prévue pour 2017. Le premier chargement en combustible est envisagé en 2023.

Inde. Elle se caractérise par une stratégie en trois temps : réacteurs à eau lourde d'abord, puis réacteurs rapides uranium-plutonium et enfin, compte tenu de ses réserves, développement des réacteurs au Thorium. Nous ne présentons ici que les réacteurs rapides Na.

Le Fast Breeder Test Reactor, déjà cité, est un outil qui pendant trois décades a permis le succès des essais d'irradiation des combustibles, de tenue des matériaux ainsi que la qualification des équipements et de l'instrumentation, tout en assurant la formation et l'entraînement des ressources humaines nécessaires à l'exploitation et la maintenance. Les tests d'irradiation d'un assemblage combustible MOX ont été effectués.

L'étape suivante est l'achèvement de la construction du prototype de 500 MWe (Prototype Fast Breeder Reactor). La qualification des composants réacteur est voie d'achèvement et les essais (commissioning) ont commencé. L'achèvement est prévu en 2015.



Figure 3 : réacteur indien PFBR (Prototype Fast Breeder Reactor). Etat du chantier en octobre 2004. Achèvement prévu en 2015.

En parallèle avec le développement des réacteurs rapides, les activités relatives au cycle complet du combustible se sont poursuivies. Le retraitement de combustibles irradiés a été effectué avec succès. Le plutonium récupéré a été introduit dans la fabrication de combustible pour le FBTR. Une installation de démonstration DFRP (Demonstration Fast Reactors Reprocessing Plant) a été construite. Cette expérience permet à l'Inde d'envisager le développement des réacteurs du futur.

Ainsi les études de deux autres réacteurs (Fast Breeder Reactors 1&2) de 500 MWe, avec des améliorations de sûreté et de compétitivité sont en cours. Il est envisagé de porter ce nombre à six réacteurs d'ici 2025.

France. Dérivant du retour d'expérience de Rapsodie, Phénix et Superphénix, les études du réacteur ASTRID (Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration) ont été lancées en réponse à la loi du 28 juin 2006 sur le recyclage des matières nucléaires.

L'objectif du projet est de faire la démonstration, à une échelle industrielle, à l'horizon des années 2020, des progrès effectués dans les domaines de la sûreté, de l'opérabilité et de la transmutation des actinides, le tout dans des conditions économiques viables.

La première phase de l'avant projet sommaire (AVP1), terminée fin 2012, a été consacrée à la recherche d'innovations tout en s'appuyant sur le REX. Elle a abouti à un dossier comprenant notamment le cahier des charges fonctionnel, l'explicitation de choix techniques, des éléments de planning et de coûts.

La deuxième phase (AVP2) a débuté en janvier 2013 et vise l'obtention d'un Avant Projet Sommaire complet pour fin 2015, accompagné du coût et du planning.

C'est à partir de ce point que le gouvernement français prendra la décision relative à la poursuite du projet. Le basic design pourra alors commencer et se dérouler de 2016 à 2019.

Russie.

La Russie, tout comme la France, possède la technologie pour la totalité du cycle nucléaire, depuis la mine jusqu'au retraitement. Trente trois réacteurs thermiques sont en fonctionnement, ils assurent une capacité de 33 GWe, soit 17 % de la production électrique, mais dans le nord ouest de la Russie ce pourcentage atteint 42 %. L'objectif est d'atteindre entre 52 et 62 GWe vers 2030, couvrant 30 % des besoins en électricité. Les projections vers 2050 seraient comprises entre 100 et 140 GWe soit entre 33 et 42 % des besoins électriques.

En ce qui concerne les réacteurs rapides refroidis au sodium, comme déjà dit, une grande expérience a été acquise. L'installation de test BR-1 d'abord, puis les réacteurs expérimentaux BR-10 et BOR-60, puis le réacteur semi industriel BR-350 et ensuite le réacteur industriel BN-600 en marche depuis 1980. La construction du suivant, BN-800, est en voie d'achèvement. Sa puissance est de 2100 MWth soit 880 MWe.



Figure 4 : Réacteur russe BN-800. Etat de la construction en juillet 2006. Achèvement prévu en 2015.

Deux futurs réacteurs, l'un BN-1200, refroidi au sodium et l'autre BREST-1200 refroidi au plomb sont en projet au titre de réacteurs de quatrième génération. (Un troisième concept concerne les réacteurs au plomb-bismuth, mais il est dévolu aux installations de petite capacité et nous n'en parlerons pas ici).

Le réacteur BN-1200, basé sur le retour d'expérience important acquis depuis les années 1950, bénéficiera aussi des solutions d'ingénierie de BN-800 dont la construction s'achève.

Le concept de BN-1200 est un réacteur « monobloc », c'est-à-dire un réacteur et une turbine. Le réacteur lui-même intègre l'installation du circuit primaire (cœur réacteur, échangeurs, pompes, etc...) La cuve du réacteur est supportée en partie inférieure. Chacun des trois circuits (primaire, secondaire, et circuit eau-vapeur) est subdivisé en quatre boucles parallèles qui assurent le transfert d'énergie du réacteur à la turbine. BN-1200 intègre d'autres solutions innovantes, notamment : des circuits d'évacuation de la chaleur résiduelle à circulation naturelle, des systèmes d'arrêt passifs ainsi que d'un confinement spécial conçu pour les accidents hors dimensionnement.

L'achèvement des études est prévu en 2015 et la construction a été décidée par le gouvernement russe.

Le réacteur de type BREST, refroidi au plomb est un nouveau concept de réacteur rapide en Russie. Il est donc d'abord nécessaire de créer un prototype de démonstration nommé BREST-OD-300. La Russie possède depuis les années cinquante une certaine expérience sur les réacteurs refroidis au plomb ou au plomb bismuth (LBE : lead bismuth eutectic) tirée des réacteurs pour sous-marins. En effet dès 1959 un prototype à terre de 70 MWth a atteint la criticité et le fonctionnement en pleine puissance. Au total sept sous marins nucléaires, équipés d'un réacteur refroidi au plomb bismuth de 155 MWth ont été construits (après un prototype de 73 MWth)

Le rythme de croissance de la filière rapide reste à définir en fonction des résultats des BN-800, BN-1200 et Brest. Compte tenu des réserves énergétiques de la Russie, le nucléaire sera un choix et non une nécessité.

Corée du Sud

L'objectif de la Corée est d'aboutir à un prototype de réacteur à neutrons rapides pour 2028, avec une étape intermédiaire d'approbation par les autorités de sûreté avant 2020. Un avant projet de RNR Na de 600 MWe est en cours depuis 2012. Pour appuyer ces études, diverses actions de R&D sont en cours, notamment la construction d'une boucle de tests thermo-hydraulique et le développement de codes de calcul.

CONCLUSION

Le bilan de fonctionnement est le suivant :

- Une durée totale d'exploitation des réacteurs de puissance, d'environ 105 ans, notamment le russe BN-600 (33 ans) et le français Phénix (23,5 ans). Si on totalise avec les réacteurs expérimentaux et les prototypes on aboutit à un ordre de grandeur de 400 années. La production totale d'électricité est de 150 TWh dont 100 TWh par le réacteur russe BR-600 à lui tout seul.
- La durée de fonctionnement des RNR Na est cependant sans commune mesure avec celle des REP (9000 ans) et des REB (2500 ans)
- des records de fonctionnement en continu pour le russe BN 600 (165 jours) et dont le dernier arrêt automatique remonte à 2000. De même pour Phénix ,151 jours de fonctionnement ininterrompu. Ces réacteurs sont pourtant handicapés par la fréquence de renouvellement du combustible.
- Superphénix, juste avant la décision gouvernementale de son arrêt définitif a été couplé au réseau électrique 95 % du temps, hors arrêt programmé.

Parmi les principaux incidents sur la partie nucléaire il faut citer :

- des fuites de sodium : BN 600 en octobre 90 puis en octobre 93 mais la dernière date de juin 94,
- un feu de sodium, d'ampleur modeste, en décembre 1995 à Monju,
- des fuites de tubes GV entraînant une réaction sodium-eau sur Phénix, BN 600, PFR, BN 350,
- des pollutions de sodium primaire sur Superphénix,
- des fissurations de certains aciers au contact du sodium notamment sur Superphénix et PFR(UK)

Pour résumer, à l'heure actuelle :

- quatre réacteurs à neutrons rapides sont en fonctionnement dans le monde : le CEFR en Chine, le FBTR en Inde, BOR-60 et BN-600 en Russie. Deux réacteurs, JOYO et MONJU sont provisoirement arrêtés au Japon.
- deux réacteurs de puissance sont en construction dont la date d'achèvement est proche (2015 ?) : le PFBR (500 MWe) en Inde et le BN-800 (880 MWe) en Russie.
- Il est paradoxal de noter que ce sont trois pays émergents, Inde, Chine, Russie qui semblent les plus déterminés à construire des réacteurs rapides électro générateurs de puissance. Les pays occidentaux tels que USA, UK sont dans l'attente, sans parler de l'Allemagne...En France aussi la décision finale concernant Astrid n'est pas encore prise.

De nombreux sujets de recherches et développement sont en cours, notamment sur les thèmes ci-dessous.

Réaction violente sodium eau.

Le point sensible des RNR Na est constitué par les générateurs de vapeur où se situe le principal risque de réaction violente entre le sodium et l'eau. Afin de le réduire sur le prototype ASTRID, le CEA étudie aussi un système avec turbine à gaz (azote) en alternative au cycle traditionnel eau-vapeur.

Effet de vide

Un autre aspect problématique est l'effet de vide. Si le sodium bout dans le cœur, n'assurant plus le faible ralentissement des neutrons, ce phénomène peut entraîner une augmentation forte de la puissance, c'est le phénomène appelé effet de vide. Pour prévenir ce risque par rapport aux réacteurs antécédents (Rapsodie, Phénix et Superphénix), un concept innovant a été étudié et breveté par le CEA dans le cadre du projet ASTRID. Il s'agit d'un « Cœur à Faible effet de Vide sodium » basé sur des dispositions de contre réaction neutronique (plenum sodium, zone fertile, protection neutronique).

Transmutation des actinides

En ce qui concerne le problème très sensible des déchets hautement radioactifs la solution actuelle qui consiste dans le stockage en couche géologique profonde offre une solution valable, mais la durée permettant à la radio toxicité de retomber au niveau de celle du minerai d'uranium est de l'ordre du million d'années, ce qui soulève des difficultés d'acceptation par le public. Des recherches sur la transmutation des actinides mineurs, ont été menées sur les réacteurs à neutrons rapides (Phénix et autres réacteurs). Lors de la transmutation, les noyaux des actinides mineurs (américium, curium, neptunium) sont scindés en produits de fission dont la radio toxicité, à l'issue d'une période d'environ 300 ans, est égale à celle du minerai de départ. Cette solution permettrait de passer d'une durée à échelle géologique à une durée plus commensurable avec les activités humaines. Les études sur la transmutation se poursuivent sur les RNR Na en cours de fonctionnement (Russie, Inde, Chine).

Une autre voie de recherche est le projet expérimental **MYRRHA** (Multi-purpose Research Reactor for High-tech Applications) qui est en étude en Belgique (SCK-CEN), avec pour objectif une date d'achèvement en 2023. Il s'agit du couplage d'un accélérateur, d'une cible de spallation et d'un réacteur sous-critique. Ce dispositif permet l'étude de la transmutation des déchets hautement radioactifs par un flux élevé de neutrons rapides. Ce réacteur permet également l'étude des combustibles et des matériaux sous un spectre neutronique significatif.

Réacteurs refroidis au plomb.

Plusieurs projets internationaux étudient les réacteurs refroidis au plomb, par exemple le projet ELFR (European Lead Cooled Reactor) et le prototype **ALFRED** (Advanced Lead Fast Reactor) développé par l'Union Européenne et Ansaldo Nucleare (Italie). Ce projet, actuellement au stade du « conceptual design » prévoit la construction du démonstrateur en 2025. Le choix des matériaux est un paramètre très important. En effet la compatibilité chimique avec le plomb pose des problèmes qui peuvent constituer un handicap dans le développement d'une filière de réacteurs rapides de ce type.

Réacteurs refroidis au gaz.

Dans le cadre des réacteurs refroidis au gaz, EURATOM étudie un réacteur de développement et de démonstration initialement dénommé **ALLEGRO** puis ETDR (Experimental and Technology Demonstration Reactor) refroidi à l'hélium. Sa puissance serait de 75 MWth. Le CEA est principalement en charge de la physique du cœur, du design et de l'installation générale. Aucune date de réalisation n'est encore fixée.

Rappelons pour conclure que depuis l'an 2001 six concepts de réacteurs ont été sélectionnés dans la cadre du **Forum International Génération IV**.

Le SFR (sodium fast reactor) en français RNR Na refroidi au sodium dont la France et la Russie mais aussi l'Inde et la Chine ont une grande expérience; le LFR (lead fast reactor)

refroidi au plomb, dont les russes ont une expérience qui vient des sous-marins ; le GFR (gaz fast reactor) refroidi au gaz étudié par le CEA ;

Le VHTR (very high temperature reactor) réacteur à très haute température, développé pour la production d'hydrogène et de chaleur industrielle ; le SCWR (super critical water cooled reactor), réacteur à eau supercritique et qui dans certaines conditions serait légèrement surgénérateur ; le MSR (molten salt reactor) réacteur à sel fondu.

La participation des principaux pays * membres du forum au développement des réacteurs est la suivante :

	SFR	GFR	LFR	MSR
Union Eur.	❖	❖	❖	❖
France	❖	❖		❖
Russie	❖		❖	
Chine	❖			
Corée	❖			
Japon	❖	❖	❖	
Suisse		❖		

*Les USA font partie du Forum et travaillent sur des briques technologiques.

Commission Energies et Environnement de l'ARA-SGN