



**IRSN**

INSTITUT  
DE RADIOPROTECTION  
ET DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE

# Réacteurs de quatrième génération

## // Note de synthèse

Edition du 21 novembre 2007

---

# Réacteurs de quatrième génération

## // Note de synthèse

---

Première parution le 21 novembre 2007

Rapport IRSN-2007/91-FR

ISRN IRSN-2007/91-FR+ENG

# L'IRSN

## // en bref

L'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN), créé par la loi n°2001-398 du 09/05/2001 et dont les missions et l'organisation ont été précisées par le décret n°2002-254 du 22 février 2002, est un établissement public industriel et commercial (EPIC), placé sous la tutelle conjointe des ministres chargés de la Défense, de l'Environnement, de l'Industrie, de la Recherche et de la Santé.

Il rassemble plus de 1 500 spécialistes : ingénieurs, chercheurs, médecins, agronomes, vétérinaires et techniciens, experts compétents en sûreté nucléaire et en radioprotection, ainsi que dans le domaine du contrôle des matières nucléaires et sensibles.

L'Institut exerce des missions d'expertise et de recherche dans les domaines suivants :

- sûreté nucléaire ;
- sûreté des transports de matières radioactives et fissiles ;
- protection de l'homme et de l'environnement contre les rayonnements ionisants ;
- protection et contrôle des matières nucléaires ;
- protection des installations et des transports de matières radioactives et fissiles contre les actes de malveillance.

### Doctrines et synthèses

Editions propriété de l'IRSN  
31 Avenue de la division Leclerc  
92260 Fontenay aux Roses  
Tél : 01-58-35-88-88

Site web: [www.irsn.fr](http://www.irsn.fr)

Sauf autorisation écrite, tous droits de traduction, d'adaptation et de reproduction par tout procédé et pour tout type d'usage, sont interdits. Pour plus d'informations contacter :

IRSN  
Odile Lefèvre  
BP 17  
92262 Fontenay aux Roses cedex  
Fax : +33 (0) 1 58 35 79 62

[doc.syn@irsn.fr](mailto:doc.syn@irsn.fr)

L'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire conduit des programmes de recherche et des études sur les risques nucléaires et radiologiques, il est responsable de missions de service public dans le champ de la prévention de ces risques et il fournit un appui technique aux autorités publiques compétentes en matière de sûreté et de sécurité nucléaires et de radioprotection. A ces différents titres, l'Institut est amené à prendre position sur un certain nombre de sujets à caractère scientifique et technique.

Dans le cadre de sa politique de transparence et avec le souci de mettre à la disposition de l'ensemble des partenaires ou parties prenantes concernés une information de qualité facilitant l'élaboration de leur propre jugement, l'IRSN publie des "documents de doctrine et de synthèse", qui présentent la position de l'Institut sur un sujet particulier.

Ces documents sont élaborés par des experts de l'IRSN, le cas échéant en collaboration avec des experts extérieurs, puis soumis à un processus de validation sous assurance qualité.

Ils reflètent la position de l'IRSN au jour de leur publication sur son site internet. Cette position peut être revue, en fonction du progrès des connaissances scientifiques, des évolutions réglementaires, ou de la nécessité de son approfondissement en réponse à un besoin interne, ou à des sollicitations extérieures.

Ce document peut être librement utilisé et cité, à condition d'en mentionner la source et la date de publication.

Les commentaires sont bienvenus. Ils peuvent être transmis à l'adresse indiquée en marge en faisant référence au document auquel ils s'adressent.

[www.irsn.org](http://www.irsn.org)

### Doctrine et synthèse

IRSN  
BP 17  
92262 Fontenay aux Roses cedex  
Fax : +33 (0) 1 58 35 79 62

[doc.syn@irsn.fr](mailto:doc.syn@irsn.fr)

---

**Jacques Repussard**  
**Directeur Général**

## //liste des auteurs

---

**Jean Couturier**

**Rapporteur**

---

Olivier Baudrand  
Giovanni Bruna  
Valérie Bruno  
Chantal Casselman  
Marie-Paule Elluard  
Jacob Marciano  
Laurence Martinet  
Jean-Marc Dormant  
Joëlle Papin  
Véronique Rouyer  
Christine Galet  
François Besnus

# Avant-propos

## *La préparation de la quatrième génération de réacteurs nucléaires*

Lors de la réunion du Conseil des Ministres du 20 décembre 2006, les ministres chargés de la recherche et de l'industrie ont présenté une communication relative à la préparation de la quatrième génération de réacteurs nucléaires.

Selon les termes du communiqué, « *la France a décidé de s'engager avec détermination dans la conception de la quatrième génération de réacteurs nucléaires dont l'industrialisation pourrait intervenir à partir de l'année 2040.*

*La conception de ces réacteurs doit répondre à plusieurs exigences, fixées par le Gouvernement, par rapport aux réacteurs de troisième génération :*

- *réduire le volume et la radiotoxicité des déchets produits ;*
- *produire la même quantité d'énergie en utilisant beaucoup moins d'uranium ;*
- *améliorer encore la sûreté et la sécurité des réacteurs ;*
- *réduire les risques de prolifération.*

*... (les recherches à mener au cours des prochaines années) privilégieront les filières de réacteurs à neutrons rapides, refroidis au sodium ou au gaz ...*

*Un rendez-vous est fixé en 2012 pour arrêter les choix technologiques parmi les options explorées et engager la construction en France d'un prototype dans la perspective de sa mise en service en 2020 conformément à la décision prise par le Président de la République en janvier 2006 ».*

Il relève des missions de l'IRSN de faire des propositions d'ordre technique concernant la protection des personnes, des biens et de l'environnement et de mener des programmes de recherche en vue de maintenir et développer les compétences nécessaires à l'expertise des projets industriels dans les domaines de la sécurité nucléaire au sens large (sûreté, radioprotection, non-prolifération, résistance aux actions de malveillance).

C'est dans ce cadre que l'IRSN a entrepris une réflexion interne sur les questions de sûreté, de radioprotection et de sécurité posées par les six filières de réacteurs retenues au niveau international par le « Generation IV International Forum (GIF) » créé en 2000 à l'initiative du département américain de l'Energie (DOE). Cette réflexion, amorcée dès 2004-2005, a été renforcée après l'annonce par le Président de la

République, début 2006, de la réalisation d'un prototype d'ici 2020. Au-delà des réacteurs proprement dits, la réflexion de l'IRSN a été étendue aux cycles du combustible associés.

Compte tenu des orientations du Gouvernement rappelées plus haut, l'IRSN a décidé de diffuser l'état actuel de sa réflexion sur les six filières précitées, étant entendu que les travaux ultérieurs de l'Institut concerneront pour l'essentiel les réacteurs à neutrons rapides. Les réacteurs à haute température ou très haute température, écartés en raison de leur cycle « ouvert » (sans recyclage des actinides), feront pour leur part l'objet d'une veille active en liaison avec les industriels intéressés.

Les réacteurs à neutrons rapides retenus à ce stade relèvent de deux filières bien distinctes :

- les réacteurs refroidis au sodium : cette filière a déjà fait l'objet de réalisations en France jusqu'à une échelle industrielle avec les réacteurs Rapsodie, Phénix et la centrale de Creys-Malville ; des projets ultérieurs (RNR 1500, EFR) ont fait l'objet d'examens préliminaires dans un cadre national formel (RNR 1500) ou multilatéral informel (EFR) ; bien entendu, des évolutions, sans doute sensibles, seront proposées par les concepteurs d'un réacteur de quatrième génération dans le but d'améliorer notamment la compétitivité mais aussi la sûreté, la sécurité et la gestion des déchets ;
- les réacteurs refroidis au gaz : cette filière n'a pas fait l'objet de réalisations jusqu'à présent en France ou à l'étranger ; le choix de cette filière dans le cadre du GIF est associé à ses possibilités en termes de transmutation des actinides et de rendement thermodynamique élevé, les températures visées permettant aussi d'envisager la production de chaleur pour des procédés industriels ; son développement éventuel supposera la réalisation en premier lieu d'un réacteur expérimental (le projet actuel REDT du CEA est un réacteur de 50 MW th pour lequel la décision de réalisation n'interviendrait, le cas échéant, qu'en 2012).

Sur la première filière (réacteurs refroidis au sodium), le texte joint met en exergue un certain nombre de questions précises qui devront faire l'objet d'une réflexion approfondie d'ici 2012 ; il s'agit pour l'essentiel des caractéristiques du cœur du réacteur et de son comportement lors de situations accidentelles, en relation avec le choix de moyens de refroidissement, ainsi que de la surveillance en service de différents composants (structures internes, générateurs de vapeur). Bien entendu, les dispositions innovantes qui seraient envisagées par les concepteurs devraient faire l'objet en temps utile de discussions approfondies (par exemple, suppression des circuits de sodium intermédiaire). Néanmoins, l'état des connaissances apparaît suffisant pour lancer en 2007 une réflexion sur les questions de sûreté à traiter pour un réacteur de taille

industrielle de cette filière, de façon analogue à ce qui avait été fait pour les réacteurs à eau sous pression de troisième génération à la fin des années 80 (à l'époque, les études menées conjointement par l'IPSN<sup>[1]</sup> et GRS avaient débouché au milieu de l'année 1993 sur une prise de position des Autorités de sûreté française et allemande quant aux objectifs de sûreté à retenir, applicable au projet de réacteur EPR). La réflexion prévue tiendra compte des examens réalisés pour les projets RNR 1500 et EPR ; elle comportera des discussions avec d'autres organismes d'expertise au plan international et sera de plus utile pour définir les recherches à mener en appui de l'expertise ultérieure d'un projet de réacteur ; il faut souligner ici que, si des installations de recherche « lourdes » apparaissaient nécessaires, leur définition devrait à l'évidence intervenir dans les prochaines années de façon à pouvoir respecter l'échéance de 2020.

Sur la seconde filière (réacteurs refroidis au gaz), l'état de définition d'un réacteur, même expérimental, n'est pas suffisant pour suivre la même approche dans le même calendrier. Il importe que les concepteurs mènent d'abord des études de préfaisabilité tenant compte en particulier des questions identifiées en termes de sûreté (ceci concerne au premier chef le refroidissement en situation accidentelle).

Dans le même temps, l'IRSN mènera également une réflexion sur les questions de sécurité (non-prolifération et protection contre les actions de malveillance) pour les deux filières ; ces questions doivent en effet être traitées dès la conception de telle sorte que celle-ci tienne compte au mieux de l'ensemble des aspects liés à la sécurité nucléaire.

**[1]**

L'IPSN (Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire) est devenu l'IRSN en 2002.



# Sommaire

<b>1/ Introduction</b>	<b>11</b>
<b>2/ Panorama et état de maturité des six filières de quatrième génération</b>	<b>13</b>
2/1 Réacteurs à haute ou très haute température refroidis à l'hélium (HTR/VHTR)	13
2/2 Réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium (SFR)	16
2/3 Réacteurs à neutrons rapides refroidis au gaz (GFR)	19
2/4 Réacteurs à neutrons rapides refroidis au plomb ou au plomb-bismuth (LFR)	20
2/5 Réacteurs à eau supercritique (SCWR)	22
2/6 Réacteurs à sels fondus (MSR)	23
2/7 Bilan et considérations générales	25
<b>3/ Principales questions de sûreté, de radioprotection et de sécurité identifiées à ce jour pour la filière des réacteurs à haute ou très haute température (HTR/VHTR)</b>	<b>27</b>
3/1 Objectifs et approche de sûreté	27
3/2 Aspects liés au réacteur	28
3/2/1 Combustible	28
3/2/2 Neutronique	29
3/2/3 Matériaux	30
3/2/4 Systèmes passifs	31
3/2/5 Sûreté et fiabilité des procédés industriels associés	31
3/2/6 Autres risques liés au graphite	32
3/2/7 Radioprotection	32
3/2/8 Risques d'incendie et d'explosion liés à la production d'hydrogène	32
3/2/9 Aspects liés à la sécurité	33
3/3 Aspects liés à la fabrication et au traitement du combustible	33
<b>4/ Principales questions de sûreté, de radioprotection et de sécurité identifiées à ce jour pour la filière des réacteurs à neutrons rapides et à caloporteur sodium (SFR)</b>	<b>37</b>
4/1 Objectifs et approche de sûreté	37
4/2 Aspects de sûreté liés au réacteur	38
4/2/1 Risque spécifique lié au combustible métallique	38
4/2/2 Effets neutroniques en cas de « disparition » du caloporteur, dits « effets de vide » du sodium	38
4/2/3 Risque de fusion du cœur	39
4/2/4 Risques liés au sodium	40

4/2/5 Systèmes passifs	41
4/2/6 Inspectabilité des structures	42
4/2/7 Aspects liés à la sécurité	43
<b>4/3 Aspects liés à la fabrication et au traitement du combustible</b>	<b>43</b>
<b>5/ Principales questions de sûreté, de radioprotection et de sécurité identifiées à ce jour pour la filière des réacteurs à neutrons rapides et à caloporteur gaz (GFR)</b>	<b>46</b>
5/1 Objectifs et approche de sûreté	46
5/2 Aspects liés au réacteur	47
5/3 Aspects liés à la fabrication et au traitement du combustible	49
<b>6/ Production et gestion des déchets dans le cadre du déploiement d'un parc de réacteurs de quatrième génération</b>	<b>50</b>
<b>7/ Conclusion - Actions engagées et prévues par l'IRSN</b>	<b>53</b>

## Liste des figures

Figure 1 : A gauche : un boulet de réacteur. A droite : « compact » et bloc de combustible de réacteurs à haute ou très haute température.....	14
Figure 2 : Une particule TRISO. Les couches réfractaires sont indiquées en bleu. ....	14
Figure 3 : Le réacteur chinois HTR10 utilisant des boulets.....	15
Figure 4 : Le réacteur japonais HTTR.....	15
Figure 5 : Le hall du réacteur Phénix, accessible en fonctionnement. Ce réacteur qui fonctionne depuis 1973, s'arrêtera en 2009. ....	17
Figure 6 : Schéma d'un réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium de type intégré.....	18
Figure 7 : Schéma d'un réacteur refroidi au plomb.....	20
Figure 8 : Le projet BREST.....	21
Figure 9 : Schéma d'un réacteur à eau supercritique. ....	23
Figure 10 : Schéma d'un réacteur dans lequel le combustible est dissous dans les sels fondus. ....	24
Figure 11 : Hétérogénéités dans un cœur de réacteur à très hautes températures. ....	29
Figure 12 : Projet AREVA de réacteur à très haute température. ....	30
Figure 13 : Vue en coupe d'une particule TRISO. Crédit photo : CEA .....	34
Figure 14 : Billes de combustible HTR TRISO élaborées dans l'installation Gaia du laboratoire UO <sub>2</sub> au centre CEA de Cadarache. Crédit photo : CEA.....	34
Figure 15 : Schéma de principe du procédé Ganex étudié par le CEA pour l'extraction groupée des actinides dans le cadre des études de fermeture du cycle des réacteurs de quatrième génération (PF : produits de fission ; An : actinides ; Ln : lanthanides). Crédit photo : CEA.....	44
Figure 16 : Exemple de combustible développé pour les GFR. ....	47
Figure 17 : Schéma d'un réacteur à neutrons rapides refroidi au gaz (cuve du réacteur, cuve de composants, enceinte intermédiaire).....	48

# 1/ Introduction

Créé en 2000 à l'initiative du Département américain de l'énergie (DOE), le « Generation IV International Forum » (GIF) regroupe aujourd'hui douze pays, dont la France et la communauté des états signataires du traité Euratom, pour coopérer au développement de nouveaux systèmes nucléaires (réacteurs et installations du cycle du combustible) permettant une production d'énergie au-delà des réacteurs existants ou en cours de réalisation (EPR compris).

A cet égard, les perspectives actuelles d'Electricité de France intègrent le développement de nouvelles filières dont le déploiement industriel pourrait intervenir vers 2040, après la poursuite de l'exploitation des réacteurs de génération II (REP actuels) et la mise en service de réacteurs « évolutionnaires » de génération III (EPR) ; 2040 correspond aussi à l'horizon de renouvellement des usines de l'aval du cycle du combustible. Ceci suppose, pour Electricité de France, l'engagement d'un prototype industriel de quatrième génération vers 2015-2020.

La première phase des travaux du GIF a abouti, en 2002, à la publication d'un plan de développement des technologies jugées les plus prometteuses. Six filières de réacteurs ont été sélectionnées, qui devraient permettre des avancées notables en matière de compétitivité économique, de sûreté, d'économie des ressources en uranium, de moindre production de déchets radioactifs, notamment ceux de haute activité et à vie longue, et de résistance à la prolifération et aux actes de malveillance. Ces filières sont les suivantes :

- les réacteurs à haute ou très haute température refroidis à l'hélium (HTR/VHTR),
- les réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium (SFR),
- les réacteurs à neutrons rapides refroidis au gaz (GFR),
- les réacteurs à neutrons rapides refroidis au plomb ou au plomb-bismuth (LFR),
- les réacteurs à eau supercritique (SCWR),
- les réacteurs à sels fondus (MSR).

L'intérêt des Etats-Unis, du Japon et de la France s'est porté sur les filières de réacteurs refroidis au gaz (VHTR et GFR) et au sodium (SFR). La coordination des actions menées par le GIF est assurée par :

- la France pour les HTR/VHTR,

- le Japon pour les SFR,
- les Etats-Unis pour les GFR.

En France, la société AREVA développe un projet industriel de VHTR, d'une puissance thermique de l'ordre de 600 MW, dénommé ANTARES, et le Commissariat à l'Energie Atomique mène des actions de développement des filières GFR et SFR. L'intention d'AREVA est de répondre à un éventuel appel d'offres du DOE pour un VHTR, le « Next Generation Nuclear Plant » (NGNP), qui devrait constituer, à l'horizon 2015-2020, un réacteur de démonstration de cette filière sur le site de l'Idaho National Laboratory aux Etats-Unis. De son côté, le Commissariat à l'Energie Atomique a annoncé depuis quelques années son intention de mettre en service, à l'horizon 2015, un Réacteur Expérimental de Développement Technologique (REDT) de type GFR ; ce réacteur aurait une puissance de 50 MWth.

En outre, sont développés avec le financement de la Commission Européenne :

- un projet de VHTR dénommé RAPHAEL,
- des actions relatives à la filière GFR (projet dénommé GCFR).

Au mois de janvier 2006, le Président de la République a fixé l'échéance de 2020 pour la mise en service d'un prototype de réacteur de quatrième génération. Par ailleurs, il est indiqué à l'article 3 de la loi du 28 juin 2006 relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs, que « *les études et recherches (sur la séparation et la transmutation des éléments radioactifs à vie longue) sont conduites en relation avec celles menées sur les nouvelles générations de réacteurs nucléaires mentionnées à l'article 5 de la loi n° 2005-781 du 13 juillet 2005 de programme fixant les orientations de la politique énergétique ainsi que sur les réacteurs pilotés par accélérateur dédiés à la transmutation des déchets, afin de disposer, en 2012, d'une évaluation des perspectives industrielles de ces filières et de mettre en exploitation un prototype d'installation avant le 31 décembre 2020.* »

Dans ce contexte, la présente note dresse un panorama, d'une part de l'ensemble des filières sélectionnées dans le cadre du GIF, d'autre part des questions essentielles de sûreté, de radioprotection et de sécurité que posent les filières dont la maturité, ou un intérêt significatif par rapport aux objectifs rappelés plus haut (économie des ressources en uranium, etc.), permettrait d'envisager une réalisation à l'échéance indiquée, enfin présente les actions entreprises ou prévues par l'IRSN identifiées en termes de sûreté, de radioprotection et de sécurité.

## 2/ Panorama et état de maturité des six filières de quatrième génération

2/1

### Réacteurs à haute ou très haute température refroidis à l'hélium (HTR/VHTR)

Les HTR/VHTR sont des réacteurs à spectre neutronique thermique, modérés par du graphite ; la chaleur produite dans le cœur est extraite par un gaz (hélium) sous pression. Plusieurs cycles thermodynamiques pour la production d'électricité sont envisageables et permettraient d'atteindre des rendements très élevés (près de 50%, à comparer à environ 35% pour les réacteurs à eau sous pression).

Le concept VHTR est une évolution des réacteurs HTR, dont plusieurs exemplaires ont été construits dans les années 1970 et 1980, notamment aux Etats-Unis et en Allemagne :

- des réacteurs de recherche de 15 à 40 MWe : le réacteur de Peach Bottom (USA) et le réacteur AVR (Allemagne),
- des réacteurs d'environ 300 MWe : le réacteur de Fort Saint Vrain (USA) et le réacteur THTR (Allemagne).

Les événements notables ayant affecté les HTR sont les suivants :

- pour le réacteur de Fort Saint Vrain, des problèmes d'instabilité neutronique induits par des mouvements de blocs de graphite dans le cœur et des entrées d'eau dans le circuit primaire au niveau de moto-soufflantes,
- pour le THTR, des ruptures de fixations d'éléments calorifuges sur une tuyauterie de sortie du cœur.

Pour les VHTR, l'objectif est d'atteindre une température moyenne du caloporteur d'environ 1000°C à la sortie du cœur, contre 750°C à 850°C pour les HTR. Ainsi, les VHTR pourraient constituer également un outil de production de chaleur pour des industries fortement consommatrices d'énergie, notamment pour la production d'hydrogène à l'aide de procédés dont certains sont en développement (électrolyse à haute température, cycle iode/soufre).

Deux géométries sont envisagées pour le combustible : les boulets et les « compacts » sous forme de bâtonnets.



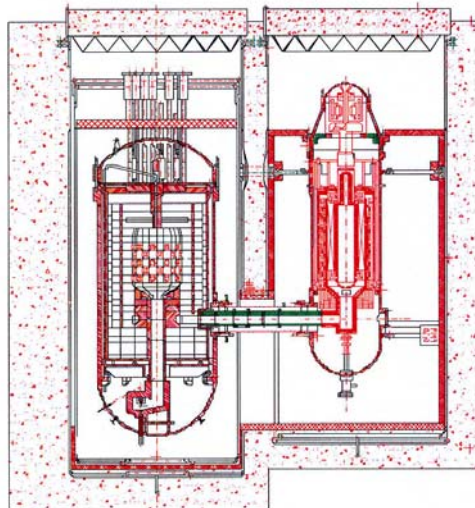
Figure 1 :  
A gauche : un boulet de réacteur.  
A droite : « compact » et bloc de  
combustible de réacteurs à haute  
ou très haute température.

Toutefois, dans les deux cas, la base du combustible est une particule sphérique appelée TRISO (TRistructural ISOtropic) qui se compose d'un noyau de combustible enrobé de trois couches de matériau réfractaire.



Figure 2 :  
Une particule TRISO.  
Les couches réfractaires sont  
indiquées en bleu.

Plus récemment, deux réacteurs expérimentaux ont été mis en service : le réacteur chinois HTR 10 de 10 MWe construit près de Pékin, qui a divergé en 1998, et le réacteur VHTR japonais HTTR de 30 MWe construit sur le site d'Oarai, qui a divergé en 2001 ; le HTTR est équipé d'une turbine à gaz ; un procédé de production d'hydrogène a été installé en 2005 et fait l'objet d'expériences.



Cross Section of the HTR. Primary Circuit

The HTR-10 Main Design Parameters

Reactor thermal power	MW	10
Active core volume	m <sup>3</sup>	5
Average power density	MW/m <sup>3</sup>	2
Primary helium pressure	MPa	3
Helium inlet temperature	°C	250 / 300
Helium outlet temperature	°C	700 / 900
Helium mass flow rate	kg/s	4.3 / 3.2
Fuel		UO <sub>2</sub>
U-235 enrichment of fresh fuel elements	%	17
Diameter of spherical fuel elements	mm	60
Number of spherical fuel elements		27,000
Refuelling mode		multi-pass, continuous
Average discharge burnup	MWd/t	80,000

Figure 3 :  
Le réacteur chinois HTR10 utilisant des boulets.

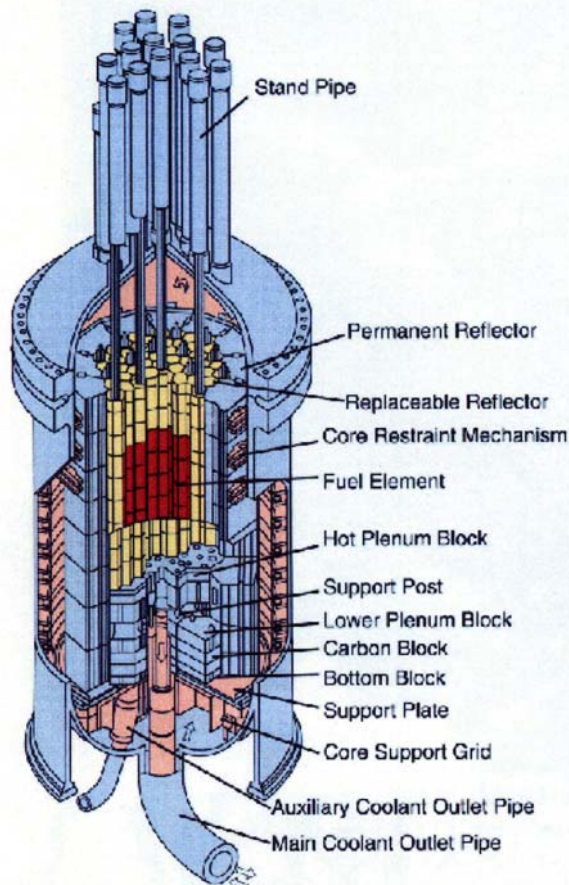


Figure 4 :  
Le réacteur japonais HTTR.

Le cycle du combustible associé à la filière HTR/VHTR est « ouvert », mais des études préliminaires visant sa « fermeture » par recyclage du combustible en réacteur ont été effectuées et sont actuellement poursuivies dans le cadre européen.

La filière HTR/VHTR apparaît donc dans un état de maturité permettant d'envisager la réalisation, à l'échéance de 2020, d'un prototype industriel fonctionnant en cycle « ouvert ». D'ores et déjà, l'Afrique du Sud développe un projet de réacteur à boulets (PBMR) d'une centaine de mégawatts de puissance électrique, avec une turbine alimentée en hélium ; l'objectif annoncé est une mise en service vers 2010.

2/2

## Réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium (SFR)

Les SFR sont des réacteurs à spectre neutronique rapide, donc sans modérateur ; la chaleur produite dans le cœur est extraite par un métal fondu, le sodium. Le spectre rapide permet notamment une transformation d'uranium naturel (U238), matériau « fertile », en matériau « fissile » tel que le plutonium (utilisation du SFR en mode surgénérateur) ou, à l'inverse, une consommation de plutonium ; il permet aussi une transmutation d'actinides à vie très longue. La température atteinte par le sodium (environ 550°C) permet d'obtenir des rendements thermodynamiques élevés (de l'ordre de 40%).

Le combustible prévu est en général de l'oxyde mixte d'uranium et de plutonium ; l'utilisation de carbure mixte ou de nitrure mixte est aussi envisagée. Par ailleurs, les SFR sont caractérisés par une grande inertie thermique liée aux grandes quantités de sodium présentes, dégageant un « délai de grâce » important pour les actions des opérateurs en cas de défaillance de l'extraction de la chaleur, ainsi qu'une marge de plus de 300°C par rapport à la température d'ébullition du sodium en fonctionnement normal ; en outre, le sodium a une capacité importante de piégeage de certains produits de fission en cas d'endommagement du combustible.

Le cycle du combustible associé à la filière SFR est « fermé », permettant un recyclage en réacteur de l'uranium, du plutonium et des actinides mineurs. La faisabilité industrielle du retraitement par le procédé actuel (PUREX) des usines de La Hague de certains des combustibles envisagés pour les SFR (oxyde mixte d'uranium et de plutonium) a été démontrée, notamment par le retraitement dans l'usine UP2-400 de quelques dizaines de tonnes de combustibles déchargés du réacteur Phénix en dilution avec du combustible irradié dans la filière UNGG (réacteurs à



uranium naturel refroidis par du gaz carbonique - « graphite-gaz »). Par ailleurs, le recyclage en SFR de plutonium et d'actinides mineurs a fait l'objet d'expériences en réacteurs (programme CAPRA dans Superphénix et expérience PAVIX dans Phénix).

Les SFR bénéficient d'une certaine expérience, avec l'exploitation de quelques réacteurs de puissance :

- en France, le réacteur expérimental Rapsodie (25 puis 40 MWth), puis les réacteurs Phénix (250 MWe) et Superphénix (1240 MWe),



Figure 5 :  
Le hall du réacteur Phénix,  
accessible en fonctionnement.  
Ce réacteur qui fonctionne  
depuis 1973, s'arrêtera en 2009.

- en Angleterre, le réacteur PFR (135 MWe),
- dans les pays de l'ancienne Union soviétique, les réacteurs BN 350 (135 MWe) et BN 600 (550 MWe), ainsi que la construction du réacteur BN 800 qui a été différée pendant plusieurs années mais serait à nouveau d'actualité,
- au Japon, le réacteur expérimental Joyo, dont la puissance a atteint 140 MWth, et le réacteur Monju de 280 MWe dont la reprise du fonctionnement, interrompu après un feu de sodium survenu en 1995, est prévue pour une dizaine d'années.

Certains des événements notables ayant affecté des SFR (Phénix, Superphénix, PFR, Monju) sont évoqués plus loin au point 4/2. Ces événements ont des causes diverses : réactions inappropriées d'opérateurs, erreurs de conception, inhibitions de sécurités, exigences de réalisation insuffisantes pour certains équipements, maîtrise difficile de la réalisation du fait de la complexité de l'organisation industrielle. De plus, il convient de rappeler que le réacteur Phénix a fait l'objet, en 1989 et 1990, d'arrêts automatiques par baisse brutale de puissance, dont l'origine reste inexplicite et fait encore l'objet d'investigations.

L'Inde construit actuellement un SFR, le PFBR de 500 MWe ; de même la Chine construit un réacteur expérimental, le CEFR, d'une puissance de 25 MWe.

En France, dans les années 1980 et après la mise en service de Superphénix, des études ont été réalisées concernant un projet de réacteur SFR de 1500 MWe (dénommé RNR 1500), avec un cœur ayant une capacité accrue de surgénération et une moindre sensibilité neutronique en cas de disparition du caloporteur, comportant des zones « fertiles », voire non combustibles. Ensuite, des études ont été poursuivies dans le cadre européen et ont associé les Anglais, les Allemands et les Français sur un projet de filière de réacteurs SFR de puissance (projet EFR).

Les SFR existants ou envisagés sont de deux types : le type « intégré » (Phénix, Superphénix, PFR, CEFR) pour lequel le circuit primaire est totalement contenu dans une cuve contenant les pompes primaires et des échangeurs de chaleur ; le type « à boucles » (Joyo, Monju) pour lequel le sodium primaire circule dans des boucles reliant une cuve principale à d'autres cuves où sont implantés les gros composants.

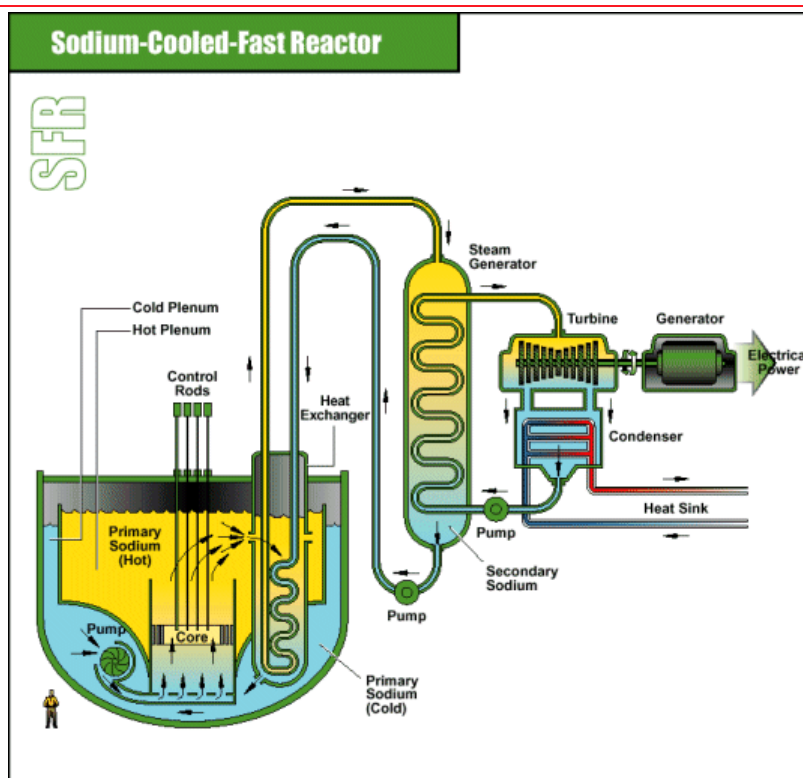


Figure 6 :  
Schéma d'un réacteur à neutrons  
rapides refroidi au sodium de  
type intégré.

La recherche d'une réduction des coûts devrait conduire les concepteurs à proposer des solutions innovantes en vue de simplifier les systèmes et les équipements.

La filière SFR apparaît dans un état de maturité permettant d'envisager la réalisation d'un nouveau prototype industriel à l'échéance de 2015-2020.

2/3

## Réacteurs à neutrons rapides refroidis au gaz (GFR)

Les GFR sont des réacteurs à spectre neutronique rapide pour lesquels la chaleur produite dans le cœur est extraite par un gaz (hélium) sous pression. Dans le principe, les GFR permettent la transmutation des actinides grâce à leur spectre neutronique rapide, tout en étant par nature neutroniquement insensibles en cas de disparition du caloporteur et en assurant des rendements thermodynamiques élevés et éventuellement une production de chaleur (température de l'hélium d'au moins 850°C en fonctionnement normal).

Il n'existe pas d'expérience d'exploitation de réacteur GFR. Néanmoins, cette filière n'est pas totalement nouvelle : des études avaient été engagées dès 1962 aux Etats-Unis (projet GCFR) et dès 1968 en Europe (projet GBR), dans lesquelles le Commissariat à l'Energie Atomique s'était impliqué.

Le concept de GFR évalué dans le cadre du GIF est développé par le Commissariat à l'Energie Atomique (projet d'une puissance pouvant aller de 300 à 1200 MWe). Il prévoit un cœur entièrement réfractaire (combustible confiné par un matériau céramique), capable de confiner les matières nucléaires aux très hautes températures.

L'IRSN ne dispose pas de document décrivant la conception détaillée d'un GFR et notamment l'architecture du cœur, des barrières et des équipements importants. Le projet est encore dans une phase de prédéfinition et seules des présentations générales sont disponibles. Ainsi, la nature du combustible n'est pas fixée avec précision (oxyde, carbure ou nitrure, avec un enrobage réfractaire), mais la solution oxyde semble être exclue en raison d'une trop faible densité en noyaux lourds (pour une même puissance, un GFR nécessite un volume de caloporteur plus important dans le cœur qu'un SFR, du fait de la plus faible capacité d'extraction de chaleur du gaz par rapport au sodium, de sorte que des combustibles plus denses en noyaux fissiles sont nécessaires).

Quelques expériences ont déjà été réalisées dans le réacteur Phénix sur un combustible à base de nitrure (expériences NIMPHE) et d'autres expériences ont été mises en pile en 2007 dans ce réacteur (expérience FUTURIX-MI sur des matériaux de structure, expérience FUTURIX-CONCEPT sur le matériau fissile et le gainage, expérience FTA-Nitrure).

Le cycle du combustible associé à la filière GFR est « fermé », avec possibilité de recyclage de l'uranium, du plutonium et des actinides mineurs. Il convient de noter que les GFR étaient le système de référence retenu par le Commissariat à l'Energie Atomique dans le cadre de l'axe 1 de la loi de 1991 relative aux recherches sur la gestion des déchets de haute activité et à vie longue (séparation et transmutation).

Le développement de la filière GFR comporterait dans une première étape la mise en service d'un réacteur expérimental, de puissance modérée. La réalisation d'un tel réacteur suppose que soient levés au préalable un certain nombre de verrous technologiques, notamment sur les combustibles innovants actuellement en cours de développement, et que soient traitées les questions de sûreté. La mise en service d'ici 2020 d'un réacteur tel que le REDT étudié par le Commissariat à l'Energie Atomique semble plutôt optimiste.

2/4

## Réacteurs à neutrons rapides refroidis au plomb ou au plomb-bismuth (LFR)

Les LFR sont des réacteurs à neutrons rapides refroidis par un métal fondu tel que le plomb ou un alliage plomb-bismuth.

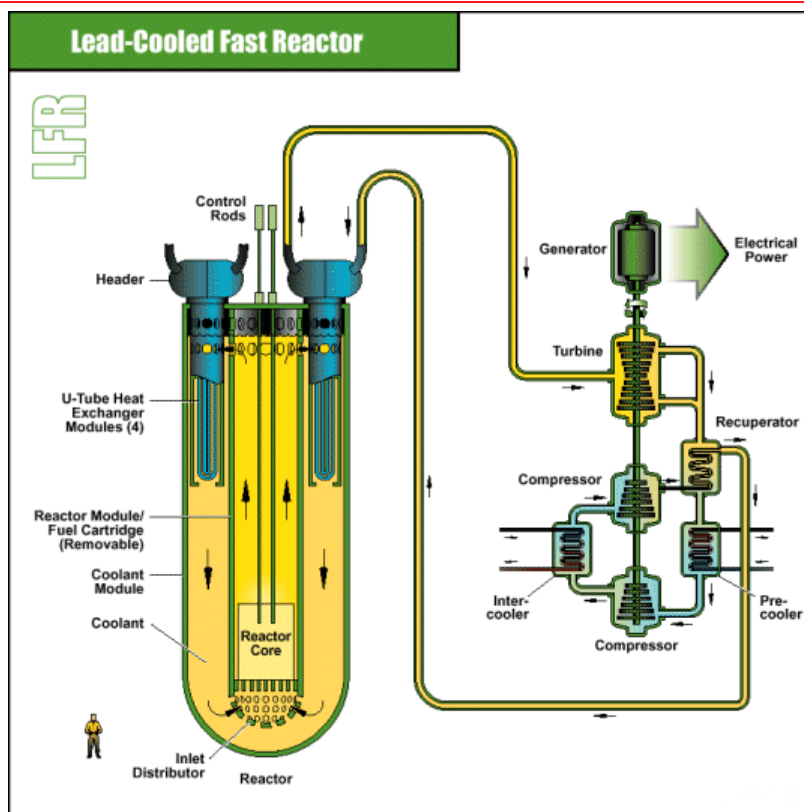


Figure 7 :  
Schéma d'un réacteur refroidi au plomb.

Le cycle envisagé pour le combustible est « fermé ».

Un avantage du plomb ou d'un alliage plomb-bismuth réside dans l'absence de réaction chimique avec l'eau ou l'air, au contraire du sodium.

Le concept le plus abouti dans cette filière est le projet russe BREST 300 (300 MWe), dans lequel le plomb est porté à une température de 550°C.

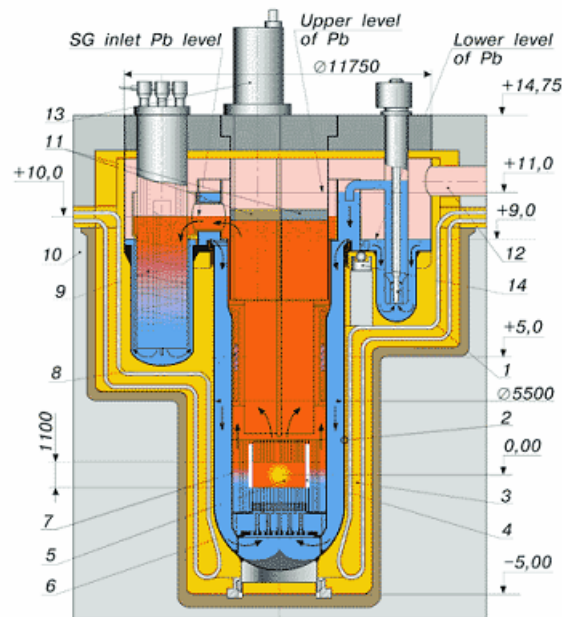


Figure 8 :  
Le projet BREST.

Ce concept est dérivé des réacteurs de sous-marins russes de classe Alpha, refroidis par un alliage plomb-bismuth. Le type de réacteur utilisé pour les sous-marins de classe Alpha a été abandonné au profit de réacteurs à eau sous pression ; le dernier sous-marin de cette classe a été désarmé en 1995.

Les sous-marins utilisant des LFR ont posé d'importants problèmes de maintenance, notamment à cause de la présence de produits d'activation du plomb. Selon les informations disponibles, deux d'entre eux ont subi une grave avarie du réacteur.

Certains choix de conception du projet BREST 300, notamment une densité de puissance modérée, permettent un bon comportement du combustible, y compris en cas d'accident avec défaillance du système de protection, grâce à un refroidissement passif (convection naturelle).

La principale difficulté liée aux LFR réside dans la nature fortement corrosive du plomb fondu à l'égard des structures en acier. La seule méthode de préservation connue consiste à créer puis à entretenir une couche protectrice d'oxydes de fer à la surface des aciers en contact

avec le plomb. Elle suppose l'injection d'oxygène dans le plomb et l'épuration des oxydes de plomb et des résidus de corrosion présents dans celui-ci. Cette méthode a été mise au point pour l'exploitation des réacteurs de sous-marins, mais des écarts dans son application ont conduit à des accidents graves sur deux bâtiments (bouchages, fusion d'assemblages) et l'un d'entre eux a été coulé.

Par ailleurs, le système de conversion d'énergie du projet BREST 300 n'est pas encore défini. Dans le projet actuel, le réacteur, qui est de type intégré, ne possède pas de circuit intermédiaire (gain économique). Le circuit secondaire utiliserait de l'eau supercritique à une pression de 250 bars ; ceci présenterait l'inconvénient de placer près du cœur du réacteur des équipements sous forte pression sans conduire à un gain appréciable, en termes de rendement thermodynamique, par rapport à une conception avec circuit intermédiaire.

La mise au point de procédés de traitement du combustible usé (de type nitrure ou métallique) ainsi que de fabrication des combustibles contenant des actinides mineurs reste à faire.

Par ailleurs, du fait de l'activation du caloporteur de type plomb-bismuth, celui-ci contiendrait des déchets radioactifs émetteurs alpha à vie longue.

Ainsi, compte tenu du retour d'expérience et de l'état actuel des connaissances, un déploiement de réacteurs LFR à l'échelle industrielle n'apparaît pas crédible aux échéances envisagées ; en tout état de cause, la réalisation d'un premier réacteur expérimental nécessiterait de lever un certain nombre de verrous technologiques et de résoudre certaines questions de sûreté.

2/5

## Réacteurs à eau supercritique (SCWR)

Le concept de réacteur à eau supercritique est fondé sur le retour d'expérience des installations thermiques de production d'électricité qui ont adopté cette technologie. L'utilisation d'eau à l'état supercritique, à une pression de 250 bars et à une température d'environ 550°C, permet d'améliorer le rendement énergétique de l'installation par rapport à un réacteur à eau sous pression : en cycle thermodynamique direct, le rendement pourrait atteindre 44%.

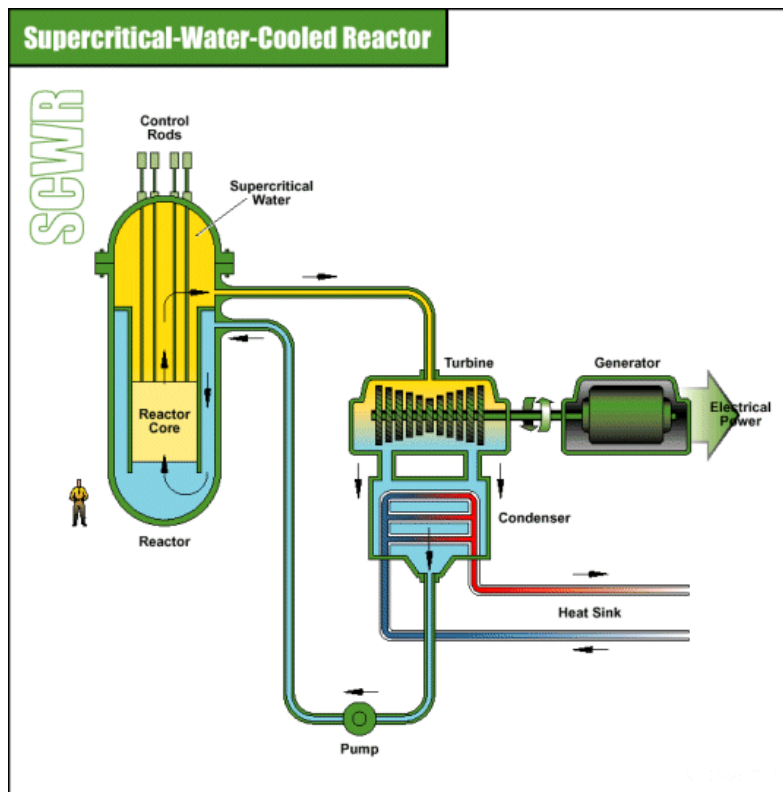


Figure 9 :  
Schéma d'un réacteur à eau  
supercritique.

Le projet élaboré par Westinghouse et parrainé par le DOE est également guidé par la recherche de coûts d'investissements plus faibles que pour les réacteurs à eau sous pression (suppression du circuit secondaire).

Les réacteurs à eau supercritique n'ont pas dépassé le stade d'études de faisabilité qui ne sont pas probantes (les premiers calculs de cœur réalisés par Westinghouse envisagent des assemblages combustibles comportant plus d'une dizaine de zones d'enrichissement).

Un déploiement industriel de réacteurs à eau supercritique paraît difficilement crédible aux échéances envisagées et la réalisation d'un premier réacteur expérimental n'apparaît pas envisageable à l'échéance de 2020.

2/6

## Réacteurs à sels fondus (MSR)

Les MSR se divisent en deux familles : les réacteurs dans lesquels le sel fondu joue uniquement le rôle de caloporteur et les réacteurs dont le combustible est dissous dans le sel fondu. Pour le second type de MSR, le sel fondu contient un mélange de thorium (matériau « fertile ») et

d'uranium 233. Un tel réacteur réalise la fission de l'uranium 233 produit à partir du thorium ; il nécessite donc au démarrage une première charge d'uranium 233 ou bien de plutonium. Le cycle du combustible est « fermé » : extraction en ligne des transuraniens et des produits de fission, puis recyclage de l'uranium 233.

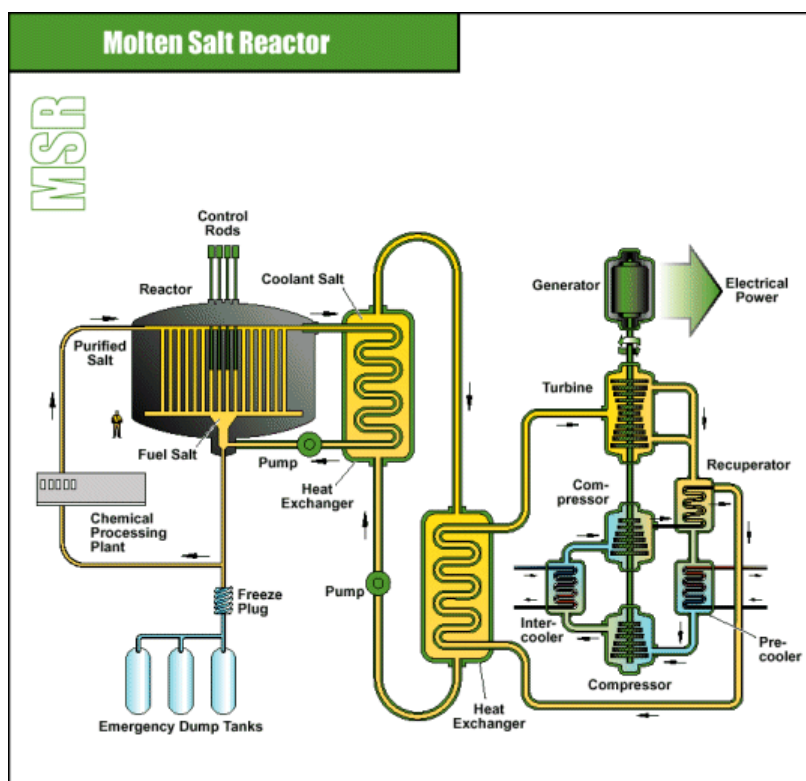


Figure 10 :  
Schéma d'un réacteur dans  
lequel le combustible est dissous  
dans les sels fondus.

Deux réacteurs expérimentaux de la filière MSR ont été construits et exploités aux Etats-Unis, dans lesquels le combustible était dissous dans le sel fondu. Le premier était un réacteur destiné à la propulsion aéronautique militaire, construit durant les années 1950 dans le cadre du projet « Aircraft Reactor Experiment ». Le second est le MSRE (« Molten Salt Reactor Experiment »), qui a été construit en 1962 à Oak Ridge et a divergé en juin 1965 ; il n'a pas utilisé de matériau « fertile » (thorium), mais un combustible à base d'uranium 235, puis d'uranium 233 ; ce réacteur, qui délivrait une puissance de 8 MW, a été arrêté en 1969 après environ 13 000 heures de fonctionnement.

Du point de vue industriel, les concepteurs des réacteurs à sels fondus estiment que ce type de réacteur permettrait d'atteindre de hautes températures sans nécessiter de fortes pressions, avec des circuits de diamètre faible en comparaison avec les réacteurs refroidis à l'hélium (qui nécessitent un débit volumique beaucoup plus important du



caloporteur pour une même quantité d'énergie extraite du cœur). Ces remarques prennent tout leur sens si le réacteur est associé à un système de production d'hydrogène.

Les réacteurs à sels fondus n'ont pas dépassé le stade expérimental et posent des problèmes complexes de maîtrise des risques de corrosion, ce qui orientera probablement la R&D vers des matériaux non métalliques. De plus, une unité spécifique de retraitement du combustible doit être associée à un tel réacteur.

La réalisation d'un réacteur à sels fondus ne paraît pas envisageable d'ici 2020.

2/7

## Bilan et considérations générales

Pour chacune des trois filières pour lesquelles la mise en œuvre d'un réacteur expérimental ou d'un prototype industriel est envisageable à l'échéance de 2020, à savoir les HTR/VHTR, les SFR et éventuellement les GFR, l'IRSN a recensé les difficultés techniques en termes de sûreté identifiées à ce jour ; elles sont précisées dans les paragraphes suivants, avec quelques considérations en matière de radioprotection.

Pour ce qui concerne la sécurité, les concepteurs n'ont pas à ce jour diffusé d'éléments précis en termes d'objectifs de résistance à la prolifération ou à la malveillance (résistance des barrières de confinement des réacteurs, conditions d'accès aux différentes zones dans les installations, etc.) ou d'axes de réflexions sur des sensibilités particulières des filières qu'ils développent. En outre, si pour les SFR il est possible de se référer à des conceptions précises (réacteur Superphénix, réacteur à boucles Monju, projet EFR, etc.), et s'il en est de même pour les HTR/VHTR dans une moindre mesure, il n'existe pas actuellement de dessin de l'architecture d'un projet de GFR suffisamment avancé permettant d'aller au-delà de considérations générales en termes de sécurité.

Parmi les aspects génériques qui devront être traités pour toutes les filières de quatrième génération, ceux relatifs à la conception et la résistance du confinement aux agressions externes pouvant résulter d'actes de malveillance sont d'une grande importance ; ceci concerne principalement les bâtiments des réacteurs.

Par ailleurs, les dispositifs de protection physique et ceux permettant de connaître en permanence la localisation précise des matières nucléaires afin de prévenir ou détecter leur vol, perte ou détournement devraient sensiblement différer selon qu'ils concernent des installations associées à un cycle « ouvert » (cas pour les HTR/VHTR), ou qu'ils concernent des

installations développées dans l'optique d'une fermeture du cycle (réacteurs à neutrons rapides) ; dans ce dernier cas, notamment si une séparation poussée est prévue pour le recyclage des actinides, l'exhaustivité et la conception des dispositions de protection physique et de celles permettant de connaître en permanence la localisation précise des matières nucléaires devront faire l'objet d'une attention toute particulière.

Quelques considérations spécifiques aux filières HTR/VHTR, SFR et GFR sont exposées dans les paragraphes suivants.

Enfin, dans ce qui suit, l'IRSN n'abordera pas les questions qui découlent des objectifs affichés en termes de durée de vie pour les réacteurs de quatrième génération ; certains documents mentionnent en effet des durées de vie de 60 ans voire plus, ce qui impliquera une qualification appropriée des matériaux et des équipements qui ne seraient pas remplaçables en service.

# 3/ Principales questions de sûreté, de radioprotection et de sécurité identifiées à ce jour pour la filière des réacteurs à haute ou très haute température (HTR/VHTR)

3/1

## Objectifs et approche de sûreté

De façon générale pour les filières de réacteurs de quatrième génération, si les grands objectifs de sûreté et de radioprotection à retenir doivent être au moins aussi ambitieux que ceux définis pour le projet EPR, leur déclinaison en termes plus opérationnels ne saurait intervenir sans une meilleure connaissance des systèmes envisagés. Rappelons que, pour le projet EPR, une première définition des objectifs de sûreté à retenir a pu être établie en 1993 en quelques mois parce que le concept des réacteurs à eau sous pression a fait l'objet d'études approfondies poursuivies par les différentes parties concernées, y compris l'IRSN, depuis le début du programme électronucléaire en 1973 et que le projet EPR se plaçait d'emblée dans l'optique d'une évolution par rapport aux réacteurs en fonctionnement ou en cours de réalisation.

Néanmoins, en mars 2004, le Commissariat à l'Energie Atomique a transmis à l'Autorité de sûreté nucléaire un document, établi en collaboration avec AREVA NP, présentant les « premières réflexions » sur une approche de sûreté « générique » pour les systèmes de quatrième génération et plus particulièrement les VHTR et les GFR (lettre CEA/DEN/DDIN/SF DO 73 du 18 mars 2004). Dans ce document sont évoqués l'utilisation simultanée de méthodes déterministes et de méthodes probabilistes dans le cadre, par exemple, d'une approche de type « risk informed », ainsi que le recours à la notion de « lignes de

défense ». Une appréciation de cette approche de sûreté nécessiterait d'en connaître les déclinaisons principales sur les concepts de VHTR et GFR.

On peut noter ici les objectifs suivants mis en avant dans le document du Commissariat à l'Energie Atomique, à ce stade de ses réflexions :

- pas de nécessité de dispositions d'urgence à l'extérieur du site « pour n'importe quelle situation accidentelle » (à préciser),
- « élimination pratique » des situations très fortement dégradées à fort potentiel de relâchement de radioactivité, tout particulièrement l'endommagement grave et généralisé du cœur (par exemple la fusion du cœur).

Concernant les VHTR, l'approche de sûreté du concepteur est fondée sur l'utilisation des propriétés physiques du combustible et des matériaux du cœur qui permettraient de couvrir tant le fonctionnement normal que les défaillances des systèmes de refroidissement, sans devoir recourir à des systèmes actifs. Elle serait en évolution forte par rapport à celle des réacteurs actuels à eau sous pression pour lesquels plusieurs systèmes actifs sont prévus pour maîtriser les défaillances dans le refroidissement du cœur. Deux aspects méritent d'être analysés très attentivement :

- le poids très important attribué à la robustesse de la première barrière de confinement (enrobage du noyau de combustible),
- le souhait des concepteurs d'adapter la troisième barrière de confinement en tenant compte des caractéristiques spécifiques des VHTR, notamment leur très grande inertie thermique, conduisant à des évolutions lentes des températures en cas de perte de refroidissement du cœur.

### 3/2

## Aspects liés au réacteur

### 3/2/1

## Combustible

Les concepteurs font reposer de façon importante la sûreté du concept HTR/VHTR sur la robustesse de la particule TRISO qui est réputée conserver ses capacités de confinement jusqu'à une température d'environ 1600°C, même s'il est connu que les couches réfractaires du combustible deviendraient perméables à certains produits de fission après une longue irradiation à ce niveau de température. Les concepteurs viseraient donc à garantir que cette température ne serait jamais atteinte quel que soit le transitoire accidentel envisagé. A cet égard, l'atteinte de températures plus élevées en fonctionnement normal dans

les VHTR (par rapport aux HTR) impliquerait un examen particulièrement attentif de la démonstration des marges sur la tenue de l'enveloppe du combustible, notamment en cas de transitoire de perte du refroidissement primaire ; ce constat pourrait conduire les concepteurs à rechercher d'autres matériaux d'enrobage (carbure de zirconium par exemple) qui résisteraient à des températures plus élevées ; par ailleurs, si l'atteinte de hauts taux de combustion n'est pas nécessairement à retenir pour la réalisation, dans un proche avenir, d'un réacteur expérimental ou de démonstration, voire d'un réacteur prototype, un tel objectif est intrinsèquement lié à l'objectif plus global attribué aux filières de quatrième génération, à savoir de pouvoir se substituer aux réacteurs de puissance actuellement en exploitation ou en projet.

Il conviendrait donc d'examiner tout particulièrement :

- si la conception du combustible et du réacteur permet de disposer de marges suffisantes entre, d'une part les sollicitations subies par le combustible tant en fonctionnement normal qu'en situation incidentelle ou accidentelle, d'autre part celles qui conduiraient à un relâchement d'une grande quantité de l'inventaire radiologique contenu dans le combustible du cœur,
- quels seraient les transferts de produits radioactifs dans le circuit primaire, dans le bâtiment du réacteur et dans l'environnement en cas de perte d'étanchéité de particules, et d'en déduire les dispositions appropriées à retenir en matière de confinement.

3/2/2

## Neutronique

La configuration et la composition des cœurs envisagés pour les HTR/VHTR diffèrent notablement de celles des cœurs des réacteurs à eau sous pression ou des réacteurs à neutrons rapides déjà exploités, avec de nombreuses hétérogénéités.

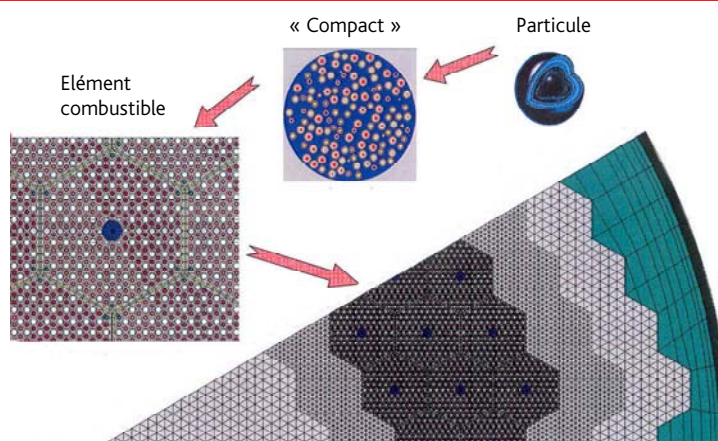


Figure 11 :  
Hétérogénéités dans un cœur de  
réacteur à très hautes  
températures.

Ceci conduit à la nécessité de développer et de qualifier des outils spécifiques de calcul. Le développement de tels outils et la réalisation d'expériences pour leur qualification sont envisagés par les concepteurs.

Par ailleurs, il n'existe pas aujourd'hui d'évaluation de la production de tritium par l'irradiation du graphite, voire de l'hélium, dans un réacteur de type HTR/VHTR. Les transferts de tritium dans une installation couplée de production d'hydrogène seraient à examiner également.

3/2/3

## Matériaux

Le concept même de VHTR implique, pour certains éléments essentiels pour la sûreté parmi lesquels ceux qui assurent le supportage du cœur, la mise au point de matériaux pouvant supporter des températures très élevées (1000°C), bien supérieures à celles rencontrées dans les réacteurs de puissance actuels ou même dans les réacteurs à neutrons rapides déjà exploités (550°C). Des matériaux composites sont envisagés pour les structures internes du réacteur et les éléments portés aux plus hautes températures. Ils font également l'objet de programmes de recherche et développement.

La conception développée par AREVA permettrait de maintenir la cuve du réacteur et l'échangeur intermédiaire, qui constituent la deuxième barrière de confinement, à une température modérée en fonctionnement normal (400°C), mais ces composants devraient supporter des températures plus élevées en cas d'accident ; des aciers ferritiques déjà utilisés pour les cuves des réacteurs à eau sous pression et des aciers au chrome font l'objet de programmes de recherche et développement, notamment pour apprécier leur aptitude au soudage.

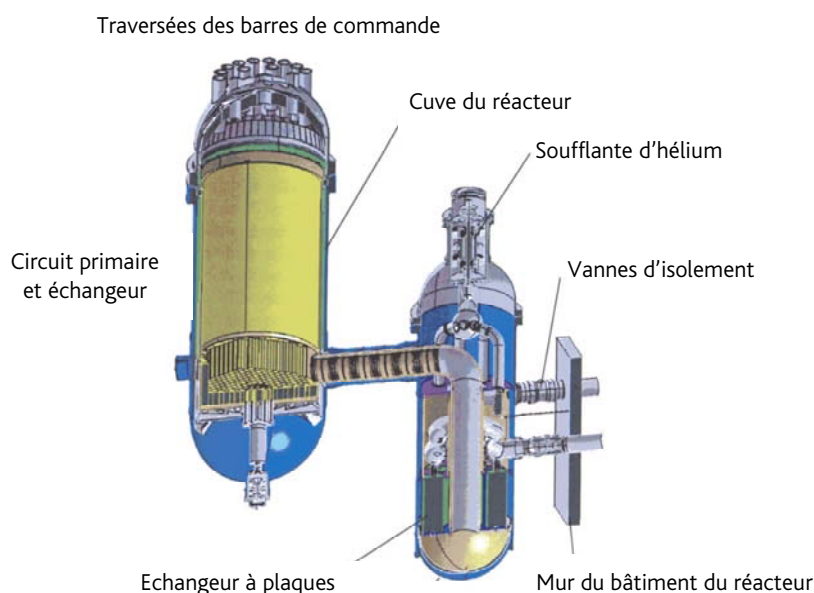


Figure 12 :  
Projet AREVA de réacteur à très  
haute température.

Concernant le graphite, il serait nécessaire d'aller au-delà de l'expérience acquise avec les réacteurs des filières UNGG en France et AVR en Grande-Bretagne : l'impact couplé des très hautes températures et de l'irradiation reste largement à étudier, pour apprécier notamment les variations dimensionnelles du graphite au cours de l'irradiation et les risques éventuellement induits sur le comportement du cœur lors du fonctionnement normal et en cas de transitoire incidentel ou accidentel. Des programmes de recherche et développement ont été entrepris sur ce sujet par les concepteurs.

3/2/4

### Systèmes passifs

Mettant à profit la forte inertie thermique du concept HTR/VHTR, avec des puissances volumiques modestes (moins de  $10 \text{ MW/m}^3$ , à comparer à environ  $100 \text{ MW/m}^3$  pour les réacteurs à eau sous pression et  $300 \text{ MW/m}^3$  pour Superphénix), les concepteurs prévoient, en situation accidentelle, l'évacuation de la puissance du réacteur de façon passive par conduction et rayonnement, et convection naturelle d'eau dans différents circuits. La démonstration expérimentale, dans des conditions représentatives de situations accidentelles, du caractère effectif d'une mise en convection naturelle simultanée dans les différents circuits pourrait soulever des difficultés.

Par ailleurs, le retour d'expérience de la conception de Phénix et Superphénix (voir plus loin au paragraphe 4/2/4) montre qu'une attention particulière devrait être portée à la démonstration du fait qu'il ne se produirait pas, au cours de la durée de vie du réacteur, de dégradation des transferts possibles de chaleur par émissivité des structures.

De façon plus générale, l'appréciation de l'efficacité de « lignes de défense » fondées sur des systèmes passifs nécessiterait une réflexion approfondie ; ce sujet n'a pas été discuté avec les concepteurs jusqu'à ce jour.

3/2/5

### Sûreté et fiabilité des procédés industriels associés

L'intérêt des VHTR repose en grande partie dans la capacité de ce type de réacteur à fournir de hautes températures pour des applications industrielles, notamment la production d'hydrogène. Or le couplage à une installation de production industrielle d'hydrogène nécessiterait d'examiner les interactions possibles entre le réacteur et cette installation de production d'hydrogène (agressions possibles). Si un tel agencement a été effectué en Allemagne et est actuellement réalisé au Japon avec le HTTR, il n'y a pas de retour d'expérience appréciable.

Même en l'absence d'explosion, des perturbations de l'installation de production d'hydrogène pourraient aussi conduire à des chargements transitoires significatifs à prendre en compte pour le dimensionnement des circuits du réacteur et il conviendrait également d'évaluer les conséquences de telles perturbations sur le comportement du combustible dans le cœur.

3/2/6

### Autres risques liés au graphite

Le risque d'incendie par « effet Wigner<sup>1</sup> » dû à la libération d'énergie accumulée lors de l'irradiation devrait pouvoir être écarté pour les HTR/VHTR, du fait des températures visées pour ces réacteurs (supérieures à 400°C).

Par contre, pour les HTR/VHTR, les risques associés à une entrée accidentelle d'air dans le circuit primaire en cas de brèche de ce circuit sont à examiner de près. Un tel événement pourrait en effet conduire au délitement des boulets ou des « compacts » en graphite et, de ce fait, à une dissémination de particules de combustible (TRISO), de carbone 14 et de chlore 36. Par ailleurs, l'oxydation du graphite sera à préciser pour les températures visées (jusqu'à 1000°C) ; des actions de recherche et développement sont en cours sur ces aspects. En tout état de cause, la démonstration étayée qu'une entrée d'air dans le cœur d'un HTR/VHTR ne pourrait pas conduire à un grand feu de graphite n'a pas encore été apportée.

Par ailleurs, il conviendrait que soient étudiés les effets sur le graphite d'une entrée d'eau dans le circuit primaire d'un HTR/VHTR.

3/2/7

### Radioprotection

L'hélium est un gaz qui diffuse aisément du fait de sa faible taille atomique. Ceci doit être pris en compte pour la conception et l'exploitation de réacteurs, ce qui devrait conduire à imposer un inventaire radiologique en produits de fission suffisamment faible dans l'hélium du circuit primaire.

3/2/8

### Risques d'incendie et d'explosion liés à la production d'hydrogène

Concernant les risques d'incendie et d'explosion liés aux installations de production d'hydrogène qui seraient couplées à des VHTR, l'IRSN n'a connaissance que de schémas de principe montrant un éloignement géographique entre de telles installations et les réacteurs associés,

#### 1

L'effet Wigner a joué un rôle important dans l'incendie qui s'est produit le 10 octobre 1957 en Grande-Bretagne sur le réacteur Windscale Pile No. 1.



l'adoption de collines de séparation ou encore de réacteurs enterrés. Cet aspect serait particulièrement à examiner en fonction des quantités d'hydrogène mises en jeu et des procédés utilisés pour sa production. Si ces installations seront naturellement soumises aux règles de l'industrie chimique, le caractère suffisant de ces règles sera à examiner.

3/2/9

### Aspects liés à la sécurité

Un examen plus approfondi des risques évoqués ci-dessus devrait permettre d'identifier les sensibilités particulières des réacteurs HTR/VHTR à l'égard des actes de malveillance. Les concepteurs et les exploitants auront à définir des dispositions de conception et d'exploitation appropriées. Il est néanmoins possible de noter d'ores et déjà que, si la grande inertie thermique des HTR/VHTR, les marges a priori importantes qu'ils présentent à l'égard d'un endommagement significatif du cœur et le fait que le fluide caloporteur (hélium) soit chimiquement neutre constituent des éléments favorables, il conviendrait de tenir compte :

- de l'éventuelle présence d'une installation de production d'hydrogène à proximité du réacteur,
- des risques associés à une entrée d'air ou d'eau dans le circuit primaire, qui restent à apprécier.

Pour ce qui concerne l'hydrogène, une robustesse satisfaisante à l'égard d'actes de malveillance ne pourra être obtenue que par la mise en place de dispositions appropriées à la fois pour l'installation de production d'hydrogène et pour le réacteur lui-même. Si un découplage suffisant de ces deux parties est évidemment à rechercher (éloignement, réacteur enterré, colline de séparation, etc.), la possibilité d'une nappe dérivante d'hydrogène est à traiter.

La limitation des possibilités d'entrée massive et provoquée d'air ou d'eau dans un HTR/VHTR sera à rechercher par des dispositions de conception et d'architecture des systèmes (circuits principaux et circuits auxiliaires) et des locaux : redondance des circuits, diversification des équipements, séparation géographique des circuits redondants.

3/3

### Aspects liés à la fabrication et au traitement du combustible

A noter en préalable que les conséquences du déploiement d'une nouvelle génération de réacteurs sur la gestion du cycle du combustible dépendent notamment des conditions de transition du parc actuel vers un nouveau parc. A ce jour, différents scénarios d'évolution vers un parc

de réacteurs de quatrième génération ont été étudiés par Electricité de France et le Commissariat à l'Energie Atomique, mais n'ont pas été examinés par l'IRSN.

Le combustible TRISO prévu pour les HTR/VHTR est sous forme de particules sphériques d'environ 1 mm de diamètre ; les combustibles étudiés sont principalement à base d'oxyde d'uranium ou d'oxyde mixte d'uranium et de plutonium.

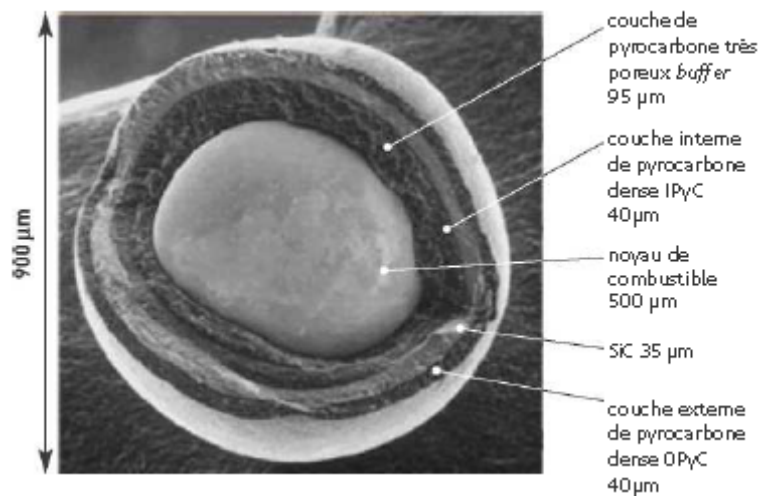


Figure 13 :  
Vue en coupe d'une particule  
TRISO.  
Crédit photo : CEA

L'enrichissement en isotope 235 de l'uranium serait inférieur à 20%. Un tel enrichissement de l'uranium est réalisable avec les technologies actuellement disponibles et ne présente pas de difficulté particulière. Toutefois, la fabrication d'un tel combustible à l'échelle industrielle nécessiterait la construction d'une usine spécifique. En termes de sûreté, les bases de conception d'une telle usine devraient être peu différentes de celles retenues pour les usines actuelles de fabrication de combustible.



Figure 14 :  
Billes de combustible HTR TRISO  
élaborées dans l'installation Gaia  
du laboratoire UO<sub>2</sub> au centre  
CEA de Cadarache.  
Crédit photo : CEA

Les procédés de traitement éventuel du combustible après irradiation comporteraient deux phases : la première aurait pour objectif d'accéder aux particules TRISO contenues dans les boulets ou les « compacts » ; la seconde consisterait à séparer les actinides des produits de fission. Les procédés de séparation développés pour les réacteurs de quatrième génération viseraient une extraction groupée des actinides à recycler, plus favorable à l'égard des risques de détournement de matières nucléaires. Le recyclage concernerait au moins l'uranium et le plutonium ; les études actuelles sont développées selon deux voies : les procédés hydrométallurgiques (voie aqueuse) et les procédés pyrochimiques (voie sèche).

Pour ce qui concerne l'accès aux particules TRISO, le traitement mécanique (concassage, broyage, cisailage) a été étudié aux USA par l'« Oak Ridge National Laboratory », ainsi qu'en Allemagne par FzJ (« Forschungszentrum Jülich GmbH ») dans les années 1960, 1970 et 1980 ; le rendement maximum de récupération des actinides était relativement faible. De plus, le broyage peut conduire à une pollution du graphite par les actinides et les produits de fission. Par ailleurs, des études sur les procédés de séparation par combustion sous air ont montré l'impossibilité d'une combustion totale du graphite et soulèvent des questions liées à la production de poussières très fines pouvant être très contaminantes. Une nouvelle méthode pour accéder aux particules de combustible, actuellement envisagée par le Commissariat à l'Energie Atomique, consisterait à utiliser des courants pulsés de 10 à 20 kA sous haute tension (entre 200 et 500 kV).

Pour désenrober les noyaux combustibles de leurs couches réfractaires, un traitement par l'acide nitrique n'est pas envisageable car les couches de carbone et de carbure de silicium ne sont pas dissoutes par cet acide. Un traitement mécanique par broyage impliquerait l'utilisation d'outils spécifiques, compte tenu du caractère abrasif du carbure de silicium et ne permettrait pas la désorption totale de toutes les espèces volatiles et autres produits de fission. Une autre voie théoriquement possible est la dissolution des couches périphériques de la particule par la soude ou des carbonates. Cette voie n'est pas examinée par le Commissariat à l'Energie Atomique car elle présente des risques de précipitation de plutonium réductibles en termes de prévention des risques de criticité.

Les voies étudiées sont :

- la voie pyrochimique avec l'élimination des couches de carbone et de carbure de silicium par une attaque à l'aide de chlore gazeux à 950°C suivie d'une pyrolyse sous oxygène ; l'enrobage carbone/carbure de silicium se volatilise alors sous forme d'oxydes de carbone et de chlorure de silicium ;
- la voie mécanique avec la déstructuration des couches d'enrobage par des courants pulsés.

Enfin, il convient de souligner que des réflexions sont en cours pour réduire le volume de déchets de graphite qui proviendraient du traitement du combustible.

Compte tenu des éléments présentés ci-dessus, la démonstration de la faisabilité d'un cycle « fermé » pour la filière des HTR/VHTR n'est pas acquise à ce jour et des sauts technologiques importants seraient à cet égard nécessaires.

Il est aussi à souligner que, dans les installations du cycle, la possibilité d'une modération additionnelle par de l'eau devra être prise en compte, au moins pour les fonctionnements incidentels.

Par ailleurs, il conviendra d'apprécier la qualification des schémas de calcul utilisés pour les études de prévention du risque de criticité. Il n'est pas acquis que les expériences disponibles à ce jour soient suffisamment représentatives des futures configurations de calcul. Néanmoins, il est à souligner que cette question dépend fortement des procédés mis en œuvre, notamment des besoins éventuels de traiter des masses de matière « fissile » importantes dans un équipement. L'analyse des procédés constituera donc une première étape pour l'établissement des besoins éventuels en termes de nouveaux schémas de calcul et de nouvelles expériences.

# 4/ Principales questions de sûreté, de radioprotection et de sécurité identifiées à ce jour pour la filière des réacteurs à neutrons rapides et à caloporteur sodium (SFR)

Pour les réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium, l'IRSN dispose encore aujourd'hui d'une bonne connaissance des questions de sûreté puisque la France a largement développé cette filière avec les réacteurs Rapsodie, Phénix et Superphénix, puis, après le projet RNR 1500, a été partie prenante dans le projet EFR, notamment avec des études relatives à l'augmentation des capacités de surgénération, à la réduction de la sensibilité neutronique du cœur en cas de « vide » du sodium (voir plus loin au paragraphe 4/2/2), enfin à l'incinération des actinides mineurs. Aujourd'hui, en France, seul le réacteur Phénix est encore en fonctionnement (jusqu'au début de l'année 2009).

4/1

## Objectifs et approche de sûreté

Le document transmis par le Commissariat à l'Energie Atomique en mars 2004 et préparé conjointement avec AREVA NP ne fait pas état de réflexions spécifiques pour les SFR. Néanmoins, dans la continuité des orientations déjà envisagées pour l'EFR, les concepteurs vont chercher des voies d'amélioration de la sûreté de cette filière pour pouvoir réduire le risque de fusion généralisée du cœur, voire « l'éliminer pratiquement ». Mais il pourra néanmoins être nécessaire de prévoir des dispositifs destinés à contenir une éventuelle fusion limitée du cœur (fusion d'un ou plusieurs assemblages), compte tenu des risques particuliers qui résulteraient du percement de la cuve, entraînant à la fois matériaux fondus et sodium ; de tels dispositifs (« récupérateur » interne

des matériaux fondus) avaient été adoptés dans Superphénix et prévus dans les projets RNR 1500 et EFR.

En l'attente de documents des concepteurs sur les options de sûreté d'un projet de SFR de quatrième génération, l'IRSN a prévu d'examiner les orientations de sûreté retenues pour le projet EFR, établies de 1988 à 1998, en vérifiant notamment leur cohérence avec les objectifs de sûreté généraux fixés pour le projet EPR.

4/2

## Aspects de sûreté liés au réacteur

4/2/1

### Risque spécifique lié au combustible métallique

L'utilisation de combustible métallique (alliage d'uranium, de plutonium et de zirconium) est une option développée aux Etats-Unis ; elle fait actuellement l'objet d'expériences pour la transmutation dans le réacteur Phénix (expériences METAPHIX). Un tel combustible nécessiterait un procédé de retraitement spécifique (pyrométallurgie) qui n'a pas été développé en France. Il convient de souligner que ce combustible présente un risque de réaction avec les aciers de gainage pour former des composés (eutectiques), se traduisant par un abaissement de la température de fusion de la gaine du combustible.

4/2/2

### Effets neutroniques en cas de « disparition » du caloporteur, dits « effets de vide » du sodium

Le risque d'augmentation intempestive de la puissance en cas de « vide » de sodium dans certaines zones du cœur (« effet de vide » positif), par ébullition, vidange ou encore passage de gaz, est l'un des éléments décisifs qui ont présidé en France à certains choix de conception pour les réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium. Des dispositions ont été prises par les concepteurs pour éviter une ébullition importante du sodium, un entraînement de gaz dans le cœur ou encore le dénoyage de celui-ci en cas de fuite de la cuve principale.

La question des risques liés aux « effets de vide » du sodium a été réexaminée après les arrêts automatiques du réacteur Phénix survenus en 1989 et 1990, dont l'origine reste inexplicée. Il a pu toutefois être montré par des essais effectués sur le réacteur que les arrêts automatiques survenus n'étaient pas liés à des insertions de réactivité positive par « effet de vide ».

Les projets RNR 1500 et EFR ont été développés avec le souci de concevoir des cœurs de réacteur permettant de réduire autant que possible les « effets de vide » positifs. Cet objectif, déjà visé pour le projet EFR, est retenu par le Commissariat à l'Énergie Atomique pour la filière SFR.

4/2/3

## Risque de fusion du cœur

Compte tenu notamment des effets explicités au paragraphe 4/2/2 ci-dessus, un accident de fusion du cœur a été pris en compte pour la conception des réacteurs Phénix et Superphénix, ceci conduisant notamment à certaines exigences de résistance pour le circuit primaire (cuve principale du réacteur et sa fermeture supérieure (dalle)). De plus, dans le but de renforcer la fonction de confinement du réacteur Superphénix en cas de fusion du cœur, outre l'installation d'une cuve de sécurité autour de la cuve principale et d'un dôme métallique au-dessus de la dalle, le réacteur a été équipé d'un « récupérateur » de matériaux fondus à l'intérieur de la cuve principale, option qui a été également retenue pour les projets RNR 1500 et EFR. Le réacteur chinois CEFR est aussi équipé d'un tel dispositif. Les réacteurs BN 350, BN 600 et Monju ne disposent pas de « récupérateur ».

Pour Superphénix en particulier, les risques de fusion du cœur ont fait l'objet de nombreuses études, ainsi que de programmes expérimentaux, principalement dans les installations Cabri et Scarabée situées sur le centre de Cadarache :

- études de fiabilité pour le système d'arrêt d'urgence et l'ensemble des systèmes permettant d'assurer l'évacuation de la puissance résiduelle,
- études et essais sur les phénomènes intervenant depuis la fusion partielle dans une aiguille combustible jusqu'aux conséquences d'une fusion d'assemblage ou d'une fusion généralisée dans le cœur, notamment les risques de recriticité de matériaux fondus contenant du combustible.

Quelques essais ont encore été effectués dans le réacteur Cabri et dans l'installation Silène après la décision, prise en 1997, d'arrêter définitivement Superphénix et ont apporté des enseignements importants. L'IRSN a effectué une synthèse de tous ces essais.

D'après les orientations indiquées plus haut, les concepteurs pourraient chercher à démontrer que, pour les futurs SFR, une fusion partielle dans le cœur ne dégénérerait pas en une fusion généralisée, ce qui permettrait de retenir des exigences moindres pour la conception du confinement (résistance mécanique du circuit primaire, capacité du « récupérateur »,

etc.). A cet égard, des études poussées ont été faites a posteriori pour le réacteur Phénix, compte tenu de l'absence de « récupérateur » de matériaux fondus ; les démonstrations correspondantes, notamment sur les risques de recriticité, ne sont pas aisées et font appel à des modèles de neutronique, de thermique et de mécanique très complexes, dont le développement, la validation et la qualification seraient à poursuivre le cas échéant. Si les orientations précitées étaient confirmées, un saut qualitatif serait donc à franchir pour de futurs SFR sur ces sujets.

Par ailleurs, si, indépendamment des démonstrations précédentes, une fusion généralisée du cœur devait être retenue dans les bases de conception du confinement des SFR, plusieurs aspects seraient à approfondir avec le soutien d'études et de programmes expérimentaux appropriés :

- les possibilités d'éviter la formation de zones critiques avec des matériaux fondus contenant du combustible,
- les possibilités d'éviter des dégagements d'énergie significative dans le réacteur (par détente de bulles de vapeur de combustible ou de vapeur de sodium),
- les possibilités de refroidissement postaccidentel des matériaux fondus et les solutions les plus convaincantes pour un « récupérateur » interne (dans la cuve principale).

4/2/4

## Risques liés au sodium

Il est apparu nécessaire a posteriori, après la mise en exploitation de Phénix et de Superphénix, que la conception des locaux tienne compte des risques associés à une pulvérisation de sodium à la suite d'une brèche dans une tuyauterie, qui pourrait conduire à des surpressions rapides significatives ainsi qu'à un échauffement des parois entraînant un dégagement d'eau du béton et une combustion ou une explosion d'hydrogène. Des solutions techniques adaptées ont été mises en place.

L'IRSN a participé activement au développement des connaissances concernant les feux de sodium et au développement d'outils de calcul en la matière. Le domaine expérimental exploré a été suffisamment large pour permettre une connaissance phénoménologique approfondie de la combustion et la qualification d'outils de calcul. Quelques aspects seraient néanmoins à approfondir, notamment les risques d'inflammation brutale et différée de sodium pulvérisé lorsque celui-ci est à « basse » température (de 100°C à 300°C) et ceux de reprise d'un feu dans des locaux en cas de retour d'air sur des aérosols de sodium imbrûlés.



Les risques de réaction sodium-eau dans les générateurs de vapeur doivent aussi être considérés : ils peuvent entraîner des chargements dynamiques importants dans les circuits secondaires et induire éventuellement une réaction sodium-eau-air difficilement maîtrisable, si l'accident n'est pas maîtrisé très rapidement par des automatismes appropriés. A cet égard, des améliorations notables ont été mises en œuvre dans Phénix et Superphénix, notamment en termes de possibilité de détection précoce de défauts dans les tubes des générateurs de vapeur. Néanmoins, le retour d'expérience du réacteur PFR en Angleterre et du réacteur Phénix en France montre que ces systèmes de détection sont d'une exploitation difficile (la gravité de l'événement survenu en 1987 sur le réacteur anglais PFR, qui a conduit à la rupture de 40 tubes d'un générateur de vapeur, est liée au fait que le système de détection précoce était alors inhibé à la suite de dysfonctionnements). Enfin, l'identification d'un éventuel tube défaillant aurait présenté une difficulté pour Superphénix, compte tenu de la conception des générateurs de vapeur de ce réacteur.

Concernant l'option de réacteurs SFR sans circuits intermédiaires, c'est-à-dire dans lesquels le sodium du circuit primaire, qui peut contenir des produits de fission en cas de rupture de gaine, échangerait directement sa chaleur avec l'eau du système de production d'électricité, l'IRSN ne dispose pas d'éléments permettant d'apprécier comment les solutions technologiques envisagées (générateur de vapeur à double paroi, etc.) permettraient d'obtenir une sûreté acceptable. D'autres conceptions pourraient être explorées par les concepteurs (circuits intermédiaires contenant un fluide moins réactif que le sodium avec l'eau, etc.).

4/2/5

## Systèmes passifs

Dans la continuité des options déjà adoptées pour les réacteurs tels que Phénix et Superphénix, la conception d'un réacteur SFR devrait faire appel à des systèmes passifs, notamment pour l'évacuation de la puissance résiduelle. Toutefois, si la possibilité d'une convection naturelle a pu être démontrée pour certains circuits pris individuellement, elle n'a jamais pu être vérifiée de façon globale pour l'ensemble des circuits sollicités ; cette possibilité n'a été évaluée que par calculs. La réalisation d'une vérification globale par des essais dans des conditions de sûreté acceptables devrait être examinée.

La possibilité de mise en œuvre d'une convection naturelle généralisée dans le cas d'un SFR « à boucles » devrait également être examinée, le cas échéant.

Par ailleurs, l'expérience de la conception de Phénix et de Superphénix a montré que la détermination de la puissance résiduelle et la démonstration de sa bonne évacuation n'est pas évidente. Ceci a conduit soit à installer des systèmes supplémentaires d'évacuation de la puissance résiduelle (cas de Superphénix), soit à réduire la puissance de fonctionnement autorisée (Phénix). En outre, l'émissivité des structures peut évoluer significativement au cours du temps. Le maintien dans le temps des possibilités de transfert thermique par rayonnement devrait donc pouvoir être vérifié tout au long de l'exploitation des SFR pour que l'absence de nécessité de systèmes actifs puisse être admise.

4/2/6

## Inspectabilité des structures

Du fait de la présence de sodium dans les circuits des SFR, l'inspection en service de certains équipements présente des difficultés particulières ; c'est le cas en particulier des structures internes du réacteur participant au supportage du cœur. Cette difficulté a été mise en exergue pour le réacteur Phénix, dans les années 1990, dans le cadre de la demande du Commissariat à l'Énergie Atomique de prolonger l'exploitation de ce réacteur après les arrêts d'urgence inexplicables par réactivité négative. Un dispositif automatisé et innovant de contrôle à distance, depuis l'extérieur de la cuve principale, a alors été développé dans un délai très court par le Commissariat à l'Énergie Atomique et a permis d'obtenir des assurances suffisantes pour quelques cycles supplémentaires d'exploitation.

Des développements ont aussi été faits pour Superphénix (dispositifs automatisés permettant de contrôler la cuve principale par l'extérieur (engin MIR) et les tubes des générateurs de vapeur).

Il est clair que, pour les SFR, l'inspectabilité des structures est l'un des sujets majeurs sur lesquels des progrès devraient être accomplis. Ceci s'applique tant aux réacteurs « intégrés » qu'aux réacteurs « à boucles » (d'après les informations disponibles concernant notamment le réacteur « à boucles » Monju).

Il conviendrait donc que les concepteurs et organismes de recherche et développement associés engagent des actions dans deux domaines : les possibilités d'amélioration des conditions d'inspection en service et de réparation par des choix de conception judicieux, le développement de moyens appropriés d'inspection en service (contrôles non destructifs en sodium, etc.).

A noter enfin que, d'ores et déjà, l'IRSN a appelé l'attention du Commissariat à l'Énergie Atomique sur l'intérêt qu'il y aurait à ce que, lors du démantèlement de Phénix, un programme d'inspection spécifique

soit mis en œuvre pour caractériser l'état des structures importantes qui n'auront pas pu bénéficier d'un contrôle direct et approfondi pendant les 35 années d'exploitation du réacteur.

4/2/7

### Aspects liés à la sécurité

Les considérations générales exposées au paragraphe 3/2/9 à propos des HTR/VHTR sont aussi applicables aux SFR.

Pour la filière SFR, une sensibilité particulière aux actes de malveillance est associée aux quantités très importantes de sodium mises en jeu : le sodium est en effet un métal liquide chimiquement réactif avec l'air et avec l'eau. La prévention des actes susceptibles de conduire à une réaction sodium-eau-air généralisée est donc un élément important pour cette filière. Ceci devrait conduire les concepteurs à s'intéresser tout particulièrement aux systèmes participant aux fonctions fondamentales de sûreté, notamment l'arrêt de la réaction en chaîne et l'évacuation de la puissance résiduelle, en termes de redondance, séparation géographique et diversification.

De plus, une étude exhaustive des risques liés au sodium serait nécessaire (possibilités de réactions chimiques, éventuellement énergétiques, avec d'autres corps que l'eau et l'air).

Par ailleurs, par conception, il existe des niveaux libres de sodium dans les circuits primaires des SFR, associés à des volumes de gaz (généralement de l'argon). Si la conception des futurs SFR ne permet pas de supprimer les effets d'augmentation de puissance en cas de passage de gaz dans le cœur (« effets de vide » positifs), les possibilités d'entraînement de ces volumes de gaz vers le cœur devront faire l'objet d'une attention toute particulière.

Enfin, selon la sensibilité des futurs concepts de SFR à une perte totale et prolongée des sources électriques (qui pourrait conduire à une augmentation de la température des structures de supportage du cœur), une résistance appropriée des sources électriques aux actes de malveillance sera à rechercher.

4/3

### Aspects liés à la fabrication et au traitement du combustible

Le combustible mixte (uranium et plutonium) des SFR peut être sous forme d'oxyde, de carbure, de nitrure ou métallique. Les matériaux de gainage envisagés sont principalement des aciers inoxydables.

La fabrication de combustibles sous forme d'oxyde mixte d'uranium et de plutonium bénéficie de l'expérience de la fabrication, au centre de Cadarache, des combustibles utilisés pour les réacteurs Rapsodie, Phénix et Superphénix, ainsi que de la fabrication, principalement dans l'usine MELOX de Marcoule, de combustibles analogues pour les réacteurs à eau sous pression. Ces fabrications sont réalisées dans des installations composées de boîtes à gants assurant une protection des travailleurs aux rayonnements ionisants (neutrons et gamma) suffisante mais limitée. L'évolution prévisible des caractéristiques isotopiques du plutonium, défavorable en termes de radioprotection des opérateurs, ainsi que le recyclage d'actinides mineurs (américium, curium) fortement irradiants, pourraient conduire à la nécessité d'une maintenance à distance des équipements, ce qui aurait un impact non négligeable sur la conception des usines de fabrication et éventuellement sur les doses reçues par les opérateurs.

Pour ce qui concerne la fabrication de combustibles sous forme de carbure ou de nitrure, il n'existe pas d'expérience industrielle. Outre les risques inhérents à la fabrication du combustible qui sont liés aux procédés retenus, il convient de noter la forte réactivité des carbures avec l'eau, l'oxygène et, dans une moindre mesure, avec l'azote ; ceci nécessiterait de mettre en œuvre ces composés en milieu inerte (lorsqu'ils sont sous forme solide).

Le traitement des combustibles sous forme d'oxyde mixte peut s'appuyer sur le retour d'expérience du traitement de tels combustibles provenant des réacteurs Rapsodie et Phénix, effectué à l'usine de La Hague ou dans l'atelier pilote de Marcoule (APM). Toutefois, si la faisabilité industrielle a été démontrée, il n'en reste pas moins que, pour traiter les combustibles irradiés de tout un parc de réacteurs à neutrons rapides, une nouvelle usine devrait être envisagée. En termes de sûreté, les bases de conception d'une telle usine devraient être peu différentes de celles des usines actuelles de La Hague.

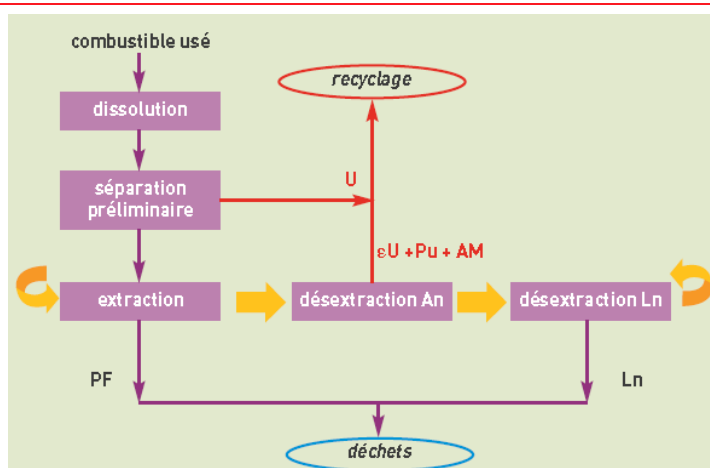


Figure 15 :  
Schéma de principe du procédé  
Ganex étudié par le CEA pour  
l'extraction groupée des  
actinides dans le cadre des  
études de fermeture du cycle des  
réacteurs de quatrième  
génération (PF : produits de  
fission ; An : actinides ; Ln :  
lanthanides).  
Crédit photo : CEA

Pour ce qui concerne le traitement après irradiation de combustibles sous forme de carbure ou de nitrure, les nombreuses expériences de laboratoire réalisées dans le monde et l'expérience pilote indienne (traitement de plusieurs centaines de kilogrammes) ne semblent pas avoir fait apparaître de problèmes de solubilité lors des phases de dissolution du combustible. Les risques de criticité liés à la présence d'éléments non dissous dans les équipements du procédé de traitement semblent donc écartés. Cependant, pour ce qui concerne les carbures, la formation d'acide carboxylique due au carbone résiduel en solution pourrait conduire à la formation de complexes peu extractibles se combinant avec une fraction du plutonium et limitant de fait le rendement d'extraction de cet actinide. Pour ce qui concerne les nitrures, la formation d'ions ammonium dans le procédé serait à prendre en compte en termes de risques d'explosion, ainsi que la formation de carbone 14, pour lequel des dispositifs de piégeage pourraient être nécessaires et devraient alors être étudiés.

Pour ce qui concerne la prévention des risques de criticité, il convient de noter que certains actinides mineurs présentent des caractéristiques neutroniques beaucoup plus contraignantes que le plutonium ou l'uranium : par exemple, les masses minimales critiques du curium 245 ou de l'américium 242 sont de quelques dizaines de grammes, ce qui est à comparer à 510 grammes pour le plutonium 239. Les masses minimales critiques pourraient être plus faibles encore pour des isotopes créés à de très hauts taux de combustion ; de plus, des incertitudes non négligeables existent actuellement sur les masses minimales critiques de ces actinides. Aussi, il conviendrait, le cas échéant, de valider des outils de calcul pour les milieux contenant des actinides mineurs, sachant qu'à ce jour peu d'expériences critiques sont disponibles. Enfin, il faudrait veiller à ce que la composition du combustible après irradiation puisse être prédite correctement afin de déterminer les milieux les plus réactifs à retenir pour les études relatives aux différentes étapes du cycle du combustible.

Il existe quelques données relatives aux milieux de types carbure et nitrure (densités cristallines, etc.), ainsi que des résultats de calculs de criticité effectués pour des laboratoires en considérant que les caractéristiques des milieux de types carbure et nitrure d'une part, oxyde d'autre part sont similaires. Néanmoins, des études complémentaires seraient nécessaires pour couvrir l'ensemble du cycle du combustible dans le cadre d'un déploiement industriel de réacteurs utilisant du combustible à base de carbure ou de nitrure. Les installations expérimentales du Commissariat à l'Énergie Atomique à Valduc pourraient être utilisées le moment venu pour obtenir des données complémentaires pour qualifier les schémas de calcul.

# 5/ Principales questions de sûreté, de radioprotection et de sécurité identifiées à ce jour pour la filière des réacteurs à neutrons rapides et à caloporteur gaz (GFR)

Compte tenu du peu d'éléments disponibles sur la conception des GFR, le présent document ne donne qu'une appréciation préliminaire des questions de sûreté qui seraient à traiter pour cette filière, telles qu'elles sont perçues en l'état actuel des connaissances. Il est clair que des différences notables pourront résulter des choix qui seraient retenus par les concepteurs pour ce qui concerne les finalités du réacteur (production d'électricité ou de chaleur, cycle combiné, couplage avec une usine chimique, etc.), sa conception d'ensemble et le combustible retenu.

5/1

## Objectifs et approche de sûreté

Une approche de sûreté pour les GFR est présentée dans le courrier du Commissariat à l'Energie Atomique de mars 2004 cité plus haut (point 3/1), avec les principales orientations « génériques » de sûreté retenues par celui-ci. Compte tenu de la plus forte densité de puissance d'un cœur de GFR par rapport à un cœur de VHTR, le recours à des systèmes de sûreté actifs pour assurer le refroidissement du cœur en situation accidentelle apparaît a priori inéluctable. Par ailleurs, dans le document du Commissariat à l'Energie Atomique, il apparaît que la fusion totale du cœur pourrait ne pas être retenue par les concepteurs comme situation de dimensionnement du confinement.

5/2

## Aspects liés au réacteur

Les calculs de neutronique pour les cœurs de réacteurs GFR supposent notamment une extension ou une amélioration des données nucléaires des réacteurs à neutrons rapides actuels pour ce qui concerne notamment les matériaux réfractaires, le graphite et les actinides mineurs. Ceci doit faire l'objet de programmes de développement et de programmes expérimentaux prévus notamment dans la maquette critique Masurca située à Cadarache.

Concernant le combustible des GFR, comme cela a été indiqué au point 2/, plusieurs voies sont développées par le Commissariat à l'Énergie Atomique, avec l'objectif d'atteindre une robustesse équivalente à celle du combustible TRISO et en limitant à environ 1600°C la température maximale atteinte en cas de dépressurisation du réacteur, situation accidentelle particulièrement sévère pour cette filière.

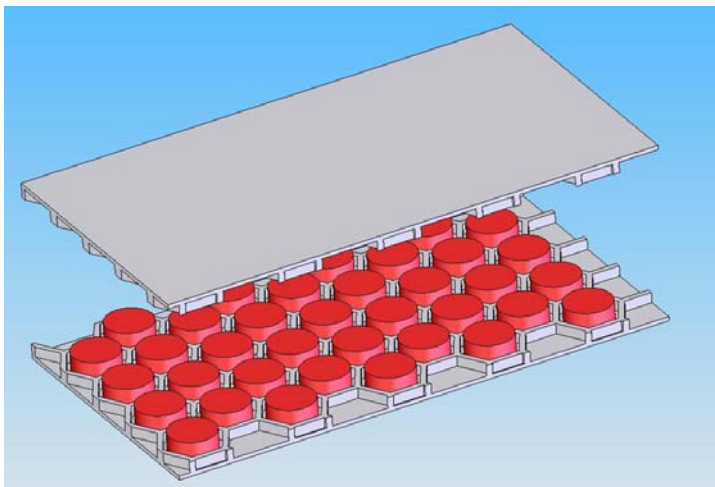


Figure 16 :  
Exemple de combustible  
développé pour les GFR.

Il convient de noter que la puissance volumique du cœur d'un GFR (50 à 100 MW/m<sup>3</sup>) serait plus de dix fois supérieure à celle d'un cœur de réacteur VHTR, avec une inertie thermique du réacteur bien plus faible.

Aussi, plusieurs dispositions spécifiques sont étudiées par le Commissariat à l'Énergie Atomique, notamment la mise en place d'une enceinte intermédiaire sous pression d'hélium autour de la cuve du réacteur (entre 5 bars et 20 bars suivant les options), complétée par des systèmes actifs pour le refroidissement du cœur. La mise en place d'une enceinte sous pression autour d'un réacteur constituerait une innovation qui nécessiterait une analyse de sûreté très détaillée.

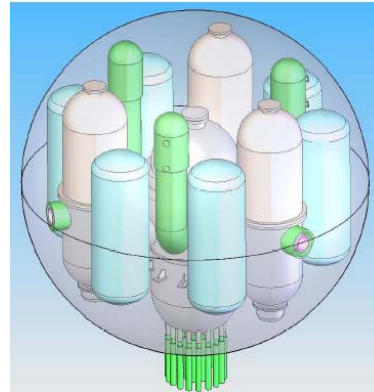
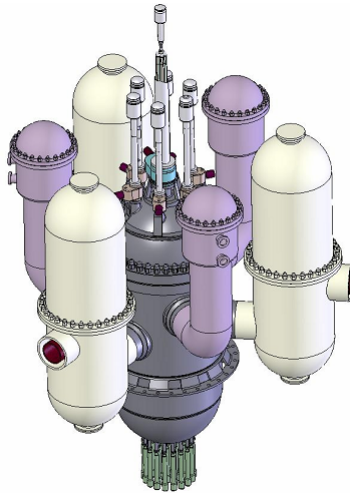


Figure 17 :  
Schéma d'un réacteur à neutrons  
rapides refroidi au gaz (cuve du  
réacteur, cuve de composants,  
enceinte intermédiaire).

Par contre, par conception (utilisation d'un gaz pour l'extraction de la chaleur du cœur des réacteurs), les GFR devraient être très faiblement affectés par « l'effet de vide » du caloporteur, éliminant ainsi un certain nombre des initiateurs de fusion totale du cœur retenus pour les SFR. Ainsi, les initiateurs prépondérants seraient liés aux brèches, ainsi qu'aux défaillances des différents moyens d'évacuation de la puissance résiduelle, qui pourraient entraîner très rapidement une augmentation des températures dommageable pour le combustible. La fiabilité des moyens d'évacuation de la puissance résiduelle (actifs et passifs) et la robustesse du combustible sont *a priori* des éléments essentiels de la sûreté des GFR, si le concepteur vise à « éliminer pratiquement » la fusion généralisée du cœur. En particulier, la qualification de systèmes actifs fonctionnant à des températures élevées est un aspect difficile.

Les risques associés à une entrée d'eau dans le circuit primaire, en particulier celui d'accroissement de la puissance par un effet neutronique de modération, restent à apprécier.

Concernant les matériaux, un point particulier pourrait concerner, selon les choix de conception retenus, le risque de fragilisation des matériaux pour les composants soumis à un flux important et celui de rupture brutale des équipements soumis de surcroît à une pression significative (70 bars).

Pour ce qui concerne la résistance des réacteurs GFR aux actes de malveillance, compte tenu des risques particuliers de cette filière en termes de sûreté du fait des puissances volumiques importantes dans le cœur associées à un fluide primaire de faible capacité calorifique, des



dispositions de conception (redondance, diversification, séparation géographique) devraient naturellement être mises en œuvre pour limiter autant que possible les risques d'atteinte au refroidissement du cœur, au niveau des composants (cuve principale, enceinte intermédiaire, tuyauteries) et des pompes du circuit primaire.

5/3

## Aspects liés à la fabrication et au traitement du combustible

Le combustible mixte (uranium et plutonium) des réacteurs GFR pourrait être sous forme d'oxyde, de carbure ou de nitrure. Les matériaux de gainage envisagés sont en céramique. Pour les études menées au Commissariat à l'Énergie Atomique, le combustible de référence est aujourd'hui sous forme de carbure et la céramique de référence est du carbure de silicium.

Pour ce qui concerne la fabrication et le traitement du combustible, un certain nombre des considérations développées aux paragraphes 3/3 et 4/3 s'appliquent également ici.

# 6/

## Production et gestion des déchets dans le cadre du déploiement d'un parc de réacteurs de quatrième génération

La question des avantages que pourrait procurer le déploiement d'un parc de réacteurs de quatrième génération sur la production et la gestion des déchets radioactifs comporte plusieurs aspects. Les deux critères aujourd'hui mis en avant sont la réduction de la nocivité et la réduction du volume des déchets produits.

Concernant la nocivité, les principaux gains attendus sont généralement exprimés par les concepteurs en termes de « radiotoxicité <sup>1</sup> » potentielle et sont liés à la réduction par transmutation du contenu en plutonium et en actinides mineurs du combustible utilisé ou des déchets provenant de son retraitement. Les réacteurs de quatrième génération qui font l'objet du présent document possèdent effectivement des caractéristiques favorables à cet égard puisqu'ils sont tous *a priori* capables de consommer le plutonium ou les actinides précités, avec toutefois une efficacité variable. Il est à souligner néanmoins qu'il n'y a pas lieu d'en attendre une réduction significative des impacts dosimétriques calculés pour un stockage de déchets ou de combustibles usés en formation géologique profonde. L'ensemble des évaluations réalisées à ce jour (exercices européens EVEREST <sup>2</sup> et SPA <sup>3</sup>, « dossier 2005 Argile » de l'ANDRA) montrent en effet que l'impact est essentiellement dû aux produits de fission ou d'activation à vie longue (iode 129 et chlore 36 notamment), les actinides restant confinés pendant de très longues périodes dans un volume de roche restreint autour des colis de déchets stockés. Même avec des hypothèses très défavorables (transferts par fractures, faibles propriétés de rétention de la roche), l'impact dosimétrique des actinides reste faible, du même ordre de grandeur que celui des produits de fission, et il est imputable à l'uranium 238 à l'équilibre avec ses descendants et non au plutonium et aux actinides mineurs.

**1**

Somme des produits de l'activité de chaque radionucléide contenu dans le déchet par le coefficient de dose (Sv/Bq) de ce radionucléide, qui traduit les effets sur l'homme.

**2**

(Evaluation of Elements Responsible for the effective Engaged dose rates associated with the final Storage of radioactive waste) : projet européen de modélisation d'un stockage de déchets issus du retraitement (déchets vitrifiés, coques et embouts, etc.) dans trois types de formations géologiques : l'argile, le granite et le sel.

**3**

SPA (Spent fuel disposal Performance Assessment) : projet européen consacré à la modélisation d'un stockage de combustibles usés en formation géologique profonde.

Une réduction de la nocivité des déchets et des combustibles usés (si ceux-ci devaient être stockés) nécessiterait plutôt que les nouveaux réacteurs produisent moins d'iode 129 (et, dans une moindre mesure, moins de chlore 36). De ce point de vue, pour ce qui concerne l'iode 129, les réacteurs de quatrième génération ne paraissent pas procurer d'avantage significatif par rapport au parc actuel pour une même puissance électrique installée. De plus, le chlore 36, dont la création par activation est fonction du mode de fabrication des composants en graphite (teneur en impuretés, apport de chlore par le procédé de purification, pollutions diverses lors de la fabrication) et de leur historique d'irradiation (position radiale ou axiale dans le cœur, spectres et flux de neutrons, décroissance radioactive, incidents), aura tendance à être produit en quantités plus importantes que pour le parc actuel de réacteurs si les spécifications de fabrication des composants en graphite n'imposent pas des limites drastiques aux impuretés susceptibles de former du chlore 36. A cet égard, les industriels recherchent des procédés de purification du graphite sans apport de chlore (procédés au fluor). De son côté, le graphite des composants (« compacts » ou boulets de graphite, blocs utilisés en tant que modérateur ou réflecteur, gainages contenant du carbure de silicium et du carbone, matrices contenant des composés azotés, combustibles à base de carbure ou de nitrure) pourra produire par activation neutronique du carbone 14 (dont la période radioactive est de 5730 années) en quantités bien supérieures à celles produites par les réacteurs aujourd'hui en fonctionnement ; ce radionucléide est relativement mobile dans les milieux naturels et la capacité du site de stockage retenu pour les déchets correspondants à assurer un confinement satisfaisant sur plusieurs dizaines de milliers d'années devrait être examinée.

La capacité des réacteurs de quatrième génération à réduire significativement l'impact dosimétrique à long terme des déchets et des combustibles qui seraient stockés en formation géologique profonde ne constitue donc pas un argument déterminant pour le développement de ces réacteurs, sachant de plus que les opérations associées de séparation et de mise en œuvre des produits séparés seraient complexes. Sur le strict plan technique, un véritable bilan serait à faire en tenant compte des doses reçues par les opérateurs et des déchets produits par les opérations précitées.

Concernant la réduction du volume des combustibles usés et des déchets produits, les très hauts taux de combustion envisagés pour les nouveaux réacteurs devraient en principe réduire les quantités de combustible à décharger et, par conséquent, les quantités de déchets provenant de leur retraitement. Ceci suppose toutefois que les adaptations des procédés de traitement nécessaires pour tenir compte des caractéristiques des

éléments déchargés (nouveaux gainages, matrice en carbure notamment) ne génèreraient pas plus de déchets de procédé et de déchets induits par unité de masse de combustible traité. Il conviendrait aussi de vérifier que les propriétés intrinsèques de confinement des colis et des combustibles produits restent élevées pour qu'un gain global en matière de gestion à court et à long termes des déchets soit obtenu du fait des moindres volumes produits. L'état des recherches ne permet pas de statuer aujourd'hui sur tous ces points. Par ailleurs, la réduction du volume des combustibles usés et des déchets à stocker n'entraîne pas nécessairement une réduction proportionnelle de l'emprise d'un stockage géologique, fortement dépendante des dégagements de chaleur associés aux déchets. De manière qualitative, la diminution de la quantité d'actinides mineurs à stocker ne permettrait d'envisager des dégagements thermiques moindres après quelques siècles que pour les déchets et combustibles issus du parc actuel de réacteurs. Il faudra néanmoins s'assurer que les produits de fission à vie courte ou moyenne contenus dans les déchets nouveaux peuvent décroître dans un temps suffisamment court pour permettre, lors de leur entreposage, d'atteindre des critères de dégagement thermique compatibles avec leur introduction dans la formation géologique.

Il est donc difficile d'évaluer à ce stade les avantages que pourraient procurer les réacteurs de quatrième génération sur la gestion des déchets produits. Il convient néanmoins de souligner que, plus que les caractéristiques des réacteurs de quatrième génération envisagés, c'est la gestion des matières énergétiques en cycle « fermé » qui peut offrir des avantages importants. Une telle gestion permettrait en effet de ne pas stocker des combustibles usés, ce qui faciliterait la démonstration de la sûreté à long terme d'une installation de stockage géologique même s'il n'apparaît pas d'impossibilité de parvenir à une telle démonstration dans l'hypothèse du stockage de ces combustibles. Il en est de même pour les stocks existants d'uranium appauvri. Ces stocks faiblement actifs aujourd'hui deviendront irradiants et fortement producteurs de radon, une fois l'équilibre séculaire entre l'uranium 238 et ses descendants établi, à l'image des gisements très riches qui ne peuvent pas être exploités sans disposition de protection radiologique importante, d'où l'intérêt d'une utilisation de ces stocks.

Ces réflexions montrent que l'analyse du potentiel des réacteurs de quatrième génération à améliorer globalement la gestion des déchets radioactifs ne peut pas être dissociée de l'ensemble des éléments de décision relatifs à la valorisation énergétique des matières nucléaires.

## 7/

## Conclusion - Actions engagées et prévues par l'IRSN

En conclusion, seules les filières des réacteurs à haute ou très haute température refroidis à l'hélium et des réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium apparaissent dans un état de maturité suffisant pour que la réalisation d'un réacteur prototype puisse être envisagée à l'échéance de 2020. Pour ce qui concerne les réacteurs à neutrons rapides et à caloporteur gaz, seule apparaît envisageable, dans le cadre d'une approche progressive, la réalisation d'un réacteur expérimental de grande souplesse, qui permettrait par exemple de tester individuellement les performances de certains sous-ensembles (combustible et cœur, composants, turbine à gaz, etc.).

Une définition précise de l'approche de sûreté à retenir pour les différents types de réacteurs de quatrième génération nécessiterait que les études des concepts soient plus avancées, notamment pour l'identification des incidents et des accidents à traiter. A cet égard, l'IRSN a d'ores et déjà entrepris des discussions avec les concepteurs et les organismes associés sur un certain nombre d'aspects génériques ; dans ce cadre, le rôle qui pourrait être attribué aux EPS, notamment en cas de recours à des systèmes passifs, sera discuté.

Pour ce qui concerne la filière des réacteurs à haute ou très haute température refroidis à l'hélium, des discussions techniques ont plus précisément été engagées sur le projet ANTARES entre l'IRSN et AREVA NP, sur la base d'un protocole signé en février 2005, précisant le cadre de ces discussions et leur caractère non engageant. Certaines actions couvrent des aspects techniques communs aux HTR/VHTR et aux GFR.

Concernant la filière des réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium, des discussions ont été engagées en 2006 entre l'IRSN et le Groupe Consultatif Français de Sûreté, regroupant la Direction de l'Energie Nucléaire du Commissariat à l'Energie Atomique, AREVA et Electricité de France (groupe « miroir » du GIF). L'IRSN réactive les principales compétences disponibles en son sein, afin de reconstituer un

ensemble de connaissances et d'outils fondamentaux, notamment pour ce qui concerne les accidents conduisant à la dégradation du combustible et les risques liés au sodium, qui puissent être utilisés ultérieurement pour les analyses de sûreté. La neutronique des cœurs des futurs SFR pourra poser problème, ceux-ci pouvant être notablement différents des cœurs des réacteurs déjà exploités (« cœurs hétérogènes » avec des quantités significatives d'actinides mineurs) ; sur ces questions, l'IRSN prévoit de s'appuyer sur un pôle de compétence spécialisé, à développer.

Pour ce qui concerne la filière des réacteurs à neutrons rapides à caloporteur gaz, le Commissariat à l'Energie Atomique poursuit des développements dans l'optique du projet REDT, réacteur expérimental de faible puissance. L'IRSN et le GCFS ont également engagé des discussions à ce sujet en 2006.

Outre les échanges et participations indiqués ci-dessus, l'IRSN a retenu dans l'immédiat quelques axes d'études, de recherches et de développements, correspondant à des sujets de sûreté relatifs aux réacteurs de quatrième génération qu'il considère comme très importants :

- le comportement, dans les conditions de fonctionnement normales, incidentelles et accidentelles, des combustibles réfractaires envisagés pour les réacteurs HTR/VHTR et GFR, les modèles de calcul prédictifs, les incertitudes et les aspects statistiques associés ;
- la neutronique des cœurs des réacteurs HTR/VHTR, SFR et GFR, avec la création progressive du pôle de compétences de façon à acquérir les connaissances nécessaires et des outils de calcul, et à pouvoir les mettre en œuvre lorsque des données suffisantes seront disponibles sur ces cœurs (par exemple la réduction des « effets de vide » dans les cœurs de SFR) ;
- les risques associés à une entrée d'eau dans un GFR, ainsi que les modèles de calcul associés ;
- les transferts de produits radioactifs hors des combustibles réfractaires et dans les circuits en cas d'accident, pour les réacteurs à gaz ;
- les risques de propagation d'une fusion locale dans les cœurs de réacteurs SFR et éventuellement GFR, les risques de retour en criticité d'un bain fondu en cuve, les modes de propagation d'un tel bain à l'intérieur et à l'extérieur d'une cuve.

Les réflexions menées permettront d'identifier à terme les besoins de programmes expérimentaux spécifiques à l'IRSN, à réaliser dans des installations expérimentales ou des réacteurs d'essais.

Concernant les aspects liés au cycle du combustible pour les réacteurs de quatrième génération, l'IRSN assurera une veille technologique sur le développement des procédés de fabrication et de traitement des combustibles. La possibilité de participer à des groupes de travail internationaux qui se préoccuperaient de la sûreté et de la gestion des cycles envisagés pour les réacteurs de quatrième génération sera examinée. Des expérimentations et des développements de modèles ne peuvent cependant pas être envisagés de façon utile tant que les procédés du cycle et les matériaux ne sont pas davantage précisés. En revanche, l'IRSN peut d'ores et déjà tirer profit des éléments existants concernant les scénarios de déploiement de réacteurs de quatrième génération, afin de préciser l'impact de différentes stratégies sur l'utilisation des matières nucléaires et sur les filières d'élimination de déchets et d'approfondir les considérations du présent document.

Enfin, il est clair que, dans le développement des systèmes de quatrième génération, les aspects liés à la sécurité devront être examinés dès les études de conception.