



# 04

LES RÉACTEURS À  
NEUTRONS RAPIDES  
DE 4<sup>e</sup> GÉNÉRATION  
À CALOPORTEUR GAZ –  
LE RÉACTEUR  
EXPÉRIMENTAL ALLEGRO

LES AUTRES FILIÈRES  
À NEUTRONS RAPIDES  
DE 4<sup>e</sup> GÉNÉRATION

DÉCEMBRE 2012

LOI DU 28 JUIN 2006 RELATIVE À LA GESTION DURABLE DES MATIÈRES ET  
DES DÉCHETS RADIOACTIFS : BILAN DES RECHERCHES CONDUITES SUR LA  
SÉPARATION-TRANSMUTATION DES ÉLÉMENTS RADIOACTIFS À VIE LONGUE ET  
SUR LE DÉVELOPPEMENT DE RÉACTEURS NUCLÉAIRES DE NOUVELLE GÉNÉRATION

# 04

LES RÉACTEURS À  
NEUTRONS RAPIDES  
DE 4<sup>e</sup> GÉNÉRATION  
À CALOPORTEUR GAZ –  
LE RÉACTEUR  
EXPÉRIMENTAL ALLEGRO

LES AUTRES FILIÈRES  
À NEUTRONS RAPIDES  
DE 4<sup>e</sup> GÉNÉRATION

# SOMMAIRE

PRÉAMBULE .....	5
-----------------	---

<b>1.</b> LA TECHNOLOGIE DES RÉACTEURS À NEUTRONS RAPIDES À CALOPORTEUR GAZ - LE RÉACTEUR EXPÉRIMENTAL ALLEGRO .....	9
---	---

1.1. Contexte international .....	9
1.2. Principes de base et innovations spécifiques de la filière RNR-G .....	10
1.3. Études de faisabilité d'un réacteur de filière RNR-G .....	11
1.3.1. L'élément combustible .....	11
1.3.2. La sûreté .....	13
1.4. Le projet Allegro .....	15
1.4.1. Options de conception du réacteur et performances attendues .....	15
1.4.2. Démonstration préliminaire de sûreté .....	19
1.4.3. Maturité du projet Allegro .....	20
1.5. Conclusion sur le RNR-G et Allegro .....	20
Références .....	20

<b>2.</b>	<b>LA TECHNOLOGIE DES RÉACTEURS À NEUTRONS RAPIDES À CALOPORTEUR PLOMB</b>	<b>23</b>
2.1.	Introduction	23
2.2.	Intérêt de la technologie et verrous associés	24
2.3.	Retour d'expérience sur la filière RNR-Pb (Pb-Bi principalement)	25
2.4.	Densité du plomb : un atout ou un inconvénient ?	25
2.5.	Bilan neutronique, potentiel de transmutation, dosimétrie	26
2.6.	Sûreté : coefficient de réactivité de vidange, comportement en transitoires accidentels	26
2.7.	Propriétés chimiques et compatibilité avec le combustible, l'eau, l'air, les aciers	26
2.8.	Conclusion	27
	Références	28

<b>3.</b>	<b>LA TECHNOLOGIE DES RÉACTEURS À SELS FONDUS (CONTRIBUTION DU CNRS)</b>	<b>31</b>
3.1.	Introduction	31
3.2.	Un combustible liquide	31
3.2.1.	Choix du liquide	31
3.2.2.	Choix d'une géométrie	32
3.2.3.	Une refondation complète du concept réacteur	32
3.3.	Concept du réacteur MSFR	33
3.3.1.	Concept du réacteur de référence	33
3.3.2.	Les difficultés et les besoins de recherche	33
3.3.3.	Les vraies difficultés	33
3.3.4.	Les lacunes dues au manque de R&D passé	33
3.3.5.	Les modes de démarrage et fonctionnement accessibles en sels fondus	34
3.4.	Démonstration et démonstrateurs	34
3.4.1.	Ce qu'il est nécessaire de démontrer	34
3.4.2.	Étapes de démonstration et définition du démonstrateur	35
3.4.3.	Démonstrateurs avec sel simulant - bancs d'essais	35
3.4.4.	Démonstrateur actif sans fissions induites	35
3.4.5.	Démonstrateur actif avec fissions induites	35
3.4.6.	Contexte international	36
3.4.7.	Conclusion	36



# PRÉAMBULE

La vocation du Forum international génération IV (GIF), auquel la France participe activement, est de préparer dans un cadre international le nucléaire du futur en développant de manière concertée la R&D des réacteurs, dits de 4<sup>e</sup> génération, sur la base d'objectifs bien identifiés :

- atteindre un développement durable de l'énergie nucléaire en optimisant l'utilisation de la ressource en uranium naturel et en visant les plus hauts niveaux de sûreté nucléaire;
- minimiser la production des déchets les plus radioactifs, notamment ceux à vie longue;
- assurer une grande résistance à la prolifération nucléaire;
- développer les applications de l'énergie nucléaire pour d'autres usages que la production d'électricité.

À l'issue d'une phase d'analyse partagée entre les partenaires fondateurs, le GIF a sélectionné six concepts de réacteurs nucléaires avec leur cycle<sup>1</sup>, présentant les potentiels les plus prometteurs pour atteindre les objectifs précités :

- Le SFR : Sodium-cooled Fast Reactor (ou RNR-Na);
- Le GFR : Gas-cooled Fast Reactor (ou RNR-G);
- Le LFR : Lead-cooled Fast Reactor (ou RNR-Pb);
- Le SCWR : Supercritical Water-cooled Reactor (ou RESC);
- Le VHTR : Very High-Temperature Reactor (ou RTHT);
- Le MSR : Molten Salt Reactor (ou RSF).

Tous ces systèmes, mis à part le RTHT, fonctionnent en cycle fermé, c'est-à-dire qu'ils sont basés sur un recyclage des matières valorisables, notamment le plutonium. Les trois premiers de ces six systèmes se caractérisent par un fonctionnement en spectre à neutrons rapides (RNR). Il s'agit du RNR-Na, RNR-G, et du RNR-Pb qui se différencient par leurs caloporteurs : sodium pour le RNR-Na, gaz pour le RNR-G et plomb pour le RNR-Pb.

Le RESC, réacteur de technologie dérivée de celle des réacteurs à eau sous pression (REP), utilise un caloporteur particulier, l'eau supercritique. L'obtention d'un spectre de neutrons rapides dans un tel concept pose d'importantes difficultés (thermohydraulique, couplage avec la neutronique et stabilité du réacteur) et la majorité des études sur le RESC au sein du GIF se concentrent désormais sur une version à spectre de neutrons thermiques.

Le RSF s'inscrit dans un horizon plus lointain et peut, théoriquement, se décliner en des versions fonctionnant en spectre rapide ou thermique.

Enfin, le RTHT est un système à spectre thermique. La spécificité de ce concept réside en ses objectifs de fonctionnement à haute température (jusqu'à 1000°C pour le caloporteur) pour des applications autres qu'électrogènes.

Ainsi, sur les six concepts sélectionnés par le GIF, seuls quatre doivent ou peuvent fonctionner en spectre rapide (RNR-Na, RNR-G, RNR-Pb, RSF) dont les caractéristiques intrinsèques (associées à un cycle fermé du combustible) sont favorables à un développement durable de l'énergie nucléaire.

## LES CHOIX DE L'EUROPE

Actuellement, les pays européens gardent des positions très contrastées sur le rôle que doit jouer le nucléaire dans leur mix énergétique, que ce soit à moyen ou à long terme. Néanmoins, il est reconnu dans plusieurs pays européens, et par la Commission européenne, que l'énergie nucléaire devra nécessairement jouer un rôle dans la réponse à la demande énergétique dans un contexte de réduction des émissions de gaz à effet de serre. Le SET Plan<sup>2</sup>, proposé par la Commission européenne en novembre 2007 et adopté par les États membres de l'Union en février 2008, considère ainsi comme indispensable de lancer dans la décennie à venir la construction d'un démonstrateur d'une nouvelle génération de réacteurs pour un nucléaire durable. Même si certains pays ont affiché leur volonté de se passer de l'énergie nucléaire, l'accident de Fukushima ne remet pas en cause les fondamentaux exprimés dans le SET Plan.

L'Europe du développement des technologies nucléaires, rassemblée dans la plate-forme SNETP<sup>3</sup>, a défini sa stratégie et ses priorités dans son « Vision Report » publié en septembre 2007, détaillé dans son « Strategic Research Agenda » publié en mai 2009 : la fission nucléaire pourra apporter une contribution massive décarbonée et durable au mix énergétique européen, en s'appuyant sur les réacteurs à neutrons rapides (RNR). La technologie des RNR-Na est considérée comme la filière de référence, alors que deux alternatives seront à explorer sur le plus long terme : les technologies des RNR-G et des RNR-Pb.

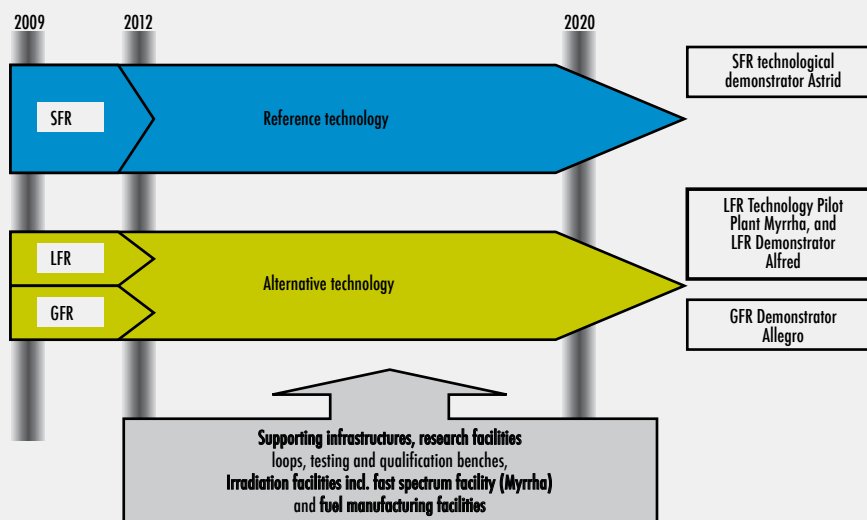
En ligne avec les recommandations du SET Plan, la plate-forme SNETP a lancé l'initiative industrielle ESNII (European Sustainable Nuclear Industrial Initiative), qui rassemble industriels et organismes de R&D autour de ce plan d'actions.

1 – A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems, décembre 2002 - US-DoE et GIF.

2 – SET Plan: Strategic Energy Technology Plan [http://ec.europa.eu/energy/technology/set\\_plan/set\\_plan\\_en.htm](http://ec.europa.eu/energy/technology/set_plan/set_plan_en.htm)

3 – Sustainable Nuclear Energy Technology Platform. [www.snetp.eu](http://www.snetp.eu)

## TECHNOLOGIES DE RNR RETENUES PAR LA PLATE-FORME EUROPÉENNE SNETP



## LA POSITION FRANÇAISE

La position française s'inscrit dans la stratégie européenne. L'analyse plus spécifique, réalisée en France, a conduit aux conclusions suivantes :

- La France a beaucoup contribué au développement des RNR-Na et entend s'appuyer sur ses acquis importants pour développer la filière dans le sens des objectifs assignés. Ces acquis constituent d'ailleurs un patrimoine important de propriété intellectuelle et fournissent un avantage compétitif à notre pays et à ses industriels.
- Un lien fort existe entre la maturité technologique d'un procédé et la sûreté nucléaire. En effet, la maîtrise technologique associée à un retour d'expérience significatif, contribue à la garantie du niveau de sûreté d'une filière. Ainsi, parmi les systèmes de 4<sup>e</sup> génération à spectre rapide, seul le RNR-Na dispose d'une base de connaissances suffisamment importante pour pouvoir espérer répondre aux attentes techniques et opérationnelles de la 4<sup>e</sup> génération à court et moyen termes. L'économie du développement de tels systèmes reste à apprécier. Elle devra être examinée à l'aune globale d'un parc où, dans un premier temps, cohabiteront réacteurs de 3<sup>e</sup> et 4<sup>e</sup> générations afin de produire une électricité au meilleur prix tout en étant pleinement engagé dans une stratégie de mise en œuvre d'une gestion durable des déchets radioactifs issus des combustibles usés faisant appel au concept de cycle fermé dans toute son extension. Les autres systèmes comportent des incertitudes beaucoup plus importantes puisque certains verrous technologiques majeurs ne sont pas encore levés.
- Le RNR-G présente un réel attrait dans la mesure où l'emploi d'un gaz comme caloporteur, en l'occurrence de l'hélium, élimine les difficultés liées à l'emploi d'un métal liquide tel que le sodium ou le plomb :
  - L'hélium est optiquement transparent, contrairement aux métaux liquides, ce qui simplifie l'inspection en service et la réparabilité ;
  - L'hélium est inerte chimiquement, contrairement au sodium qui réagit avec l'air et l'eau ;
  - L'hélium a très peu d'impact neutronique ; en cas de perte du caloporteur, l'effet en réactivité qui en découle est très faible.
- Par contre, le gaz présente des inconvénients :
  - Sa faible densité et son faible pouvoir calorifique imposent à la chaudière d'être pressurisée. Lors d'un accident conduisant à une perte du refroidissement, l'inertie thermique du réacteur s'en trouve très limitée en comparaison à celle des réacteurs refroidis par métaux liquides. De fait, la capacité d'évacuation de la puissance résiduelle et la démonstration de sûreté associée restent un point dur dans la démonstration de la faisabilité des RNR-G, notamment avec les exigences de type post-Fukushima ;
  - Afin de disposer d'une marge suffisante en termes d'intégrité du cœur en prévention de l'accident grave, il faut recourir à un combustible et à des matériaux de gainage et de structure réfractaires résistant aux hautes températures. Ceci constitue également un verrou technologique qui reste à lever ;
  - Sa plus faible capacité d'extraction de la chaleur nécessite de réduire la densité de puissance du cœur d'un facteur 2

à 3 comparée à celle des RNR refroidis par un métal liquide, d'où des pénalités en termes d'économie, puisqu'il nécessite une quantité importante de combustibles.

- Le principal avantage du caloporteur plomb par rapport au sodium est sa faible réactivité chimique vis-à-vis de l'air et de l'eau. Au chapitre de ses inconvénients se trouvent sa toxicité, ses régimes de températures (risque de bouchage par gel du plomb), sa densité, pénalisante pour la résistance du réacteur au séisme. Mais le principal verrou technologique concerne le développement de matériaux de structure résistant à sa corrosion.
- Enfin, le RSF est un concept intéressant dans son principe car le combustible est sous forme liquide mélangé au caloporteur. Le nombre de verrous technologiques à lever est tel qu'un tel système ne peut pas avoir de perspectives d'utilisation bien avant la deuxième moitié du siècle, vu la somme d'innovations à atteindre dans le respect des objectifs de sécurité envisagés. Au-delà des questions de retraitement en ligne du combustible, les matériaux résistants à la corrosion par les sels doivent être conçus et mis au point. L'approche de sûreté est également à redéfinir dans son intégralité dans la mesure où il n'y a plus de gaine qui confine le combustible, la première barrière étant reportée aux limites du circuit primaire. A noter qu'un point délicat et inhabituel de l'approche globale de sûreté concerne les aspects couplés liés, d'une part, au réacteur nucléaire et, d'autre part, à

l'usine de traitement chimique du mélange de combustible et de sels fondus. Les questions d'opérabilité (notamment l'inspection et la réparation en présence de sels fortement radioactifs) sont également nombreuses. À noter que le fonctionnement et la sûreté d'un RSF sont très dépendants de processus chimiques complexes à maîtriser et encore mal connus, engendrant des risques de fuites, tout comme le couplage de cette chimie avec la neutronique du cœur ou avec les mécanismes de dégradation des matériaux sous irradiation. Le CNRS assure l'essentiel des études sur le RSF en France. Ce concept n'est actuellement étudié et soutenu au sein du GIF que par la France et Euratom au travers d'un « Memorandum of Understanding » (MoU), l'accord « système » restant à négocier.

Lors du Comité de l'énergie atomique du 17 mars 2005 consacré aux systèmes nucléaires du futur, les ministres délégués à l'Industrie et à la Recherche ont pris acte, qu'au stade actuel des connaissances, la technologie des RNR réunit un large consensus international et ont recommandé que la priorité des recherches en France soit donnée à deux types de réacteurs : les RNR-Na et RNR-G.

Cette position a été confirmée et renforcée lors du Comité de l'énergie atomique du 20 décembre 2006.

La filière de référence des RNR-Na est traitée spécifiquement dans le tome 3. Le tome 4 est consacré aux autres systèmes à neutrons rapides de 4<sup>e</sup> génération : RNR-G, RNR-Pb et RSF.



<b>1.</b>	<b>LA TECHNOLOGIE DES RÉACTEURS À NEUTRONS RAPIDES À CALOPORTEUR GAZ - LE RÉACTEUR EXPÉRIMENTAL ALLEGRO</b>	<b>9</b>
1.1.	Contexte international	9
1.2.	Principes de base et innovations spécifiques de la filière RNR-G	10
1.3.	Études de faisabilité d'un réacteur de filière RNR-G	11
1.3.1.	L'élément combustible	11
1.3.1.1.	Le concept de référence actuel	11
1.3.1.2.	L'alternative gainage vanadium	12
1.3.1.3.	Le combustible carbure (U,Pu)C	12
1.3.2.	La sûreté	13
1.4.	Le projet Allegro	15
1.4.1.	Options de conception du réacteur et performances attendues	15
1.4.1.1.	Architecture générale	15
1.4.1.2.	Cuve principale et circuit primaire	15
1.4.1.3.	Dispositifs d'évacuation de la puissance résiduelle	16
1.4.1.4.	Cœur de démarrage oxyde à aiguilles	16
1.4.1.5.	Cœur céramique (tout carbure)	18
1.4.1.6.	Matériaux pour les composants et les structures	18
1.4.1.7.	Technologie hélium	18
1.4.2.	Démonstration préliminaire de sûreté	19
1.4.3.	Maturité du projet Allegro	20
1.5.	Conclusion sur le RNR-G et Allegro	20
	Références	20

# 1.

# LA TECHNOLOGIE DES REACTEURS A NEUTRONS RAPIDES A CALOPORTEUR GAZ - LE REACTEUR EXPERIMENTAL ALLEGRO

Depuis le début des années 2000, dans le cadre du Forum international génération IV (GIF), le CEA étudie le concept de réacteur à neutrons rapides refroidi au gaz (RNR-G), considéré comme une option alternative et à plus long terme comparativement aux réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium (RNR-Na). Les RNR-G allient les avantages d'une utilisation efficace de l'uranium, d'une production minimum de déchets radioactifs et d'une capacité de production de chaleur à haute température intéressante pour l'industrie. Compte tenu de la priorité donnée à la filière des RNR-Na et au démonstrateur technologique Astrid, les moyens consacrés aux RNR-G et à leur démonstrateur Allegro sont limités et centrés sur deux objectifs clés pour sa faisabilité : la mise au point d'un combustible résistant à très haute température et la définition d'une approche de sûreté robuste.

Les principes de base et études de faisabilité d'un réacteur de filière à neutrons rapides, refroidi au gaz, sont décrits dans les paragraphes 1.2. et 1.3. de ce tome.

Les options de conception et la R&D sur son prototype Allegro sont, quant à eux, décrits dans le paragraphe 1.4.

## 1.1. CONTEXTE INTERNATIONAL

Outre la France, les partenaires du GIF sur la filière du RNR-G sont :

- Euratom, au travers de la plate-forme SNETP, et avec principalement le projet GOFASTR<sup>1</sup> qui se déroule sur la période 2010- 2013 et regroupe aujourd'hui 25 partenaires de 12 pays;
- La Suisse avec le Paul Scherrer Institut qui réalise un certain nombre d'études en propre en complément de sa participation aux projets européens;
- Le Japon<sup>2</sup> qui développe, mais dans une moindre mesure cette filière, la priorité étant donnée aux RNR-Na.

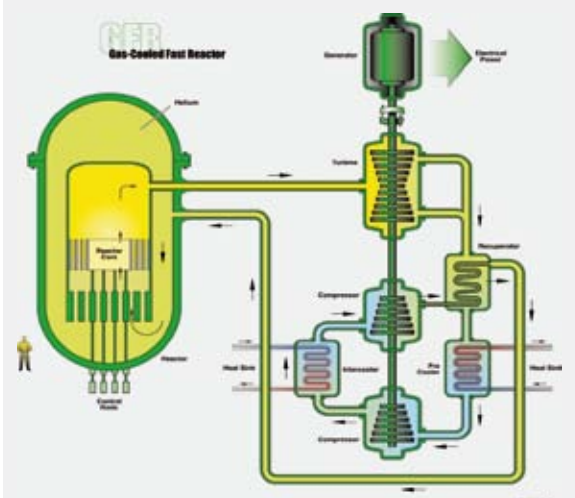
Dans ce contexte, trois instituts d'Europe centrale (AEKI, devenu depuis MTA-EK) pour la Hongrie, VUJE pour la Slovaquie et UJV pour la République tchèque, ont signé un Memorandum of Understanding (MoU) le 20 mai 2010 pour étudier ensemble les conditions d'accueil du réacteur expérimental Allegro.

Considérant que le projet Allegro offrirait aux acteurs polonais des possibilités de démonstration de cogénération d'électricité et de chaleur à haute température pour l'industrie, l'institut polonais NCBJ (National Center for Nuclear Research) a signé, le 25 juin 2012, un MoU avec les 3 membres du consortium Allegro (MTA-EK, VUJE et UJV). Celui-ci prévoit que NCBJ représentera les autres organisations polonaises intéressées par le projet, telles qu'AGH, l'université des sciences et technologies de Cracovie. Un comité de pilotage (steering committee) du projet Allegro, formé de représentants du consortium, se réunit trimestriellement. La France (CEA) y participe en tant que porteur du concept de RNR-G dans le GIF et auteur d'une première définition du démonstrateur Allegro en cours de consolidation par le consortium.

Le steering committee du projet a décidé, lors de sa réunion du 21 septembre 2012, de créer en Europe centrale un centre d'excellence réparti sur les quatre sites des organisations membres du consortium pour les RNR-G de 4<sup>e</sup> génération et comportant :

- un groupe, piloté par l'institut slovaque VUJE, en charge des études de conception et de sûreté spécifiques de ce type de réacteur et du démonstrateur Allegro ;
- un laboratoire de recherche, situé à Řež (République tchèque) et piloté par UJV, consacré à la physique et aux technologies spécifiques de ces réacteurs : physique des réacteurs, thermoaérodynamique, technologie hélium,...

**FIGURE 1 : SCHÉMA DE PRINCIPE D'UN RNR-G**



1 – European Gas Cooled Fast Reactor.

2 – Sous réserve d'évolutions importantes de la politique nucléaire du Japon après l'accident de Fukushima.

- un laboratoire dédié au combustible, situé à Budapest (Hongrie) et piloté par MTA-EK ;
- un laboratoire, situé à Świerk (Pologne) et piloté par NCBJ, sur les applications industrielles de la chaleur nucléaire à haute température.

Ces quatre entités, tout en restant dans leurs organisations respectives, représenteront le centre d'excellence pour les RNR-G et auront un management stratégique commun. La création de ce centre d'excellence permet aux quatre organismes de pouvoir prétendre, dès maintenant, au financement de leurs études et investissements par les fonds de cohésion européens (programme 2014–2020).

Le nombre de verrous technologiques à lever pour les RNR-G est tel que le projet Allegro ne pourra pas être opérationnel avant la seconde moitié du 21<sup>e</sup> siècle. Avant cette échéance, un vaste programme de R&D est nécessaire pour les aspects concernant notamment le combustible et la sûreté globale des RNR-G.

## 1.2. PRINCIPES DE BASE ET INNOVATIONS SPECIFIQUES DE LA FILIERE RNR-G

[cf. réf [01]]

Dans son principe, le RNR-G (cf. figure 1) vise à réunir les avantages des RNR et ceux des réacteurs à haute température (HTR), en autorisant l'accès à des températures élevées du caloporteur, permettant d'envisager des cycles de conversion d'énergie plus performants et de satisfaire à long terme les besoins de production industrielle de chaleur à haute température.

A ce titre, la stratégie de développement de la filière RNR-G a été de bénéficier du tronc commun de recherches important partagé avec la filière HTR, en particulier vis-à-vis du développement de matériaux résistant à haute température, de la mise au point de la technologie des circuits hélium, choisi comme gaz caloporteur, et des systèmes de conversion d'énergie.

Ainsi, la R&D sur le tronc commun entre le RNR-G et le HTR permet de limiter celle spécifique aux RNR aux thèmes clés que sont la mise au point du combustible, les procédés de

traitement et de fabrication du combustible, et la conception du réacteur lui-même, compte tenu de ses caractéristiques très particulières, notamment en ce qui concerne sa sûreté.

L'avantage du choix du caloporteur hélium est qu'il est, contrairement aux métaux liquides, optiquement transparent, n'interagit que très peu avec la neutronique du cœur et est chimiquement inerte, propriétés très favorables en termes de sûreté, de maintenance et opérabilité du réacteur. Il est bien adapté à des températures de fonctionnement très élevées.

Par contre, sa faible densité et son faible pouvoir calorifique nécessitent de fonctionner en circuit sous pression (70 bars), ce qui le prive d'un des avantages fondamentaux des RNR refroidis par un métal liquide. En conséquence, les transitoires accidentels liés à la dépressurisation du circuit primaire constituent un enjeu fort de sûreté.

Par ailleurs, l'objectif de la haute température, typiquement 850°C pour la température de l'hélium en sortie du cœur, associé à une démonstration de sûreté spécifique, nécessite le développement d'un combustible réfractaire apte à accepter un tel régime de fonctionnement.

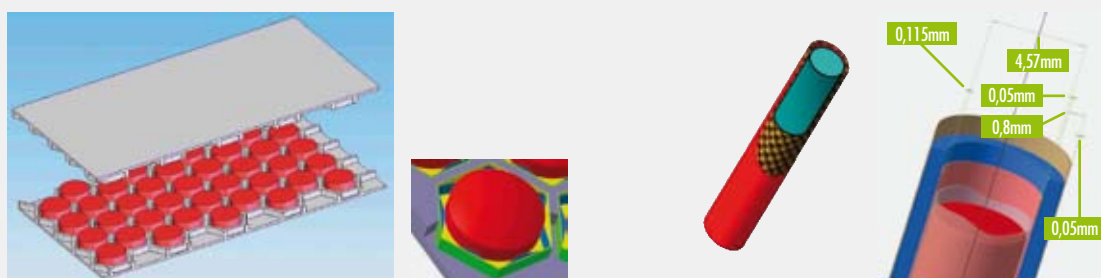
Ces contraintes sont à la base des deux verrous technologiques majeurs de la filière :

- **la conception d'un élément combustible** (matériau combustible lui-même et son gainage) résistant aux hautes températures, capable de conserver son intégrité en cas d'accident de perte de refroidissement, supportant un flux élevé de neutrons rapides et présentant de bonnes performances neutroniques ;
- **la sûreté et l'évacuation de la puissance résiduelle**, en particulier en cas de perte de pression d'hélium.

À condition de trouver une réponse satisfaisante à ces questions, le RNR-G pourrait présenter une alternative attractive au RNR-Na et constituer une voie fortement innovante pour les RNR.

Le CEA a consacré des moyens importants sur cette filière jusqu'en 2009. Cependant, la synergie entre les RNR-G et les HTR a dû être reconsidérée en raison de l'arrêt du projet Antares (projet de HTR à spectre thermique développé par AREVA NP) et la baisse corrélative des effectifs dédiés à la

**FIGURE 2 : ILLUSTRATION DES DEUX CONCEPTS D'ÉLÉMENT COMBUSTIBLE, PLAQUE ALVÉOLÉE EN CÉRAMIQUE COMPOSITE À BASE DE SiC (À GAUCHE) ET AIGUILLE (À DROITE)**



technologie hélium. Les études ont donc été recentrées sur les deux verrous technologiques mentionnés plus haut.

### 1.3. ETUDES DE FAISABILITÉ D'UN RÉACTEUR DE FILIÈRE RNR-G

Les études de faisabilité du réacteur filière RNR-G ont porté sur un concept de 2400 MWth. La synthèse des études menées sur les deux verrous technologiques, à savoir le combustible et la sûreté, est présentée ci-après.

#### 1.3.1. L'ÉLÉMENT COMBUSTIBLE

L'élément combustible des RNR-G doit répondre à un cahier des charges extrêmement sévère, avec des températures de fonctionnement très élevées. En régime nominal, la température en sortie de cœur de l'hélium étant de 850°C, la gaine de l'élément combustible doit opérer à des températures de l'ordre de 900 à 1100°C. Elle doit garder son étanchéité (en termes de rétention des produits de fission) en conditions accidentelles jusqu'à 1600°C et garantir, jusqu'à 2000°C, une géométrie susceptible d'être refroidie.

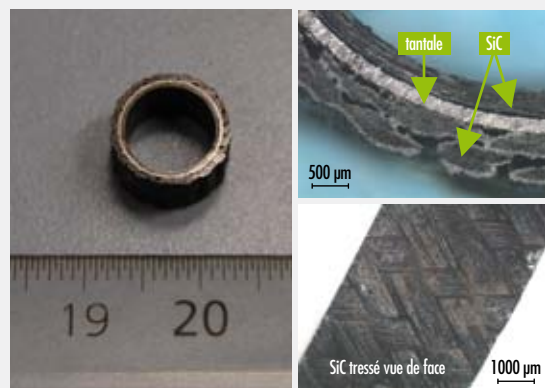
Les combustibles existants, dont les températures se rapprochent des valeurs visées, sont les compacts ou boulets de réacteur HTR à neutrons thermiques, mais leur fraction volumique de matière fissile est très faible, quelques pourcents seulement. Par conséquent, ce concept n'est pas applicable au RNR-G pour lequel la fraction volumique de matière fissile doit être beaucoup plus grande (typiquement d'environ 30%).

Le CEA a donc étudié et développé un concept d'élément combustible, totalement innovant, basé sur une structure à plaques alvéolées en céramique composite à base de carbure de silicium (SiC). La structure alvéolée accueille des pastilles de carbure (U,Pu)C (cf. figure 2).

Le choix du combustible carbure s'est imposé pour plusieurs raisons :

- sa forte conductivité thermique permet de conserver des températures à cœur du combustible acceptables pour le régime de température hélium, tel qu'imposé ;
- l'hélium de faible densité nécessite un volume important dans le cœur au détriment du combustible. La forte densité du carbure permet de compenser en partie cette pénalité ;
- l'objectif d'isogénération du cœur a été retenu. L'isogénération est synonyme de bilan nul en plutonium. Au cours de l'irradiation, la production en plutonium à partir de l'uranium 238 ( $^{238}\text{U}$ ) présent dans le cœur, compense la disparition du plutonium par fission. Un tel cœur présente une faible perte de réactivité au cours du cycle de fonctionnement car celle-ci est uniquement due à l'absorption neutronique par les produits de fission. Cette caractéristique est favorable sur le plan de la sûreté car elle permet de moins enfoncer les barres de contrôle dans le cœur et ainsi de limiter les conséquences de leurs remontées accidentelles hors du cœur. Pour atteindre l'isogéné-

**FIGURE 3 : ÉLÉMENTS CARACTÉRISTIQUES D'UN GAINAGE « SANDWICH »**



ration, il faut maximiser la quantité de  $^{238}\text{U}$  présente dans le cœur. Là encore, la forte densité du carbure favorise l'atteinte de cet objectif.

Pour les mêmes raisons, les métaux de gainage et de structure réfractaires ont été écartés car les candidats tels que le niobium, le molybdène ou le tungstène se sont révélés trop absorbants de neutrons.

Le recours à une céramique de carbure de SiC s'est avéré être le meilleur compromis et le choix de référence pour le matériau de gainage et de structure.

Le SiC présente de bonnes propriétés neutroniques et, en première analyse, une bonne tenue sous irradiation. Sa mise en œuvre sous forme de matériau composite SiC/SiC fibré (SiC/SiC<sub>f</sub>) lui confère des caractéristiques mécaniques de pseudo-ductilité, au détriment cependant de l'étanchéité (il y a microfissuration de la matrice au-delà de la limite élastique). La voie d'une structure innovante à plaques alvéolées, associée à la mise en œuvre d'un « liner », a été explorée pour permettre d'assurer un confinement des produits de fission au plus près des noyaux fissiles où ils sont émis. Cependant, les difficultés techniques de fabrication des plaques, compte tenu des impératifs d'étanchéité de ces structures, ont conduit à abandonner cette voie et à recentrer le choix du combustible de référence des RNR-G sur un concept plus classique en aiguille (cf. figure 2).

##### 1.3.1.1. LE CONCEPT DE RÉFÉRENCE ACTUEL

[cf. réf [02]]

Le combustible de référence est donc actuellement l'aiguille à gaine SiC/SiC<sub>f</sub> avec des pastilles carbure.

##### Le gainage « sandwich »

Un des problèmes majeurs de l'emploi de la gaine SiC/SiC<sub>f</sub> réside dans l'impossibilité de garantir une étanchéité parfaite dès lors qu'on sort du domaine élastique, à cause de la microfissuration du matériau. Un « liner » métallique est donc nécessaire pour garantir l'étanchéité de l'aiguille et le confinement des produits de fission. Un brevet CEA propose une

solution innovante comportant un « liner » métallique (a priori, un alliage de tantale) peu épais (typiquement 50 à 100 microns) inséré entre deux couches de SiC/SiC<sub>f</sub> (cf. figure 3). Les essais préliminaires ont montré une très bonne tenue de ce gainage à haute température (2 000°C). Des prototypes de gainage ont pu être réalisés au CEA, avec un procédé qui permet d'obtenir un état géométrique satisfaisant (diamètre, concentricité), de grandes longueurs et des propriétés mécaniques très encourageantes.

#### Le « buffer »

La gaine SiC/SiC<sub>p</sub>, contrairement à une gaine métallique, se déforme très peu durant son irradiation. Le combustible carbure, qui présente un fort gonflement, va donc rattraper le jeu initial présent entre le combustible et la gaine et entrer en interaction pastille-gaine. Assez rapidement, l'interaction mécanique va dégrader la gaine. C'est pourquoi ce phénomène limite la durée de vie de l'élément combustible. Pour obtenir un taux de combustion élevé, on peut augmenter le jeu pastille-gaine, mais ceci va dégrader la conductivité thermique de l'élément combustible, augmenter la température du combustible et accroître le relâchement des gaz de fission. Pour résoudre le problème, un autre brevet CEA a été proposé, le joint « buffer ». Il consiste à remplir le jeu avec un matériau compressible qui assure une bonne conductivité thermique dans le jeu, permet le centrage des pastilles, maintient les fragments de combustible en place et peut atténuer les effets de l'interaction pastille-gaine. Une option technique consiste à utiliser une structure fibreuse (tresse ou feutre de SiC ou carbure).

Des essais, effectués à haute température entre le carbure (U, Pu)C et le SiC, montrent qu'il existe une interaction importante qui commence nettement en dessous de 2 000°C, avec fusion du carbure et réaction avec le SiC. Cependant, si l'on interpose une couche de carbone entre le carbure et le SiC, on peut maintenir le carbure solide à haute température. On voit donc que l'intégration dans le « buffer » d'une quantité suffisante de carbone pourrait permettre de garantir une bonne tenue de l'élément combustible à haute température.

#### Perspectives

En définitive, le concept de référence proposé est prometteur car il permettrait d'envisager la réalisation d'un combustible étanche et réfractaire pouvant satisfaire le cahier des charges exigeant mentionné précédemment. Il faut cependant garder à l'esprit qu'il reste des points durs à résoudre, concernant la gaine :

- La dégradation de la conductivité thermique du SiC, dès un très faible niveau d'irradiation, implique un gradient thermique important, d'où un chargement mécanique (dilatation thermique et gonflement différentiel) susceptible d'endommager le gainage ; des essais doivent être menés pour préciser le mode de dégradation éventuel.
- La possibilité de réaliser une aiguille de grande longueur n'est pas démontrée ; la fabrication en deux demi-aiguilles complexifie le problème.
- La fermeture de l'aiguille nécessite également des développements technologiques, notamment pour souder la partie métallique devant assurer l'étanchéité.

- Le développement de la structure de l'assemblage (grilles, tube hexagonal...) reste à faire et nécessitera également une R&D spécifique.
- Le comportement sous irradiation de tronçons représentatifs du combustible et de son gainage, puis d'une aiguille complète, n'est pas connu et nécessitera des irradiations expérimentales, de préférence dans un flux de neutrons rapides.

#### 1.3.1.2. L'ALTERNATIVE GAINAGE VANADIUM

Une alternative à la gaine en SiC-SiC<sub>f</sub> est le recours à un gainage métallique à base vanadium.

En effet, le vanadium remplit les caractéristiques de base recherchées (faible capture neutronique...), mais ses températures limites de fonctionnement imposent de réduire la température de sortie du caloporteur autour de 750°C. De même, la température accidentelle tolérée de 1 600°C doit être abaissée à 1 300°C, ce qui impacterait fortement les systèmes de sûreté, comme on le verra plus tard.

L'avantage du vanadium est de résoudre le point dur de l'étanchéité du gainage. Par contre, la forte réactivité chimique des alliages de vanadium avec les éléments oxygène (O), carbone (C) et azote (N) nécessitent l'élaboration d'une gaine tricouche où le vanadium est protégé par de l'acier. De tels dispositifs sont à l'étude.

#### 1.3.1.3. LE COMBUSTIBLE CARBURE (U,Pu)C

La nécessité de recourir au carbure se heurte à un très faible niveau de connaissances disponibles sur ce type de combustible, comparé à celui du combustible oxyde. Seul l'Inde a développé ce type de combustible en l'utilisant dans son RNR-Na expérimental FBTR<sup>3</sup>.

Ses principales particularités sont les suivantes :

- Son gonflement sous irradiation est important. Il est possible de s'en accommoder en jouant sur la densité de remplissage, tout en gardant un avantage par rapport à l'oxyde en termes de densité d'atomes lourds présents dans le combustible. Le retour d'expérience indien a montré que l'on pouvait atteindre des taux de combustion élevés du carbure, comparables à ceux obtenus avec l'oxyde.
- Son comportement en situation d'accident grave est méconnu.
- L'étape de la fabrication reste l'aspect le plus délicat à maîtriser à l'échelle industrielle, notamment en raison des risques de pyrophoricité (propriété du matériau à s'enflammer spontanément à l'air) et des difficultés à maîtriser les pertes significatives en plutonium et actinides mineurs au cours des traitements thermiques du procédé de fabrication, qui imposent des précautions particulières.
- Au niveau du traitement des combustibles usés, le carbure est soluble dans l'acide nitrique et compatible avec le procédé de base PUREX, développé pour les combustibles oxyde, moyennant quelques adaptations mineures pour éviter, par exemple,

3 – Fast Breeder Test Reactor.



la formation d'espèces carbonées organiques en solution, gênantes dans les opérations d'extraction par solvant.

Ainsi, le développement du combustible carbure nécessite des efforts très importants en termes de R&D et la perspective de son utilisation industrielle ne peut s'envisager qu'à long terme.

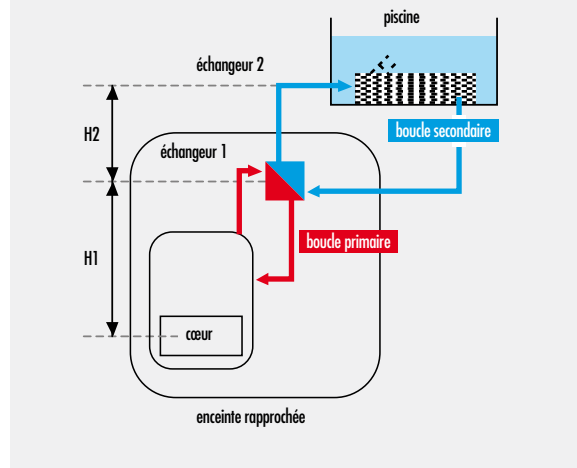
### 1.3.2. LA SÛRETÉ

Les systèmes de sauvegarde à mettre en place sur le RNR-G doivent permettre de respecter les objectifs de sûreté fondamentaux :

- Pour maîtriser la réactivité, la conception du combustible offrant un comportement naturel du cœur favorable avec des contre-réactions neutroniques stabilisantes, associé à deux systèmes de barres de commande diversifiés et redondants, est retenue.
- Pour assurer le confinement, le principe des trois barrières est respecté. La première barrière est assurée par le gainage du combustible, la seconde par la cuve et le circuit primaire, la troisième par l'enceinte de confinement.
- Pour maîtriser l'évacuation de la puissance résiduelle, deux systèmes d'évacuation indépendants et redondants sont proposés. L'un passif, opérant par convection naturelle, utilisant une enceinte rapprochée pour garantir une pression de repli en cas de brèche sur le circuit primaire, et l'autre actif, utilisant des soufflantes capables de maintenir un débit de gaz suffisant dans le cœur.

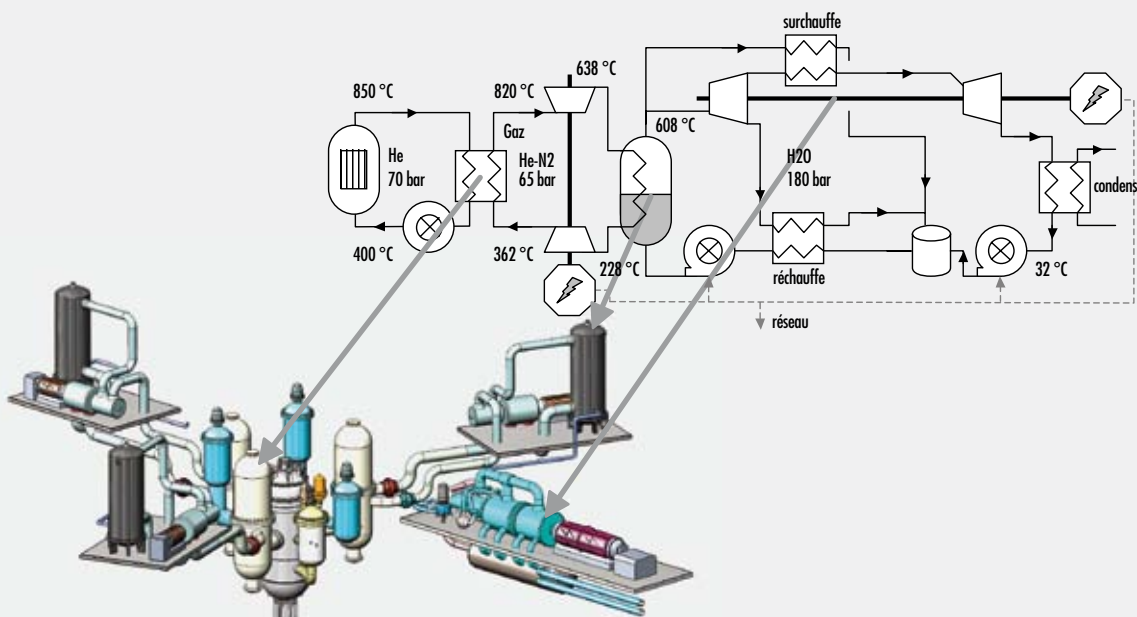
Dans les remontages actuels, reposant sur un combustible carbure gainé en SiC, l'arrangement global du circuit primaire est basé sur l'utilisation de trois boucles principales (3 x 800 MWth),

**FIGURE 5 : PRINCIPE D'UNE ENCEINTE RAPPROCHÉE AUTOUR DU CIRCUIT PRIMAIRE ET PRINCIPE DE FONCTIONNEMENT D'UNE BOUCLE D'ÉVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE**



comprenant chacune une unité échangeur intermédiaire-circulateur au sein d'une même cuve métallique (cf. figure 4). L'ensemble du circuit primaire est intégré dans une enceinte rapprochée métallique, qui assure une pression de repli en cas de brèche primaire. Cette pression de repli facilite l'évacuation de la puissance résiduelle avec des puissances de soufflage limitées (de l'ordre de quelques centaines de kW, alors que plusieurs MW seraient nécessaires sans cette enceinte) ainsi qu'en convection naturelle (voir figure 5).

**FIGURE 4 : VUE GÉNÉRALE DES CIRCUITS PRIMAIRE, SECONDAIRE ET TERTIAIRE**



Le RNR-G présente une grande sensibilité aux fuites possibles du caloporteur. Un gaz a, en effet, plus de facilité à fuir qu'un liquide, et sa forte pression et sa haute température sont des éléments favorisant l'apparition de points de fuite. En cas de fuite importante du gaz, la chaleur produite dans le cœur doit être évacuée avant que des températures inadmissibles soient atteintes.

Le scénario majorant retenu est la dépressurisation rapide causée par une grosse brèche sur le circuit primaire. Lors d'un tel scénario, très rapidement, en quelques dizaines de secondes, la pression baisse jusqu'à la pression de repli assurée par l'enceinte rapprochée. Les barres chutent, la puissance neutronique est éteinte et le cœur passe en puissance résiduelle.

Les études réalisées montrent que la pression de repli doit être voisine de 2MPa (20 bars) avec l'hélium pour que la convection naturelle suffise à évacuer la puissance résiduelle.

La démonstration préliminaire de sûreté, basée sur la combinaison d'une approche déterministe et probabiliste, a été réalisée. L'étude probabiliste de sûreté (EPS) de niveau 1, en support à la conception, s'est appuyée sur une modélisation très complète du RNR-G avec le code système Cathare décrivant les éléments combustibles, le cœur, les circuits primaire et secondaire, une partie du tertiaire, les systèmes de sauvegarde et l'ensemble des composants et contrôle commande associés (circulateur, turbomachines, échangeurs...) (cf. figure 4).

Un nombre significatif de résultats de calculs concernant les transitoires accidentels a été réalisé : environ 50 évènements initiateurs considérés, couvrant de façon représentative le fonctionnement d'un RNR-G à puissance nominale, correspondant à une trentaine de situations accidentelles caractéristiques, calculées avec la prise en compte de divers aggravants.

Les principaux enseignements tirés de cette étude sont les suivants :

- Pour les situations accidentelles pressurisées, le cœur peut être refroidi par un seul système de sauvegarde dédié (en activant un circulateur ou par convection naturelle), même en cas de bypass cœur induit par un défaut d'isolement d'une boucle principale (aggravant).

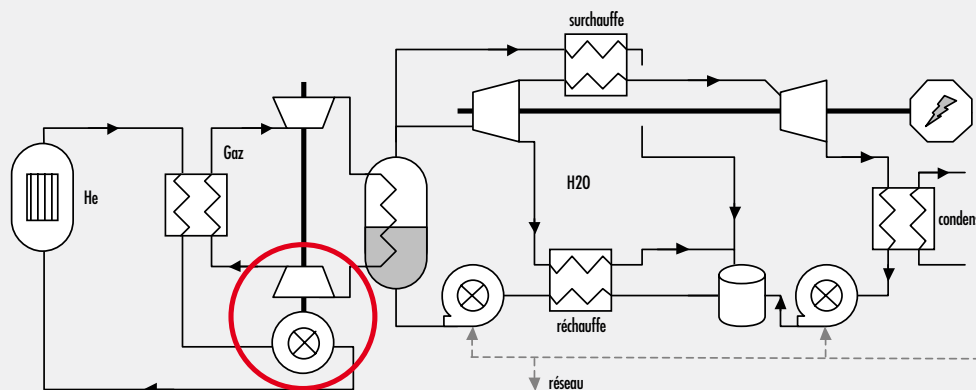
- Pour les situations accidentelles avec perte de pression primaire, un seul système de sauvegarde dédié est suffisant pour refroidir le cœur.

Par ailleurs, le recours possible aux boucles principales pour les situations pressurisées a permis de réduire la probabilité de fusion du cœur (PFC). Le modèle d'EPS faisait apparaître que ces situations représentaient jusqu'alors 98 % du risque de PFC. Moyennant la fiabilisation de certaines fonctions (dont le « contrôle de la réactivité » au travers de l'arrêt automatique du réacteur notamment), la valeur moyenne de la probabilité d'atteinte de conséquences inacceptables pour le cœur serait de l'ordre de  $10^{-6}$ /réacteur.an, ce qui est conforme à l'objectif assigné.

En outre, l'analyse de sûreté a commencé à intégrer le traitement des accidents graves considérant la fusion du cœur. Certaines études ont été lancées : identification des initiateurs et des situations de nature à induire un accident grave (15 situations, regroupées en 4 familles selon la dynamique et l'échelle de l'accident considéré), contribution à la définition et à l'interprétation des essais de thermochimie pour identifier les modes de ruine des matériaux, études avec le code système Cathare de scénarios avant dommage éventuel du cœur, études simplifiées thermohydraulique/neutronique sur la compaction cœur et le bouchage total instantané assemblage, première réflexion sur les systèmes ultimes. Ces études ne font pas apparaître de point dur rédhibitoire.

Enfin, il est à noter que parmi les alternatives de conception aux systèmes étudiés, l'option du « cycle couplé » (brevet CEA) se dégage et son potentiel apparaît particulièrement attractif. Cette option, en rupture avec les cycles de conversion d'énergie usuels, présente de nombreux atouts avec en tout premier lieu, la possibilité d'éliminer par conception les accidents par perte de débit, ce qui est particulièrement attractif pour la démonstration de sûreté du RNR-G. L'attractivité de cette option est, par ailleurs, renforcée par son potentiel de passivité et d'autonomie : les boucles principales, par leurs adaptations naturelles à l'évolution des conditions thermohydrauliques primaires, pourraient être valorisées pour refroidir le cœur en situations pressurisées aussi bien

**FIGURE 6 : SCHÉMA DE PRINCIPE DU CYCLE INDIRECT COUPLÉ : LE CIRCULATEUR PRIMAIRE EST COUPLÉ MÉCANIQUEMENT À LA TURBOMACHINE SECONDAIRE**



qu'en situations de perte de pression. A ce stade, aucun point dur réhibitoire n'a été identifié, mais la faisabilité technologique et l'analyse de sûreté (notamment vis-à-vis des initiateurs relatifs à cette architecture) doivent être évaluées de manière beaucoup plus approfondie.

## 1.4. LE PROJET ALLEGRO

### 1.4.1. OPTIONS DE CONCEPTION DU RÉACTEUR ET PERFORMANCES ATTENDUES

L'étape d'un réacteur expérimental est indispensable compte tenu des technologies innovantes mises en œuvre dans le RNR-G. Le réacteur expérimental proposé est dénommé ALLEGRO.

Ses principaux objectifs sont les suivants :

- une démonstration, à l'échelle pilote, des technologies clés du RNR-G (comportement et contrôle du cœur, qualification du combustible réfractaire, technologies des réacteurs à gaz, notamment circuits hélium) et l'obtention d'un premier référentiel de sûreté approuvé sur ce type de réacteur;
- une capacité d'irradiation en flux de neutrons rapides contribuant au développement des combustibles du futur pour les RNR-G (innovants ou fortement chargés en actinides mineurs);

- une capacité à l'échelle pilote de couplage du réacteur avec des composants fonctionnant à haute température ou des procédés utilisant directement la chaleur du réacteur (production d'hydrogène, aciérie, carburants de synthèse, ...).

Les options de conception découlent de ces objectifs :

- concept à boucles refroidi à l'hélium (comme le réacteur filière) mais à échelle réduite (puissance < 100 MWth à comparer aux 2 400 MWth du réacteur filière);
- simplification de l'évacuation de puissance (pas de conversion d'énergie, circuit secondaire en eau pressurisée, source froide atmosphérique);
- réservation pour intégrer une boucle secondaire en gaz à haute température;
- Approche par étape pour le cœur avec deux configurations successives :
  - cœur de démarrage MOX avec gainage acier porteur de quelques assemblages réfractaires précurseurs de la filière;
  - cœur 100% céramique dans un second temps.

Seuls les éléments essentiels de la conception et de la sûreté d'Allegro sont présentés ici, un bilan plus détaillé étant disponible dans la [référence \[3\]](#).

#### 1.4.1.1. ARCHITECTURE GÉNÉRALE

Comme dans le réacteur filière, l'ensemble du circuit primaire est inclus dans une enceinte rapprochée métallique étanche. Sa fonction est d'assurer une pression de repli en cas de fuite du circuit primaire, qui peut être combinée à l'injection d'azote.

La figure 7 montre une vue globale du circuit primaire avec les deux boucles principales, les boucles Epur (évacuation de la puissance résiduelle, cf. **1** dans la figure 7) et leur intégration dans l'enceinte rapprochée.

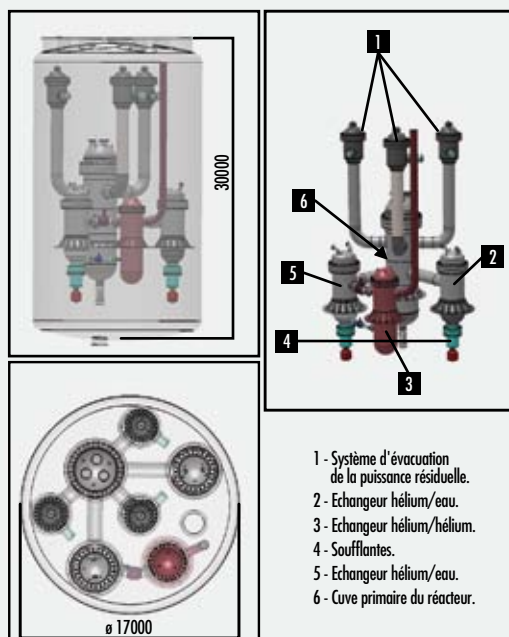
Une réservation (cf. en rouge sur la figure 7) est prévue pour accueillir une boucle dérivant une partie de l'hélium primaire vers un échangeur gaz/gaz à haute température (dans la version cœur céramique), relié à une boucle secondaire qui permettrait le test de procédés ou composants à haute température.

#### 1.4.1.2. CUVE PRINCIPALE ET CIRCUIT PRIMAIRE

La cuve principale est cylindrique (diamètre 3,20 m, hauteur 14 m, épaisseur 100 mm). Elle présente un fond hémisphérique qui comporte les traversées des mécanismes de barres (elles seraient donc manœuvrées par-dessous la cuve réacteur), et un couvercle hémisphérique comprenant 3 ouvertures destinées à la manutention du combustible. La partie cylindrique comporte 2 ouvertures pour les boucles principales et 3 ouvertures pour les boucles d'évacuation de la puissance résiduelle (cf. figure 8).

Le circuit primaire comprend la cuve et deux boucles principales pour évacuer la puissance du cœur à travers 2 échangeurs principaux hélium/eau. Il y a donc 2 boucles secondaires en eau lesquelles sont refroidies par l'air atmosphérique (voir schéma de principe sur la figure 9).

**FIGURE 7 : VUES DU CIRCUIT PRIMAIRE ET DE SON INTÉGRATION DANS L'ENCEINTE RAPPROCHÉE**

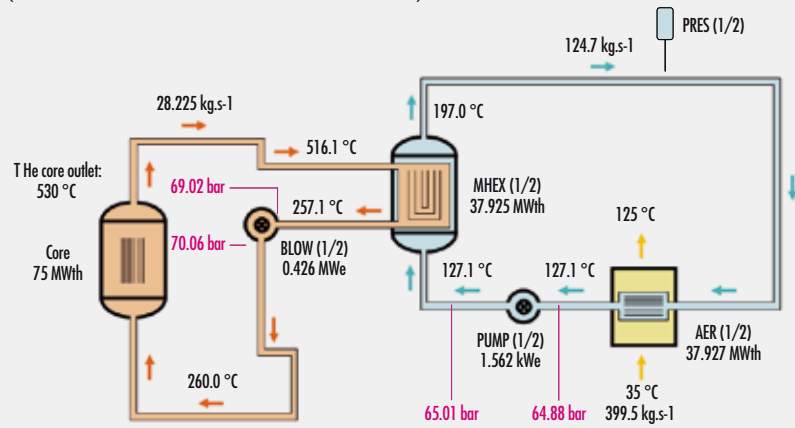




**FIGURE 8 : VUE 3D DE LA CUVÉ REACTEUR ALLEGRO**



**FIGURE 9 : PRINCIPAUX PARAMÈTRES DES CIRCUITS PRINCIPAUX DE REFROIDISSEMENT DU CŒUR ALLEGRO (UNE SEULE BOUCLE REPRÉSENTÉE)**



### 1.4.1.3. DISPOSITIFS D'ÉVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE

La puissance résiduelle est évacuée, en premier lieu, par les circuits principaux et, si nécessaire, par trois boucles spécifiques redondantes, dites boucles Epur.

Dans la plupart des situations, ces boucles Epur fonctionnent en convection forcée à l'aide d'un circulateur dédié pouvant couvrir une large gamme de pression de fonctionnement (1 à environ 70 bars).

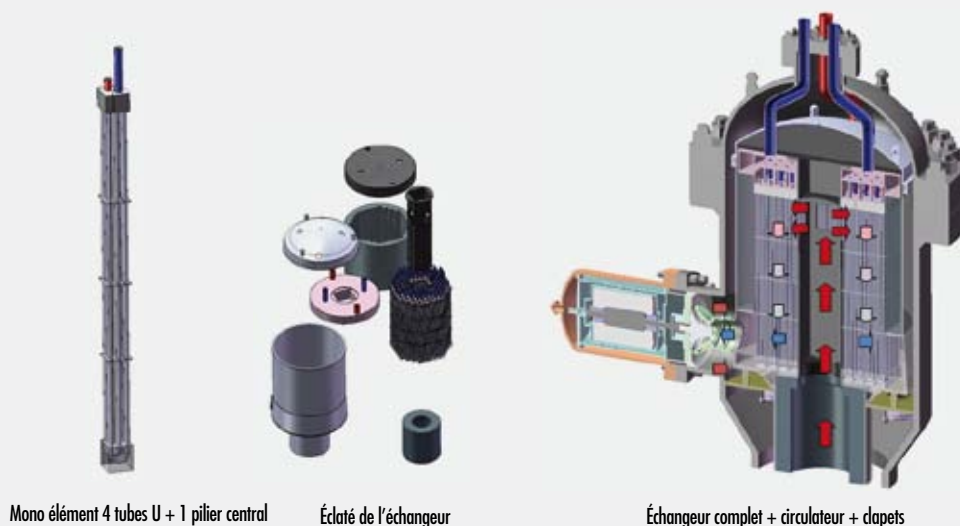
Ces boucles comportent un échangeur hélium/eau situé 15 m au-dessus du cœur, ce qui permet leur fonctionnement en convection naturelle dans les situations où les circulateurs ne seraient pas disponibles.

La figure 10 illustre le type d'échangeur intermédiaire des boucles Epur avec le circulateur correspondant (à technologie radiale). L'arrangement interne à l'échangeur est compatible avec le fonctionnement de l'ensemble de la boucle Epur en convection naturelle (hélium chaud ascendant, hélium froid descendant). A noter que le système est globalement passif (i.e. également passif côté eau).

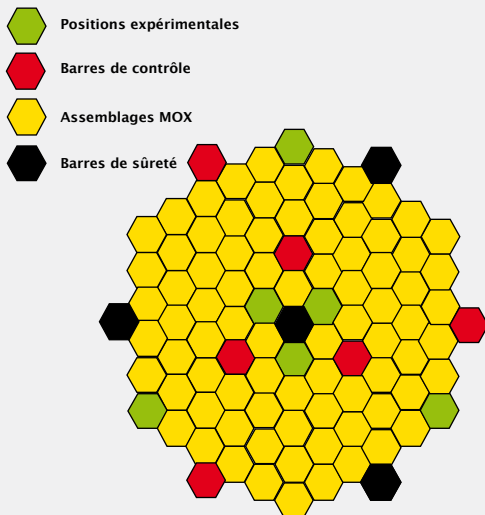
### 1.4.1.4. CŒUR DE DÉMARRAGE OXYDE À AIGUILLES

Compte tenu du caractère très novateur du concept de combustible des RNR-G, une démarche progressive, débutant par un cœur de technologie connue de type MOX (technologie

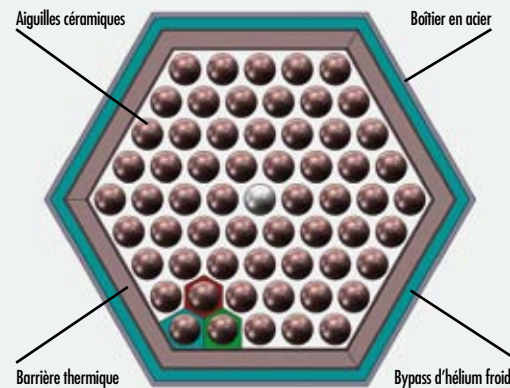
**FIGURE 10 : DESSIN DU BLOC ÉCHANGEUR-CIRCULATEUR D'UNE BOUCLE EPUR ALLEGRO**



**FIGURE 11 : PRINCIPALES CARACTÉRISTIQUES DU CŒUR MOX D'ALLEGRO**



**FIGURE 12 : SCHÉMA DE PRINCIPE DE L'ASSEMBLAGE EXPÉRIMENTAL : EN BLEU, LE BYPASS D'HÉLIUM FROID, EN GRIS LA BARRIÈRE THERMIQUE, EN MARRON LES AIGUILLES CÉRAMIQUES**



éprouvée en RNR-Na mais restant à valider pour une utilisation en RNR-G) pour évoluer par étapes vers un cœur tout céramique représentatif du concept de la filière, est proposée pour Allegro.

Les premiers cœurs d'Allegro reposent sur des technologies existantes, c'est-à-dire des pastilles de MOX (U,Pu)O<sub>2</sub> à 25 % d'enrichissement en plutonium avec une gaine en acier austénitique 15-15 Ti optimisé (nuance AIM1<sup>4</sup> optimisé), similaires à celles retenues pour Astrid (cf. Tome 3).

Six emplacements peuvent contenir un assemblage céramique expérimental (cf. figure 11 du cœur MOX d'Allegro). L'assemblage, ou plus exactement le faisceau d'aiguilles, est inséré dans un boîtier standard en acier et en est isolé par une barrière ther-

mique (cf. figure 12). Cette barrière, constituée d'une double enveloppe en SiC ou en alliage réfractaire de type NbZrC, a pour fonction de protéger le boîtier en acier, lequel est refroidi par un bypass d'hélium froid. Le faisceau d'aiguilles céramiques, placé à l'intérieur de l'assemblage, peut alors fonctionner à une température de sortie hélium jusqu'à 850°C, qui est l'objectif recherché. Vers le haut de l'assemblage, l'hélium froid, qui circule entre la barrière thermique et le boîtier en acier et l'hélium chaud interne, sont rassemblés de sorte que la température de mélange soit voisine de la température de sortie des autres assemblages MOX, soit 530°C.

Vis-à-vis des performances d'irradiation, le tableau 1 rassemble les caractéristiques comparées d'un assemblage carbure dans un RNR-G filière et dans le cœur MOX d'Allegro.

4 – «Austenitic Improved Material»

**TABLEAU 1 : CARACTÉRISTIQUES COMPARÉES D'UN ASSEMBLAGE CARBURE DANS LE RÉACTEUR FILIÈRE ET DANS LE CŒUR MOX D'ALLEGRO**

assemblage RNR-G	Cœur RNR-G 2400 MWth Aiguilles carbures	ALLEGRO 75 MW cœur MOX
Enrichissement Pu de l'assemblage RNR-G (%)	16.1	32 (x 2)
Flux rapide maximum (n/cm <sup>2</sup> /s, E> 0.1 MeV)	12.5 10 <sup>14</sup>	8.4 10 <sup>14</sup> (-32%)
Burn-up maximum (at %) par an	1.5	1.8 (+20%)
Dose maximum (dpa SiC) par an	15	14.5 (-4%)
Rapport Dose/burn-up (dpa SiC/at%)	10.0	8.0 (-20%)

Les conditions et performances d’irradiation dans Allegro sont tout à fait satisfaisantes et représentatives de celles du cœur filière. Une dizaine d’années de fonctionnement, utilisant 3 cœurs oxyde, devrait assurer une qualification suffisante des assemblages précurseurs céramiques pour envisager la transition vers un cœur Allegro 100 % céramique.

#### 1.4.1.5. CŒUR CÉRAMIQUE (TOUT CARBURE)

Le cœur céramique d’Allegro est constitué d’assemblages à aiguilles carbure à gainage SiC, directement transposés des assemblages du réacteur filière. Les dimensions d’assemblage, en revanche, sont identiques à celles du cœur oxyde, ce qui est un impératif afin de garder le même sommier support de cœur et le même emplacement des assemblages de contrôle et d’arrêt du réacteur. Le fonctionnement d’Allegro, avec un cœur complet céramique tout carbure, permettra de franchir une étape clé vers un réacteur prototype électrogène de puissance.

#### 1.4.1.6. MATÉRIAUX POUR LES COMPOSANTS ET LES STRUCTURES

On s’attache ici aux structures et composants principaux (cuve principale, circuit primaire et internes de cuve). Les matériaux correspondants devront convenir aux cœurs oxyde et céramique avec leurs conditions de fonctionnement spécifiques.

La compatibilité des liaisons entre les composants pousse à retenir un matériau unique pour tous ces composants. L’acier

9Cr1Mo, qui présente une bonne résistance au fluage et une haute limite élastique est la solution de référence, notamment pour les composants pressurisés. Il bénéficie du retour d’expérience des études HTR.

Une solution en acier austénitique type 316L(N), bénéficiant de tout le retour d’expérience des RNR-Na est aussi envisageable, mais au prix d’épaisseurs de cuve nettement plus élevées, la solution étant sans doute non transposable au cas de la cuve filière.

De plus, l’acier 9Cr1Mo présente un coefficient de dilatation thermique réduit par rapport à l’acier austénitique, ce qui limitera les différences d’expansion thermique entre le sommier et le cœur céramique en SiC.

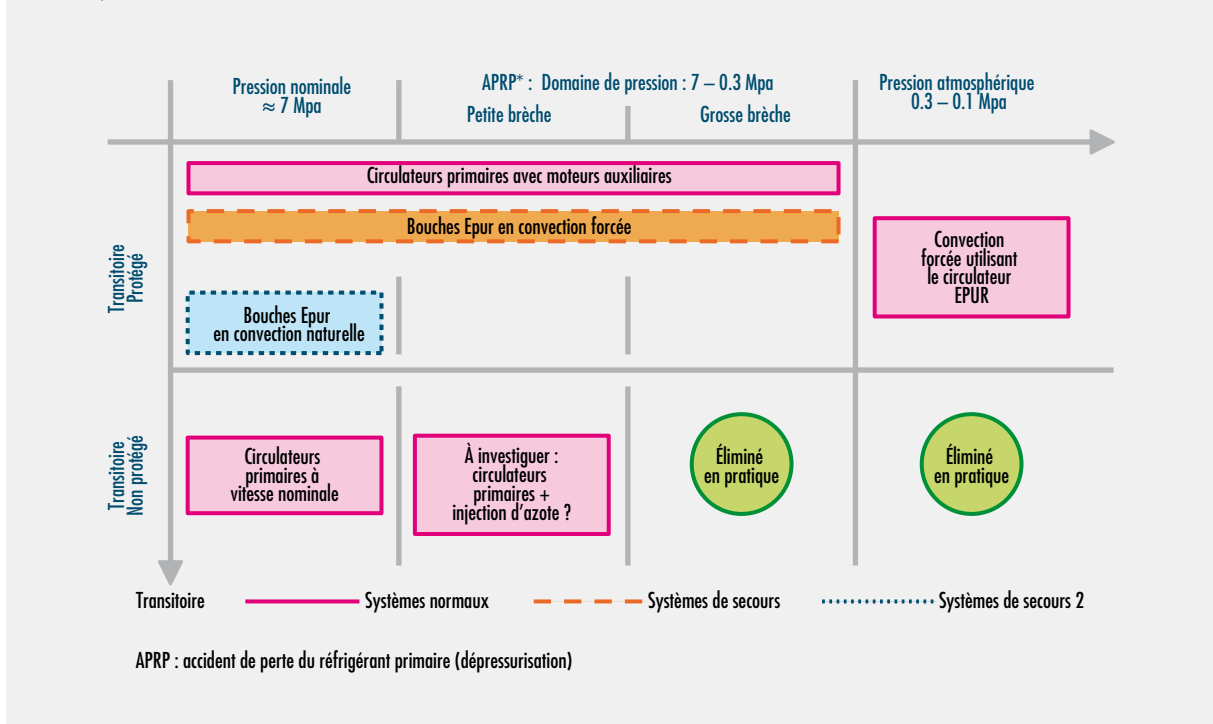
#### 1.4.1.7. TECHNOLOGIE HÉLIUM

Tout en tirant partie au maximum des avancées de la R&D liées à la filière HTR, le développement d’Allegro, comme de la filière, pose un certain nombre de problèmes technologiques spécifiques.

##### ■ Contrôle et gestion de la qualité de l’hélium :

Le contrôle et la gestion de la qualité de l’hélium répondent à un objectif de sûreté, en limitant le volume des impuretés activées dans le circuit primaire, et à un objectif de durée de vie en protégeant les structures contre la corrosion et l’érosion. Ce contrôle nécessite l’identification des impuretés spécifiques et la mise au point du procédé de purification ad hoc. Sa qualification ultérieure sera nécessaire.

**FIGURE 13 : STRATÉGIE DE REFOUILLISSEMENT DU CŒUR UTILISANT LES BOUCLES PRINCIPALES ET L’INJECTION D’AZOTE**



#### ■ Instrumentation :

Le développement d'une instrumentation fiable est un enjeu important des RNR-G, notamment vis-à-vis de la sûreté. On peut citer notamment la mesure des températures en sortie de cœur qui peut être réalisée par thermocouples « in core » ou par visée optique sur les têtes d'assemblage (permettant d'éviter d'implanter un bouchon couvercle cœur résistant à 850 °C et plus en transitoire accidentel), les systèmes de détection et de localisation des ruptures de gaine, la détection et la localisation des dépôts d'activité dans le circuit primaire. Du fait de son importance sur la conception générale, l'effort a été porté sur le développement de la mesure de température par voie optique.

### 1.4.2. DÉMONSTRATION PRÉLIMINAIRE DE SÛRETÉ

L'accent a été mis sur le refroidissement du cœur avec la recherche d'une stratégie de refroidissement et l'analyse des transitoires accidentels associés.

Comme pour le réacteur filière, la stratégie d'évacuation de la puissance résiduelle Epur repose sur (cf. figure 13) :

- un premier niveau, qui utilise les circulateurs principaux par des moteurs auxiliaires pour les situations pressurisées et dépressurisées (des considérations probabilistes ont conduit au passage à doubler les circuits principaux d'Allegro) ;
- Un deuxième niveau, utilisant les boucles Epur et la convection forcée pour les situations pressurisées et dépressurisées ;
- un troisième niveau, utilisant les boucles Epur en convection naturelle pour les situations pressurisées uniquement.

Ce principe est étendu aux situations non protégées :

- situations pressurisées : utilisation des circulateurs principaux à vitesse nominale avec circuits secondaire et tertiaire en convection forcée ;

- situations dépressurisées : elles seront limitées aux petites brèches, les grosses brèches étant exclues par conception (utilisation d'un troisième niveau d'arrêt d'urgence et considérations de fuite avant rupture). Utilisation des circulateurs principaux à vitesse nominale avec injection d'azote.

Les principaux résultats de l'analyse de transitoires, réalisée pour partie dans le cadre du projet européen GOFASTR, sont les suivants à ce jour :

- Les situations pressurisées peuvent être gérées avec la stratégie Epur proposée, même avec des défaillances aggravées ou combinées (séquences complexes telles que perte totale des alimentations électriques et perte de la source froide principale, qui est le cas type de l'accident de Fukushima).
- Les situations dépressurisées peuvent être contrôlées avec 2 boucles principales fonctionnant dans toute la plage de tailles de brèches.
- Les dépressurisations associées aux petites brèches peuvent être contrôlées par une seule boucle principale active (critère de défaillance unique) avec la deuxième boucle isolée.
- Pour les transitoires non protégés, les tests et l'adaptation de la stratégie sont en cours.

Dans cette première phase, les boucles secondaires en eau d'Allegro ont été modélisées de façon très simplifiée par des conditions aux limites. La modélisation des boucles en eau permettra une prise en compte plus réaliste de certains transitoires (tel que l'arrêt de pompe secondaire) et globalement d'élargir le champ de transitoires étudiés (combinaisons initiateurs/aggravants).

Au-delà, une étude probabiliste de sûreté en support à la conception, permettrait d'identifier les points faibles de l'architecture de sûreté, puis d'améliorer la conception. Cette phase permettra aussi une identification des situations d'accidents graves et l'étude de leur mitigation. L'application du concept de fuite avant rupture devrait permettre d'éliminer les situations de très grosses brèches, type rupture guillotine

**TABLEAU 2 : RÉSUMÉ DES FONCTIONS OU THÉMATIQUES DE SÛRETÉ DU RNR-G**

Refroidissement du cœur / RNR-G	Maîtrise de la réactivité / RNR-G	Inspection – réparabilité / RNR-G	Risques matériaux / RNR-G	Radioprotection et risque chimique / RNR-G	Confinement de la radioactivité / RNR-G	Maturité technologique / RNR-G	Autres / RNR-G
<ul style="list-style-type: none"> <li>⊖ Circuit primaire sous pression</li> <li>⊖ Nécessité d'avoir une enceinte rapprochée en pression pour la gestion des accidents de dépressurisation (maintien d'une pression de repli)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>⊖ Le cœur n'est pas dans sa configuration la plus réactive</li> <li>⊕ Neutronique peu sensible à la vidange du caloporteur</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>⊕ Transparence du caloporteur</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>⊖ Identification des modes de dégradation des matériaux candidats en température</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>⊕ A priori favorable</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>⊖ 3 barrières sous réserve du développement d'un combustible réfractaire étanche (voir maturité technologique)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>⊖ Aucun retour d'expérience Verrous technologiques à lever particulièrement dans le domaine du combustible et de sa gaine (développement d'un combustible réfractaire)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>⊖ Cœur performant seulement si le combustible est un carbure</li> </ul>



des circuits principaux, pour peu qu'une détection de fuite efficace soit mise en place dans le cadre de la surveillance en exploitation. En outre, la mise en place d'un troisième niveau d'arrêt d'urgence permettra de diminuer fortement la probabilité des accidents non protégés.

### 1.4.3. MATURITÉ DU PROJET ALLEGRO

Le projet Allegro est encore dans une phase conceptuelle, du fait de son caractère très innovant. Sa faisabilité ne peut pas être confirmée tant que l'ensemble des questions de sûreté n'aura pas trouvé une réponse satisfaisante, de même que le verrou technologique lié au développement du combustible tout céramique. Même avec le cœur de démarrage (pastille combustible oxyde, gainage acier), des étapes de qualification préalables sont nécessaires en réacteurs d'irradiation de préférence en spectre rapide.

Un effort de R&D substantiel doit donc encore être mené au niveau européen avant de pouvoir être prêt à choisir les options techniques du réacteur et à lancer les études d'ingénierie détaillées en support au développement du réacteur expérimental Allegro.

## 1.5. CONCLUSION SUR LE RNR-G ET ALLEGRO

Le tableau 2 fournit un résumé des points marquants du concept RNR-G vis-à-vis de la sûreté. Le RNR-G se caractérise à la fois par un combustible dont la mise au point est encore longue, certains verrous technologiques n'étant pas encore levés, avec cependant des pistes encourageantes.

La transparence optique de l'hélium et son absence de réactivité chimique sont sans doute les atouts les plus importants de cette filière.

La démonstration de sûreté a fortement avancé, mais reste, pour être complète, une affaire de long terme car elle est liée à la connaissance, après irradiation, des modes de dégradation des matériaux à très haute température retenus pour le concept de combustible.

## RÉFÉRENCES

- [1] C. POETTE et al., Contribution to the GEN IV GFR viability report, GOFASTR DEL 1.1-16, November 2012
- [2] Point des études de conception et de fabrication d'un élément combustible céramique réfractaire pour le RNR-G Note Technique CEA DEN/CAD/DEC/SESC/LC2I 12.008
- [3] Contribution to ALLEGRO viability report (FP7 GOFASTR project) Note technique CEA DER/SESI/LC4G DO8 29/6/2012



<b>2.</b>	<b>LA TECHNOLOGIE DES RÉACTEURS À NEUTRONS RAPIDES À CALOPORTEUR PLOMB .....</b>	<b>23</b>
2.1.	Introduction .....	23
2.2.	Intérêt de la technologie et verrous associés .....	24
2.3.	Retour d'expérience sur la filière RNR-Pb (Pb-Bi principalement) .....	25
2.4.	Densité du plomb : un atout ou un inconvénient ? .....	25
2.5.	Bilan neutronique, potentiel de transmutation, dosimétrie .....	26
2.6.	Sûreté : coefficient de réactivité de vidange, comportement en transitoires accidentels.....	26
2.7.	Propriétés chimiques et compatibilité avec le combustible, l'eau, l'air, les aciers .....	26
2.8.	Conclusion.....	27
	Références .....	28

# 2.

## LA TECHNOLOGIE DES RÉACTEURS À NEUTRONS RAPIDES À CALOPORTEUR PLOMB

### 2.1. INTRODUCTION

[cf. réf [01]]

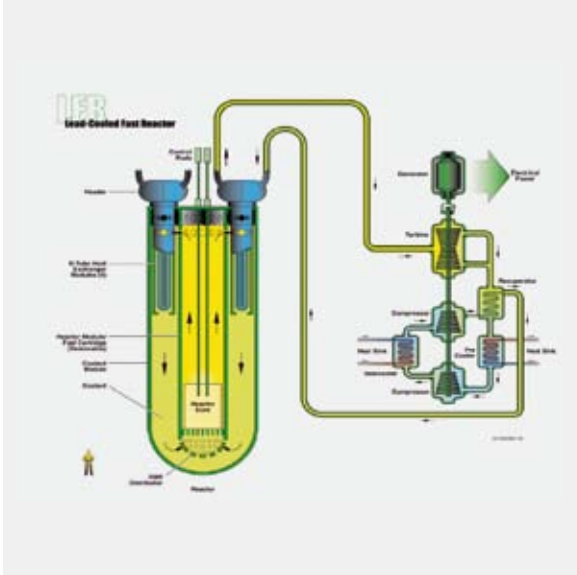
Le réacteur à neutrons rapides refroidi au plomb (RNR-Pb) est un des 6 concepts retenus par le GIF. Son schéma de principe est présenté en figure 14.

Le RNR-Pb dispose d'un atout important, par rapport au caloporteur sodium, qui motive son développement : c'est la compatibilité chimique du plomb (et de ses alliages) avec l'eau et l'air.

Le concept RNR-Pb recouvre à la fois des réacteurs refroidis au plomb pur ou à l'eutectique plomb-bismuth (Pb-Bi). L'eutectique Pb-Bi est proposé pour pallier à une difficulté d'utilisation du plomb, à savoir sa température de fusion qui est très élevée (327°C), et oblige donc à maintenir l'ensemble du réacteur à une température supérieure (au moins 400°C) pour éviter tout risque lié à sa solidification. L'eutectique Pb-Bi présente, quant à lui, une température de fusion (123°C) proche de celle du sodium (98°C). Cependant, les ressources en bismuth en tant que matière première étant limitées, cette option ne peut pas être envisagée dans le cadre du développement d'une filière de réacteurs de puissance à grande échelle.

Ce chapitre vise à rassembler les éléments de synthèse factuels sur la filière des RNR-Pb à la lumière du fruit de l'expertise européenne et internationale et à identifier les verrous technologiques associés à cette filière, en particulier dans le domaine de la sûreté et de la tenue des matériaux.

**FIGURE 14 : SCHÉMA DE PRINCIPE D'UN RNR-Pb**



Au sein du GIF, seuls Euratom et le Japon ont signé un MoU pour collaborer sur la filière des RNR-Pb, auxquels s'est joint, plus récemment en 2011, la Russie.

Les principaux projets en cours peuvent se distinguer selon deux types de technologies (cf. figure 15) :

- Les concepts, basés sur la technologie Pb-Bi : ceux proposés par la Russie (TES-M-1, SVBR, BRUS, RBEC), dérivés de la technologie des sous-marins de classe alpha, associée à l'utilisation d'un combustible oxyde (MOX ou uranium hautement enrichi), dont la puissance est limitée. Les Japonais développent un concept similaire, appelé Candle.
- Les concepts plus innovants, utilisant comme caloporteur du plomb pur et un combustible nitrure (plus dense que l'oxyde), devant permettre d'atteindre des puissances plus élevées (concept russe Brest, concepts européens Elsy et Alfred). Cependant, le combustible nitrure n'étant pas encore qualifié, une option avec cœur de démarrage avec un combustible MOX est également envisagée en solution de replis pour ces projets.

A noter, également que la filière des RNR-Pb semble susciter l'intérêt aux Etats-Unis, où est proposé un petit réacteur de type batterie de 20 MWe (projet SSTAR), modulaire et transportable, scellé pour être plus résistant au risque de prolifération. Mais c'est bien en Europe et en Russie que les recherches sur la filière sont les plus importantes.

En Europe, l'expertise dans le domaine de la technologie du plomb a été au départ principalement portée par les projets dédiés à l'étude des systèmes hybrides (milieu sous-critique couplé à une source externe de spallation ou ADS, « Accelerator-Driven-Systems »). La R&D sur la filière des RNR-Pb, avec un tronc commun avec les programmes sur les ADS concernant le caloporteur, a démarré avec le projet Elsy (6<sup>e</sup> PCRD<sup>5</sup>) et s'est poursuivie dans le 7<sup>e</sup> PCRD avec le projet Leader, associé à divers projets concernant les matériaux, la technologie ou la simulation. L'expertise est principalement portée par l'Italie (ANSALDO, ENEA), la Belgique (SCK-Mol) et l'Allemagne (KIT), qui contribue surtout sur la R&D concernant la tenue des matériaux, la chimie et la thermohydraulique.

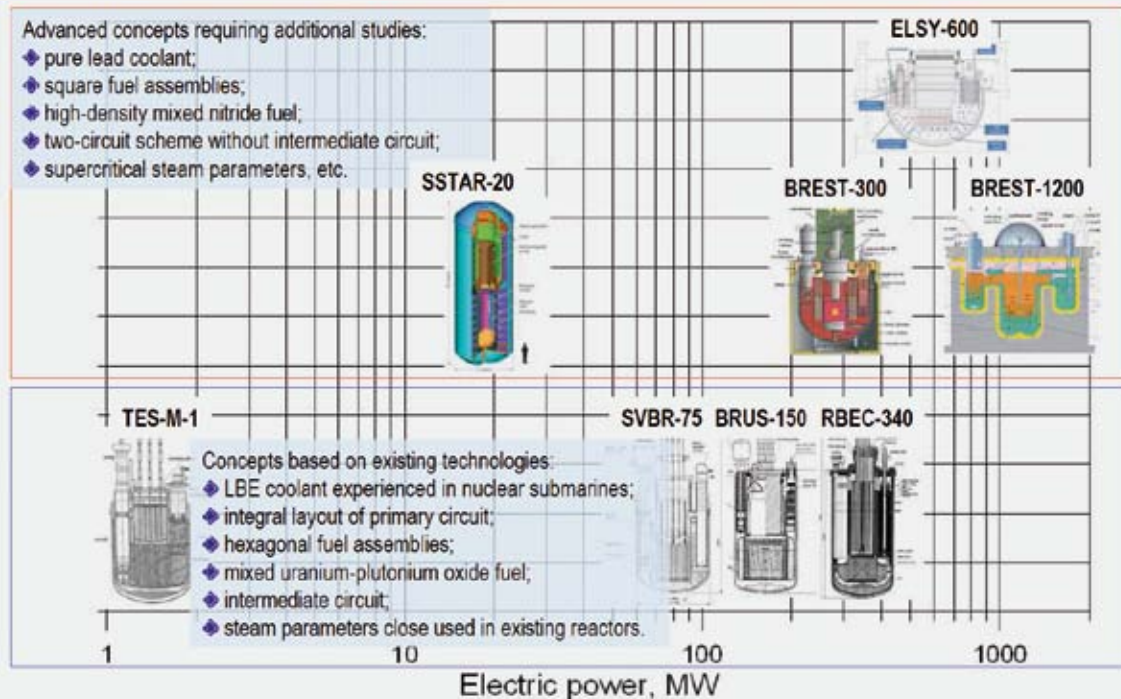
Les étapes clés prévues dans le SRA (Strategic Research Agenda) de la plate-forme SNETP pour le développement de la filière des RNR-Pb concernent :

- L'acquisition, sur des boucles expérimentales, de données concernant la corrosion, le contrôle de la chimie du plomb et les études de compatibilité plomb/matériaux.

5 – Programme cadre de recherche et développement de l'Union européenne.



**FIGURE 15 : PRÉSENTATION DES DEUX TYPES DE TECHNOLOGIES ENVISAGÉES POUR LA FILIÈRE DES RNR-Pb (Pb ET Pb-Bi)**



- Le programme Guinevere, engagé en 2011, sur le réacteur Venus (Mol) afin d'améliorer la connaissance du comportement neutronique et de pilotage de configurations de cœurs sous-critiques à caloporteur plomb. Le CEA contribue à ce programme par l'apport des campagnes expérimentales Muse réalisées antérieurement dans la maquette critique Masurca au CEA Cadarache et par la fourniture des matières nucléaires nécessaires à la constitution des nouvelles configurations de cœurs investiguées dans ce programme.
- Le projet Myrrha (100 MWth) présenté à la fois comme :
  - un prototype d'ADS;
  - une installation d'irradiation;
  - une installation pilote pour la technologie des RNR-Pb;
- le démonstrateur Alfred (Advanced European Lead Fast Reactor Demonstrator) pour la filière des RNR-Pb (300 MWth);
- le prototype de la filière PROLFR (800-1200 MWth) envisagé comme une étape intermédiaire avant un déploiement industriel;
- le réacteur européen en version industrielle ELFR (European Lead Fast Reactor, de 1500 MWth).

En France, les moyens engagés sur la technologie du plomb sont extrêmement limités et sont consacrés à une recherche de base autour des ADS (chimie et matériaux) au CNRS et dans le cadre du groupement de recherche Gédépeon (associant le CNRS, le CEA, AREVA et EDF) et à une veille tech-

nologique sur la filière des RNR-Pb. C'est donc surtout au travers des programmes européens et du GIF, que l'on peut aujourd'hui identifier les principaux verrous technologiques associés à la filière, en particulier ceux concernant la sûreté.

À noter que seuls les projets Myrrha et Brest sont aujourd'hui portés par des ambitions réelles de réalisation qui restent à concrétiser. Les autres projets sont à ce stade purement conceptuels et seulement illustrés par des publications.

## 2.2. INTÉRÊT DE LA TECHNOLOGIE ET VERROUS ASSOCIÉS

La filière RNR-Pb, comparée à celle des RNR-Na, suscite un intérêt du fait de la compatibilité chimique du plomb avec l'air et l'eau. La compatibilité du plomb avec l'eau est mise à profit dans certains concepts étudiés, tel le projet russe Brest, pour supprimer le circuit secondaire, en plaçant directement les générateurs de vapeur dans la cuve primaire. Cet avantage, d'ordre économique, est à mettre en balance avec la nécessité de surmonter le risque de mise en pression de l'enceinte primaire en cas de défaillance de la paroi d'échange avec le générateur de vapeur, qui est lui sous pression, le risque d'explosion vapeur à l'intérieur du circuit primaire et le risque associé d'excursion de réactivité par l'entrée de vapeur dans le cœur.

Un autre atout, usuellement attribué au plomb, concerne sa température d'ébullition élevée (1737°C) comparée à celle du sodium (892°C), ce qui offrirait à cette filière des avantages potentiels en matière de sûreté (marge à ébullition en situation accidentelle) ou de performance (augmentation du rendement thermodynamique).

Cependant, ces atouts théoriques sont à contrebalancer par des inconvénients et verrous technologiques à lever :

- température de fusion très élevée du plomb, 327°C (risque de gel si la température baisse et donc de bouchage des assemblages, risque de non-disponibilité des circuits de secours d'évacuation de la puissance résiduelle, handicaps importants pour l'exploitation d'une température « d'arrêt à froid » très élevée de l'ordre de 400°C) ;
- densité élevée (impactant fortement la conception, les performances et la sûreté de la filière pour garantir par exemple une bonne résistance au séisme) ;
- toxicité chimique (protection du personnel) ;
- et surtout nature très corrosive à l'égard des structures en acier qui croît fortement avec la température et de fait limite le rendement thermodynamique du réacteur.

## 2.3. RETOUR D'EXPÉRIENCE SUR LA FILIÈRE DES RNR-Pb (Pb-Bi PRINCIPALEMENT)

Le principal retour d'expérience concernant la filière nous vient des réacteurs utilisés pour la propulsion des sous-marins russes de classe Alpha (8 sous-marins et 2 prototypes à terre), utilisant l'eutectique Pb-Bi qui a l'avantage d'avoir une température de fusion plus basse que celle du plomb (123 °C au lieu de 327°C).

La ressource naturelle en bismuth est limitée (il est seulement deux fois plus abondant sur terre que l'or). De plus, la forte activation du bismuth sous irradiation est à l'origine de la production de polonium 210 (période de 138 jours), qui présente une activité spécifique très élevée ( $1,66 \cdot 10^{14}$  Bq par gramme de  $^{210}\text{Po}$ ), émet des particules alpha très énergétiques (5,304 MeV) et est un élément très fortement radiotoxique. Ceci compromet fortement les possibilités de déploiement d'une filière basée sur l'eutectique Pb-Bi.

Par ailleurs, des résultats expérimentaux, obtenus récemment par l'ENEA italien sur une boucle Pb-Bi hors flux, montrent que des particules solides (« black dust and macroscopic slags ») peuvent se former et présenter des risques de bouchage des circuits. Cela pourrait expliquer les problèmes de maintenance et avaries rencontrés dans les sous-marins russes de classe alpha refroidis au Pb-Bi (des accidents graves se seraient produits sur deux bâtiments avec bouchage et fusion d'assemblages), qui, ajoutés au problème de gel du caloporteur, auraient conduit les Russes à abandonner cette filière pour leurs sous-marins au profit de

réacteurs à eau sous pression (dernier sous-marin de classe alpha désarmé en 1995). Enfin, comme nous le verrons ci-après (cf. paragraphe 2.7.), le contrôle de la chimie du caloporteur, et en particulier de la teneur en oxygène pour maîtriser la corrosion des structures et les risques de surchauffe, liés à l'augmentation de la viscosité associée à une dégradation des propriétés thermiques du caloporteur, présente de réelles difficultés techniques qui obligent l'exploitant à rester dans un domaine de fonctionnement en température très étroit, donc très contraignant.

## 2.4. DENSITÉ DU PLOMB : UN ATOUT OU UN INCONVENIENT ?

La densité élevée du plomb devrait permettre de favoriser l'inertie thermique du système et des délais de réaction importants lors de transitoires accidentels, en particulier en cas de défaillance des pompes. D'autre part, la densité du plomb (plus de  $10 \text{ g/cm}^3$ ) étant proche de celle du combustible, les risques de recriticité en cas de fusion du combustible pourraient être atténués (phénomènes de dispersion du combustible en situation d'accident grave permettant l'éventuelle économie d'un récupérateur de corium).

En termes d'inconvénients, il faut mentionner l'impact sur les composants et la tenue sismique, facteur limitant pour la taille et la puissance du réacteur et donc son économie. Le plomb est très érosif à l'égard des structures en acier. Pour limiter ce phénomène, il faut limiter la vitesse du caloporteur dans le cœur ( $< 2 \text{ m/s}$ ) et donc augmenter la section de passage du plomb grâce à un réseau espacé, ce qui rend le cœur sensible aux incidents de réactivité par passage de gaz. Par ailleurs, des calculs ont montré que les cœurs des RNR-Pb de grande taille présentent un coefficient de réactivité de vidange du plomb fortement positif (cf. paragraphe 2.6. dédié au coefficient de vidange).

Ainsi, ces caractéristiques intrinsèques du RNR-Pb conduisent à limiter drastiquement la puissance du réacteur.

La seule possibilité pour pallier les pénalités d'un réseau espacé, et tenter de regagner des marges en termes de densité de puissance (et de niveau de puissance accessible), consiste à recourir à un combustible dense, le nitrure par exemple comme cela est préconisé pour le projet Brest. Cela nécessite cependant d'engager un vaste et long programme de qualification de ce combustible.

À noter également qu'au titre des atouts cette fois-ci, la limitation de la vitesse du fluide à moins de  $2 \text{ m/s}$  pour éviter l'érosion des gaines, conduit indirectement à une faible perte de charge du cœur, ce qui est un élément favorable à un établissement rapide de la convection naturelle.

Enfin, face à l'opacité du plomb, une faible mouillabilité des capteurs et des phénomènes de stratification thermique rend les technologies utilisant les ultra-sons peu performantes pour l'inspection en service.

## 2.5. BILAN NEUTRONIQUE, POTENTIEL DE TRANSMUTATION, DOSIMÉTRIE

Le bilan neutronique du RNR-Pb est en théorie plus favorable que dans le cas du caloporteur sodium ce qui permet un moindre besoin d'enrichissement en  $^{239}\text{Pu}$ , et une perte de réactivité par cycle réduite. Malheureusement, la géométrie en réseau espacé conduit à un accroissement des captures neutroniques stériles dans le caloporteur et donc à une pénalité sur le taux de régénération, contrebalançant en partie les gains précédents.

Du point de vue de la transmutation des actinides mineurs, le concept du RNR-Pb est neutroniquement très proche du RNR-Na. Les principales différences susceptibles de modifier les performances de transmutation sont le niveau de flux neutronique dans le cœur (légèrement plus faible pour un RNR-Pb que pour un RNR-Na), les écarts de spectre neutronique et donc des sections efficaces de captures et de fissions des actinides mineurs (niveau comparable entre le RNR-Pb et le RNR-Na) et la teneur maximale admissible en actinides mineurs (positionnement favorable a priori du RNR-Pb par rapport au RNR-Na). En conclusion, les performances de transmutation d'un RNR-Pb sont proches de celles d'un RNR-Na, avec peut-être une pénalité pour le RNR-Pb en raison d'un inventaire matière en cœur important et d'un inventaire en cycle élevé. Concernant le terme source en cas d'accident grave, il pourrait en théorie être réduit pour une raison liée au fait que les produits de fission volatils, tels que l'iode et le césium, relâchés en cas d'accidents graves, pourraient se recombiner avec le plomb (bonne affinité chimique jusqu'à 600°C) pour former des composés lourds qui resteraient confinés dans l'enceinte primaire. Ceci mérite d'être vérifié par des programmes expérimentaux sur le terme source.

Enfin, les concepteurs mettent en avant le fait que la dosimétrie gamma pour le personnel serait réduite du fait des propriétés intrinsèques du plomb, permettant de se protéger de tels rayonnements. Cet effet est secondaire par rapport au choix d'architecture des circuits (le concept intégré, appliqué au RNR-Na ou au RNR-Pb, permet une excellente radioprotection du personnel).

## 2.6. SÛRETÉ : COEFFICIENT DE RÉACTIVITÉ DE VIDANGE, COMPORTEMENT EN TRANSITOIRES ACCIDENTELS

Les calculs concernant le cœur Elsy (projet européen de 1 500 MWth) ont montré que le coefficient de réactivité lors d'une vidange du plomb était très élevé, de l'ordre de +15\$<sup>6</sup>.

6 – Le nombre de neutrons retardés, produits par la désintégration naturelle de certains produits de fission (appelés retardés car ils arrivent avec délai par rapport aux neutrons prompts issus directement de la fission) par neutron issu de la fission, est appelé bêta effectif. La valeur de ce bêta effectif dépend des noyaux fissiles présents dans le cœur. Cette valeur joue un rôle clé pour le comportement cinétique du réacteur. Une injection de réactivité supérieure au bêta effectif conduit à un emballement très rapide du cœur. Ce paramètre est tellement important que les anglo-saxons ont proposé de le retenir comme unité pour les études de cinétique et de l'appeler dollar (\$).

Cela constitue un point faible majeur vis-à-vis des risques de passage de gaz dans le cœur.

Le cœur du démonstrateur Alfred (300 MWth) présente un coefficient de réactivité de vidange très nettement réduit (+3\$) grâce à une optimisation de la nappe de puissance, mais principalement grâce à la réduction de la taille et de la puissance du réacteur. Ceci souligne une certaine limite dans la capacité des RNR-Pb à pouvoir atteindre de hautes puissances installées.

Concernant les accidents de type « Remontée intempestive de barres », les cœurs de type Elsy se révèlent moins pénalisants du fait d'une faible perte de réactivité par cycle qui permet un fonctionnement avec des barres peu enfoncées. À noter que ce point n'est plus discriminant vis-à-vis du RNR-Na puisque l'on sait concevoir aujourd'hui des RNR-Na à faible perte de réactivité par cycle (cœur iso-générateur).

Enfin, la marge à l'ébullition offerte par le plomb est un atout incontestable.

## 2.7. PROPRIÉTÉS CHIMIQUES ET COMPATIBILITÉ AVEC LE COMBUSTIBLE, L'EAU, L'AIR, LES ACIERS

Le plomb est a priori compatible avec les combustibles oxyde, carbure et nitrure même si cela reste à vérifier dans le détail. Sa compatibilité avec l'eau est a priori bonne, mais son interaction thermodynamique, liée à la vaporisation violente de l'eau, ne doit pas être négligée (explosion de vapeur). Enfin, concernant sa compatibilité avec l'air, la très faible solubilité de l'oxygène dans le plomb induit un risque d'apparition d'oxydes solides (PbO) dont la réversibilité ou l'évolution est à maîtriser (risque de bouchage, ou d'avarie sur le système de contrôle de la teneur en O<sub>2</sub> dans le plomb).

Mais, la difficulté majeure associée à la filière des RNR-Pb, concerne la nature fortement corrosive du plomb (et du Pb-Bi) à l'égard des structures en acier inoxydable. Sauf à développer des matériaux avancés revêtus, la seule méthode de préservation connue à ce jour (mais difficile à mettre en œuvre à l'échelle industrielle) consiste à créer, puis à entretenir, une couche protectrice d'oxydes de fer à la surface des aciers en contact avec le plomb. Cette méthode nécessite :

- de gérer très précisément une très faible concentration en oxygène dissous, dans une plage contrôlée autour de 0,01 ppm<sup>7</sup> (dissolution des aciers en dessous, formation d'oxydes de plomb au-dessus) ;
- de conserver la température en tout point des circuits entre 400 et 480°C pour éviter la fragilisation de certains aciers en dessous, et le risque de corrosion des structures au-dessus ;
- d'épurer les oxydes de plomb insolubles et les résidus de corrosion présents dans le caloporteur. Le réacteur doit ainsi fonctionner dans une fenêtre de concentration en oxygène restreinte.

7 – Partie par million.

A noter qu'en cas d'entrée d'air dans un circuit de plomb (ou de Pb-Bi), ou en cas de faible fuite d'eau d'un tube de générateur de vapeur, il va se former des oxydes, hydroxydes, hydrures, etc ... qui vont augmenter la viscosité du caloporteur et diminuer ses propriétés d'échange thermique, et en conséquence entraîner une surchauffe locale, voire à une fusion du combustible. C'est ce qui s'est produit sur un sous-marin soviétique en 1968.

En résumé, les principaux verrous technologiques de la filière des RNR-Pb concernent :

- le développement de matériaux de structure résistant à la corrosion par le plomb ou l'alliage eutectique Pb-Bi. Indépendamment des risques de corrosion, des études montrent que certains aciers peuvent être fragilisés en présence de plomb ou de plomb-bismuth, phénomène pouvant être exacerbé par l'irradiation. Ainsi, ce point devra être approfondi pour choisir les matériaux de structure appropriés ;
- le contrôle de la chimie du caloporteur et, en particulier de la teneur en oxygène pour maîtriser la corrosion des structures et les risques de surchauffe liés à la formation d'oxydes et autres composés chimiques pouvant modifier les propriétés thermiques du caloporteur ;
- la résistance au séisme, la manutention du combustible, la mise au point de techniques d'inspection en service et de maintenance ;
- la maîtrise de la toxicité<sup>8</sup> du plomb dans l'exploitation de la centrale et pour la protection de l'environnement ;
- la radioprotection (surtout pour les concepts Pb-Bi avec le <sup>210</sup>Po<sup>9</sup>).

## 2.8. CONCLUSION

Malgré les attraits du RNR-Pb en ce qui concerne les interactions chimiques du plomb avec l'eau et l'air (pas de réaction vive), ce concept comporte de nouvelles difficultés (tenue au séisme, toxicité chimique, problématique de corrosion des circuits, fragilisation des aciers, risque associé à l'augmentation de la viscosité du plomb et à l'évolution de ses propriétés thermiques...) qui ne permettent pas aujourd'hui de conclure à des avantages du concept du RNR-Pb par rapport à celui du RNR-Na sur le plan de la sûreté.

Plusieurs verrous technologiques, notamment concernant la maîtrise de la corrosion des aciers par le plomb liquide ou des risques de surchauffe, impliquent des développements importants (matériaux résistants, techniques de protection, contrôle de la chimie, etc...), ce qui fait du RNR-Pb une option non mature. D'autre part, la maîtrise des risques de corrosion et de surchauffe impose un domaine de fonctionnement en température très étroit, qui rend complexe l'exploitation industrielle d'un tel réacteur, et est source d'aléas pouvant affecter le taux de disponibilité du réacteur.

Il n'est par ailleurs pas évident que l'on puisse réellement se passer d'un circuit intermédiaire car le plomb liquide peut, au contact de fluides facilement vaporisables (eau notamment), provoquer des interactions thermodynamiques génératrices de surpression (explosion vapeur par exemple). C'est pourquoi les atouts mis en avant en matière d'économie restent à démontrer, notamment après la prise en compte d'une démarche de sûreté complète.

Enfin, la conception de réacteurs de forte puissance s'annonce problématique (effet de vidange fortement positif, tenue au séisme de la cuve du réacteur,...) et les performances des cœurs des RNR-Pb resteront limitées dans l'attente du développement et de la qualification d'un combustible dense tel que le nitrure.

Concernant la R&D, des synergies existent entre le RNR-Pb et le RNR-Na notamment concernant les technologies de contrôle de la chimie du caloporteur ou l'inspection en service, ce qui permettrait de maintenir au niveau européen une expertise en voie de raréfaction dans le domaine des métaux liquides. Sur la base de l'état des connaissances actuelles, une analyse comparée des filières des RNR-Pb et RNR-Na concernant les principales fonctions de sûreté est présentée dans le tableau 3.

<sup>8</sup> – La valeur limite moyenne d'exposition (VME) du plomb est 20 fois inférieure à celle de la soude (composé considéré pour les rejets chimiques d'un feu de sodium dans les RNR-Na).

<sup>9</sup> – Il convient de noter que, même en cas d'utilisation du plomb, l'isotope 210 du polonium est produit du fait de la présence d'impuretés de bismuth dans le plomb, certes en quantité moindre.

**TABLEAU 3 : COMPARAISON DES PRINCIPALES FONCTIONS DE SÛRETÉ ENTRE LES RNR-Pb ET LES RNR-Na**

Refroidissement du cœur / RNR-Na	Refroidissement du cœur / RNR-Pb	Maîtrise de la réactivité / RNR-Na	Maîtrise de la réactivité / RNR-Pb	Inspection - réparabilité / RNR-Na	Inspection - réparabilité / RNR-Pb	Risques matériaux / RNR-Na	Risques matériaux / RNR-Pb
<p>☺ Circuit primaire sans pression</p> <p>☺ Bonne marge à l'ébullition / Na liquide à maintenir en température</p> <p>☺ Na liquide très bon caloporteur, bon potentiel pour la convection naturelle</p> <p>⊖ Une fuite de Na impose la vidange du circuit donc la perte d'un moyen de refroidissement</p>	<p>☺ Circuit primaire sans pression</p> <p>☺ Très bonne marge à l'ébullition</p> <p>⊖ Température de fusion élevée du Pb</p> <p>⊖ Risque de bouchage en raison des oxydes de Pb</p>	<p>☺ Coefficient de contre-réactions thermiques stabilisant</p> <p>☺ Des pistes identifiées pour minimiser l'effet en réactivité lié à la vidange du Na</p> <p>⊖ Le cœur n'est pas dans sa configuration la plus réactive</p>	<p>☺ Grand cœur moins sensible à la remontée intempestive de barres</p> <p>⊖ Coefficient de vidange grand cœur très élevé</p> <p>⊖ Concept de générateur de vapeur dans la cuve risque d'entraînement de gaz</p> <p>⊖ Le cœur n'est pas dans sa configuration la plus réactive</p> <p>⊖ Les barres de commande, d'arrêt, le combustible, le corium flottent dans le Pb</p>	<p>☺ Enseignements positifs de Phénix et autres réacteurs</p> <p>☺ Possibilité d'une bonne instrumentation, surveillance, inspectabilité et réparabilité (ISIR) si prise en compte à la conception</p> <p>⊖ Température de fusion du Na</p> <p>⊖ Opacité du Na</p> <p>⊖ Réactivité chimique du Na</p>	<p>⊖ Température de fusion du Pb</p> <p>⊖ Opacité du Pb</p> <p>⊖ Densité du Pb</p>	<p>☺ Bonne compatibilité du Na avec les aciers inoxydables</p> <p>⊖ Le combustible et le Na réagissent en cas de rupture</p> <p>☺ Mais le REX montre que l'on sait gérer ce genre de situation</p>	<p>⊖ Difficile maîtrise de la corrosion des structures</p>

Radioprotection et risque chimique / RNR-Na	Radioprotection et risque chimique / RNR-Pb	Confinement de la radioactivité / RNR-Na	Confinement de la radioactivité / RNR-Pb	Maturité technologique / RNR-Na	Maturité technologique / RNR-Pb	Autres / RNR-Na	Autres / RNR-Pb
<p>☺ Très bonne dosimétrie opérationnelle</p> <p>⊖ Dispositions pour garantir le respect de valeurs limites en exposition soude et carbonate de sodium</p>	<p>⊖ Toxicité du Pb</p> <p>⊖ Formation de <sup>210</sup>Po si utilisation de Pb-Bi</p>	<p>☺ 3 barrières</p> <p>⊖ Fuite permanente (épurée et contrôlée) de l'argon primaire qui contient des produits radioactifs gazeux</p>	<p>☺ 3 barrières</p>	<p>☺ Important REX de conception, construction et d'exploitation au niveau national et international, de l'échelle expérimentale à l'échelle industrielle. Des réacteurs en fonctionnement dans le monde</p>	<p>⊖ REX russe avec Pb-Bi mais tout n'est pas forcément accessible (sous-marins militaires). Verrous technologiques sur les matériaux</p>	<p>☺ Remarque : cette filière étant mieux connue, le tableau pourrait être fortement développé en ce qui concerne la filière RNR-Na</p>	<p>⊖ La forte densité du Pb introduit des limitations importantes dans la conception en ce qui concerne la protection sismique et le niveau de puissance du réacteur</p>

## RÉFÉRENCES

- [1] G. Willermoz – C. Renault and al, « Réacteurs au plomb et eutectique plomb-bismuth (RNR-Pb) – Dossier de synthèse », Rapport CEA DEN/CAD/DER/DIR/RT 2011 02.

## BIBLIOGRAPHIE

- C. Latgé, P. Agostini, A. Alemberti, P. Baeten, « Liquid Metal fast Reactors cooled by sodium and lead : issues and synergies », IAEA Technical meeting on Fast Reactor Physics and Technology, 14 – 18 November 2011, Kalpakkam, India
- D. De Bruyn, « On-going activities in Belgium in the field of fast-reactors and ADS: the progress 2010-2011 », IAEA Technical meeting on Fast Reactor Physics and Technology, 14 – 18 November 2011, Kalpakkam, India
- A. Gessi et al., « Pb and LBE : a technological comparison », IAEA Technical meeting on Fast Reactor Physics and Technology, 14 – 18 November 2011, Kalpakkam, India
- L. Cinotti et al., « Lead-Cooled Fast Reactor (LFR) Development », Handbook of Nuclear Engineering, Springer, 2010.
- Liquid Metal Cooled Reactors: Experience in Design and Operation, IAEA-TECDOC-1569, 2007
- Fast Reactor Database, 2006 Update, IAEA-TECDOC-1531.





<b>3.</b>	<b>LA TECHNOLOGIE DES REACTEURS A SELS FONDUS (CONTRIBUTION DU CNRS)</b>	<b>31</b>
3.1.	Introduction	31
3.2.	Un combustible liquide	31
3.2.1.	Choix du liquide	31
3.2.2.	Choix d'une géométrie	32
3.2.3.	Une refondation complète du concept réacteur	32
3.3.	Concept du réacteur MSFR	33
3.3.1.	Concept du réacteur de référence	33
3.3.2.	Les difficultés et les besoins de recherche	33
3.3.3.	Les vraies difficultés	33
3.3.4.	Les lacunes dues au manque de R&D passé	33
3.3.5.	Les modes de démarrage et fonctionnement accessibles en sels fondus	34
3.4.	Démonstration et démonstrateurs	34
3.4.1.	Ce qu'il est nécessaire de démontrer	34
3.4.2.	Etapes de démonstration et définition du démonstrateur	35
3.4.3.	Démonstrateurs avec sel simulant - bancs d'essais	35
3.4.4.	Démonstrateur actif sans fissions induites	35
3.4.5.	Démonstrateur actif avec fissions induites	35
3.4.6.	Contexte international	36
3.4.7.	Conclusion	36

# 3.

## LA TECHNOLOGIE DES REACTEURS A SELS FONDUS

(CONTRIBUTION DU CNRS)

### 3.1. INTRODUCTION

La plupart des réacteurs fonctionnant ou ayant fonctionné utilise un combustible sous forme solide. Les réacteurs à sels fondus (RSF) ont la particularité d'utiliser un combustible liquide.

L'utilisation d'un combustible liquide présente des avantages potentiels importants :

- l'homogénéité du combustible permet une combustion uniforme, ce qui évite d'avoir à gérer des plans de chargement ;
- les coefficients de contre-réaction sont intrinsèquement négatifs grâce à la dilatation du combustible qui sort de la zone cœur entraînant une plus grande transparence neutronique du cœur ;
- la gestion du combustible se fait par transfert fluide entre le cœur et les zones adjacentes (unité de retraitement, réservoirs de vidange) ;
- le retraitement et la préparation du combustible peuvent se faire sans changement d'état de celui-ci ;
- en cas d'urgence, le combustible peut être transféré rapidement et passivement par écoulement gravitationnel vers des cuves conçues afin d'évacuer tout aussi passivement la puissance résiduelle ;
- le retraitement du combustible peut se faire en ligne ou en mini batch et donc sans nécessiter l'arrêt du réacteur. Ceci permet de ne pas avoir de réserve de réactivité.

Dès les années 1950, les réacteurs à combustibles liquides ont été largement étudiés, soit sous forme de réacteurs homogènes (le composé contenant l'élément combustible est soluble ou en suspension dans l'eau), soit sous forme de réacteurs inhomogènes à sels fondus circulant dans une matrice de béryllium ou de graphite pour modérer le spectre neutronique (le composé contenant l'élément combustible est solubilisé dans les sels fondus).

Les réacteurs homogènes ont des propriétés intrinsèques de sûreté grâce au coefficient de dilatation du combustible, qui conduit à de très forts coefficients de contre-réaction thermique et de vide négatifs. Des études<sup>10</sup> ont aussi montré la possibilité de piloter le réacteur sans l'aide de barres de contrôle ou de commande grâce à ces excellents coefficients de contre-réaction.

Les RSF expérimentaux ARE (Aircraft Reactor Experiment) et MSRE (Molten Salt Reactor Experiment) ont montré la possibilité de fonctionner sans pression à haute température (600°C typiquement). Ces mêmes réacteurs ont permis de valider les méthodes de contrôle de la corrosion et la possibilité de nettoyer le sel de ses particules solides et de ses gaz dissous. Ces expérimentations ont mené à la définition du MSBR (Molten Salt Breeder Reactor), réacteur industriel de

puissance, largement étudié à Oak Ridge, puis en France par EDF et le CEA. Plus récemment, le CNRS a montré que le MSBR souffrait de faiblesses rédhibitoires telles que la corrélation trop forte du retraitement chimique avec le fonctionnement neutronique du cœur (10 % du combustible devait être retraité chaque jour), la production trop importante de graphite irradié difficile à gérer et surtout un coefficient de contre-réaction thermique globale nul, voire même légèrement positif, rendant le réacteur intrinsèquement instable.

En 2006 le CNRS a proposé un nouveau concept de RSF à spectre rapide qui allie les avantages des réacteurs homogènes (pilotabilité) avec ceux des RSF (fonctionnement sans pression à haute température) tout en corrigeant les défauts du MSBR. Ce nouveau concept a été retenu par le GIF en 2008 sous le nom de MSFR (Molten Salt Fast Reactor). L'utilisation d'un spectre neutronique rapide permet, de plus, d'accéder à l'incinération des actinides et de fortement réduire l'empoisonnement neutronique du cœur par les produits de fission, ce qui rend le retraitement du combustible moins impératif (retraitement de moins de 0,1 % du volume total du combustible chaque jour).

C'est ce concept MSFR qui est détaillé dans la suite de ce rapport.

### 3.2. UN COMBUSTIBLE LIQUIDE

#### 3.2.1. CHOIX DU LIQUIDE

Le choix du liquide combustible est guidé par des considérations de fonctionnement, mais aussi de respect des critères de la 4<sup>e</sup> génération. De manière non exhaustive, on peut citer :

- une température de fusion pas trop élevée ;
- une température d'ébullition suffisamment élevée ;
- de faibles tensions de vapeur ;
- de bonnes propriétés thermiques et hydrauliques ;
- une grande stabilité du liquide sous irradiation ;
- une solubilité des éléments fissiles et fertiles suffisante ;
- pas de production de radio-isotopes difficilement gérables ;
- une grande transparence aux neutrons ;
- l'identification d'un procédé de retraitement du combustible.

La prise en compte de toutes ces contraintes réduit l'éventail des choix à un seul type possible de liquide : un mélange contenant des fluorures d'actinides et du fluorure de lithium, le lithium étant fortement enrichi en <sup>7</sup>Li (99,995 %). On remarquera, par exemple, que les chlorures mènent à la production de <sup>36</sup>Cl (déchets difficilement gérables), même en enrichissant en <sup>37</sup>Cl. De plus les <sup>35,37</sup>Cl ont une section efficace de capture trop élevée pour permettre une bonne régénération.

10 – Fluid Fuel Reactors, Addison-wesley, 1958. Part I: Aqueous Homogeneous Reactors, Chapt.7: Design and construction of Homogeneous Reactors, pp 340/407.



Le fluor a une section efficace de diffusion inélastique très importante pour des neutrons de quelques centaines de keV. Cette diffusion crée dans le spectre neutronique une déplétion forte (près d'un facteur 10) aux mêmes énergies. De cette quasi-absence de neutrons très rapides découlent deux conséquences importantes : un handicap vis-à-vis de la régénération pour le cycle uranium-plutonium, ce qui n'est pas le cas pour le cycle thorium-uranium, et une baisse très significative du nombre de dpa (déplacements par atome), sur les éléments de structure.

Au final, le fait de vouloir utiliser un combustible liquide conduit en toute logique à choisir des fluorures fondus qui, eux-mêmes, du fait de leurs propriétés intrinsèques, entraînent le choix du cycle thorium-uranium. Celui-ci, qui est délicat à utiliser en combustible solide du fait de la chaîne de décroissance de  $^{232}\text{U}$  contenant un gamma de 2,6 MeV, trouve, dans les combustibles liquides continuellement recyclés, un contexte de développement plus approprié.

Le combustible liquide du MSFR de référence est basé sur la composition eutectique 77,5 mole%  $^7\text{LiF}$ -22,5 mole%  $\text{ThF}_4$  (température de fusion 565°C), dans laquelle une partie du thorium est remplacée en fonctionnement par un mélange d'actinides fissiles ( $^{233}\text{U}$ ,  $^{\text{enr}}\text{U}$ , Pu, actinides mineurs).

### 3.2.2. CHOIX D'UNE GÉOMÉTRIE

La géométrie de cœur la plus appropriée pour un fonctionnement respectant les critères de la 4<sup>e</sup> génération est à définir précisément. Les études menées au CNRS dans les années 2002-2005 ont montré qu'un cœur ortho-cylindrique vide de tout élément de structure, et entouré d'une couverture fertile liquide de composition 77,5 mole%  $^7\text{LiF}$ -22,5 mole%  $\text{ThF}_4$ , maximise la surgénération tout en fixant tous les coefficients de contre réaction thermique et de vide à des valeurs fortement négatives. Avec une telle géométrie, le spectre neutronique est rapide à l'exception de la déplétion mentionnée précédemment. Le spectre rapide conduit inévitablement à un inventaire en matière fissile relativement important et à un flux neutronique élevé. Cependant, la grande stabilité des sels fluorés sous irradiation et l'absence de matériaux de structure en cœur permettent d'envisager une puissance spécifique élevée de l'ordre de 300 W/cm<sup>3</sup>, ce qui réduit l'inventaire fissile à des valeurs satisfaisantes de l'ordre de 3 ou 4 tonnes d' $^{233}\text{U}$  par GWe.

### 3.2.3. UNE REFONDATION COMPLÈTE DU CONCEPT RÉACTEUR

Le MSFR est un réacteur à combustible liquide caloporteur dont le comportement est très différent des réacteurs à combustibles solides. En particulier, il est auto-pilotable du fait de ses coefficients de contre-réaction très négatifs et de l'absence de réserve de réactivité en cœur. La configuration du combustible est modifiable rapidement par transfert du liquide, de même que sa composition. Il est donc nécessaire de redéfinir le vocabulaire associé au réacteur.

Tout d'abord, le combustible liquide circule de bas en haut dans le cœur du réacteur puis vers des échangeurs de chaleur. Il s'agit du «circuit combustible» dans lequel le combustible effectue un tour en quelques secondes. Ce circuit combustible est délimité par des réflecteurs axiaux, une couverture fertile radiale, des tuyaux d'extraction et d'injection, des échangeurs de chaleur, des pompes et un niveau libre. L'ensemble de ces systèmes constitue l'équivalent d'une première barrière, au même titre que les gaines de combustible d'un réacteur classique. Remarquons que cette première barrière est essentiellement sous un faible flux neutronique et ne supporte pas de pression, mais doit résister à une température élevée (700°C pour le point le plus chaud) et à la corrosion due au sel. La circulation du sel combustible vers les échangeurs de chaleur se fait par plusieurs boucles indépendantes (16 dans le MSFR de référence), réparties autour du cœur de la couverture fertile et d'une protection neutronique ( $\text{B}_4\text{C}$  dans le MSFR de référence).

L'absence de système de commande, tel que des barres de contrôles ou d'arrêt d'urgence, est compensée par la présence d'un système de vidange destiné à fonctionner aussi bien en mode normal d'arrêt du réacteur, qu'en cas d'urgence. La vidange, qui peut être réalisée aussi bien activement par la manœuvre de vannes que passivement par la fusion de bouchons de sels solidifiés, conduit à un écoulement gravitaire dans des réservoirs de confinement dont la géométrie est adaptée pour éviter tout risque de criticité et assurer un refroidissement par des systèmes redondants actifs ou passifs de la puissance résiduelle.

Un processus d'injection/extraction de bulles dans le sel combustible est greffé sur les boucles de recirculation. Il a pour objectif de nettoyer le sel des particules solides en suspension (produits de fission non solubles et particules provenant de l'érosion des parois) et des produits de fission gazeux dissous (He, Kr et Xe). L'injection des bulles ( $\approx 0,1$  % vol.) est placée juste avant l'arrivée du sel combustible à la base du cœur, et la partie séparation liquide-gaz à la sortie en haut du cœur. Le balayage se fait en circuit fermé, le gaz collecté est réutilisé à l'injection après un stockage provisoire (1 000s pour le MSFR de référence) dans des réservoirs.

L'ensemble du système de vidange et du système de circulation de gaz de bullage font partie intégrante de la première barrière.

Le caloporteur chargé d'évacuer la chaleur du circuit combustible est nommé «circuit intermédiaire». Ce caloporteur, non défini pour l'instant, mais qui pourrait être, soit un sel, soit du plomb, a un rôle équivalent à celui du circuit primaire d'un REP actuel. Il existe donc nécessairement un troisième circuit caloporteur, probablement en eau supercritique, du fait de la température haute pouvant dépasser les 500°C. Le circuit intermédiaire, ainsi que la cuve contenant les échangeurs de chaleur et les pompes du circuit combustible, constituent donc la deuxième barrière. Celle-ci doit aussi contenir les réservoirs de vidange du combustible et le circuit de gaz pour l'extraction des produits de fission solides ou gazeux.

Le bâtiment réacteur constitue naturellement la troisième barrière.

### 3.3. CONCEPT DU RÉACTEUR MSFR

#### 3.3.1. CONCEPT DU RÉACTEUR DE RÉFÉRENCE

Le MSFR de référence a été calculé et optimisé pour une puissance nominale de 3000 MWth, avec un volume total de sel combustible de 18 m<sup>3</sup> et une température de fonctionnement au cœur du sel combustible qui se situe aux environs de 750°C. La température des matériaux en contact avec le sel sont cependant inférieures à 700°C, grâce à la faible conductivité thermique du sel et à un refroidissement actif des zones les plus chaudes. La puissance est produite dans la partie cœur cylindrique (représentée vide en figure 16) au sein du sel combustible qui circule de manière ascendante. Les principales caractéristiques du réacteur de référence, défini comme un optimum possible et utilisé comme base pour les études actuelles, sont regroupées dans le tableau 4. Le dessin associé (figure 16) est un «outil de travail» nécessaire pour fixer des repères concrets dans la démarche d'étude et de présentation du concept et pour initier très en amont les réflexions et innovations liées à la sûreté. Il n'est en aucun cas représentatif d'un réacteur au stade de la conception mécanique et est susceptible d'évoluer significativement et relativement rapidement.

#### 3.3.2. LES DIFFICULTÉS ET LES BESOINS DE RECHERCHE

Les difficultés à résoudre pour parvenir à un réacteur industrialisable ne constituent pas forcément des verrous insurmontables, comme il pourrait paraître au premier abord, sans analyse plus approfondie. La majeure partie d'entre elles résulte en fait d'un mélange entre vrais problèmes à résoudre et manque d'informations concrètes sur de nombreux aspects techniques. Cet état de fait est dû à la quasi-absence de R&D sur le sujet

durant ces 4 dernières décennies. Cependant, certains points, peu nombreux, mais pouvant vraiment constituer un réel handicap, existent et leur résolution pourrait entraîner une baisse d'efficacité ou un surcoût pour le réacteur. Il faut toutefois noter que le concept actuel dispose de marges de fonctionnement suffisantes pour accepter d'importantes évolutions sans risquer de compromettre ses qualités intrinsèques.

#### 3.3.3. LES VRAIES DIFFICULTÉS

- la tenue à long terme des matériaux à température élevée, qui peut entraîner un repli sur des modes de fonctionnement moins performants ;
- la fiabilité à long terme des technologies à mettre en œuvre, pouvant induire un cycle de remplacement plus court de pièces critiques ;
- les inconnues relatives à l'efficacité ultime du retraitement en termes d'extraction des lanthanides, du zirconium et des alcalins ou alcalino-terreux qui peuvent entraîner une baisse de la régénération à long terme (~50 à 100 ans) ou gêner le retraitement ;
- la gestion des conditions de solidification locale en paroi « froide » lorsqu'on approche les limites de solubilité de certains composants du liquide. Les études relatives aux transitions liquide-solide et à la croissance cristalline sont à mener pour déterminer les conditions limites de fonctionnement des échangeurs thermiques notamment.

#### 3.3.4. LES LACUNES DUES AU MANQUE DE R&D PASSÉ

- Le retard sur le développement technologique du concept. Il convient cependant de cerner la partie des études relevant directement des spécificités de mise en œuvre des sels fon-

**TABLEAU 4 : PRINCIPALES CARACTÉRISTIQUES DU MSFR DE RÉFÉRENCE**

Sel initial	77,5% <sup>7</sup> LiF + 22,5% (Th +fissile)F <sub>4</sub>
Température moyenne du sel combustible	750°C
Puissance	3 GWth (1,3 GWe)
Inventaire initial en <sup>233</sup> U	5060 kg ou 3900 kg/GWe
Alimentation en Th par an	1100 kg
Volume de sel combustible	18 m <sup>3</sup>
	½ dans le cœur ½ dans les échangeurs et les tuyaux
Diamètre intérieur du cœur	2,26 m
Hauteur du cœur	2,26 m
Coefficient de contre-réaction	≈ -5 pcm/K
Retraitement	10 à 40 litres de sel combustible par jour
Production d' <sup>233</sup> U	50 à 95 kg/an
Temps de doublement réacteur	100 à 56 ans

de tous les autres aspects plus classiques (thermohydraulique, instrumentation, partie aval du cœur pour la production d'électricité...) communs à d'autres systèmes.

- L'outil nécessaire au développement des études de sûreté est à reconcevoir, puisque les méthodes utilisées pour les réacteurs actuels ne sont pas adaptées à l'utilisation d'un combustible liquide. Du fait des échéances de temps et de la mise en place successive de démonstrateurs, le volet « sûreté » peut raisonnablement s'affiner au fur et à mesure du développement des différentes démonstrations.

### 3.3.5. LES MODES DE DÉMARRAGE ET FONCTIONNEMENT ACCESSIBLES EN SELS FONDUS

Comme mentionné précédemment, un spectre neutronique rapide permet de fissionner l'ensemble des actinides et, par ailleurs, la très forte stabilité neutronique du cœur et l'absence de réserve de réactivité permettent de fonctionner de manière sûre, avec un plus faible taux de neutrons retardés que dans les réacteurs à combustibles solides. Il est donc possible de considérer une grande diversité de compositions de combustible, que ce soit pour le démarrage de la filière, que pour un mode de fonctionnement comme incinérateur d'actinides. Par contre, ce même spectre neutronique rapide réduit significativement les sections efficaces de fission ce qui implique, comme pour tout RNR, d'augmenter les proportions de matière fissile dans le cœur pour atteindre la criticité. En particulier, la solubilité du plutonium dans le sel, étant limitée à environ 4 % à 600°C, il n'est pas possible d'envisager un démarrage initial du réacteur avec uniquement du plutonium provenant d'un réacteur à eau actuel. Les études menées au CNRS ont montré que ce démarrage initial demandera un mélange de plutonium avec soit de l' $^{233}\text{U}$ , soit de

l'uranium enrichi. Le premier cas est possible en utilisant du MOX-Th irradié dans un réacteur actuel. Dans le deuxième cas, l'enrichissement devra être d'environ 15 %. Dans tous les cas, ces combustibles pourront contenir les actinides mineurs provenant des réacteurs actuels sans limitation forte.

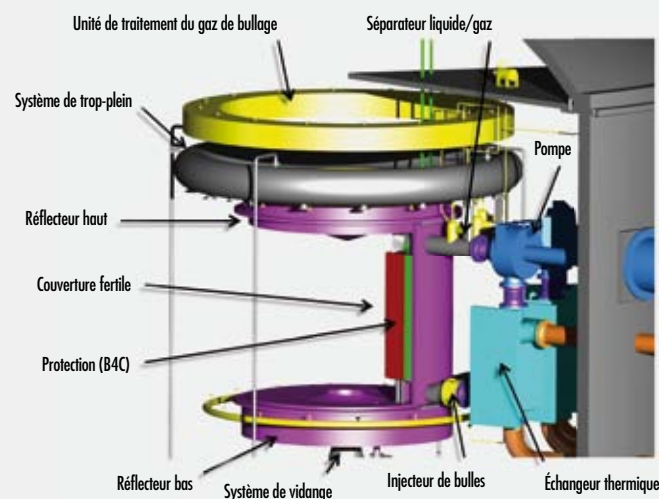
Cette capacité du MSFR à fissionner tous les actinides pourrait aussi être exploitée lors de l'arrêt définitif de la filière dans quelques siècles. En effet, lors de cet arrêt, généralement nommé « fin de jeu », les inventaires finaux de tous les réacteurs en fonctionnement deviendront des déchets, dominant très largement tous ceux déjà produits pendant toute la vie de la filière (ceci est vrai quelle que soit la filière régénératrice considérée). La possibilité de faire fonctionner un MSFR sans thorium mais avec les transthoriens des réacteurs arrêtés pourrait alors s'avérer très précieuse. Des scénarios développés par le CNRS ont permis de montrer une réduction d'un facteur 10 des inventaires finaux en 60 ans d'incinération, ce qui, dans le cas du parc français, réduit ces inventaires à un niveau inférieur à ceux déjà produits par la filière actuelle !

## 3.4. DÉMONSTRATION ET DÉMONSTRATEURS

### 3.4.1 CE QU'IL EST NÉCESSAIRE DE DÉMONTRER

Compte tenu de l'originalité du concept et du manque d'expertise actuel, il est clair qu'on ne peut aller directement à une étape de démonstration mettant en jeu des actinides. Il faut préalablement concevoir toute une série d'expérimentations, pour valider le plus possible de solutions technologiques, avec

**FIGURE 16 : REPRÉSENTATION CONCEPTUELLE DES DIFFÉRENTS ÉLÉMENTS DU MSFR, LE SEL COMBUSTIBLE N'EST PAS REPRÉSENTÉ.**



des matières non ou faiblement radioactives et démontrer leur validité aux autorités de sûreté. Le manque d'experts dans les domaines spécifiques aux sels fondus entraîne de toute manière un délai de formation qui concerne aussi bien les concepteurs de la technique que les autorités de sûreté.

Dans le cadre de cette R&D, les dispositifs expérimentaux peuvent et doivent, dans les premières étapes de démonstration, avoir une taille et une complexité limitées pour faciliter les modifications indispensables qui vont de pair avec les mises au point. Ainsi, dans un premier temps, ils ne mettront en œuvre que des sels « simulants » et ne passeront en sel combustible appauvri en éléments fissiles (sans Pu ni  $^{233}\text{U}$ ) que lorsque les validations concernées deviendront nécessaires. Les dispositifs à prévoir ultérieurement doivent aller jusqu'à la quantification des caractéristiques, pour permettre la validation de modèles numériques, qui serviront à définir précisément les détails d'un démonstrateur intégrant toutes les fonctions préalablement testées. En dernier lieu, l'expérimentation doit mettre en œuvre du sel avec fissions induites ce qui constituera la démonstration de faisabilité proprement dite.

### 3.4.2. ETAPES DE DÉMONSTRATION ET DÉFINITION DU DÉMONSTRATEUR

Elles se répartissent selon trois stades correspondant à trois niveaux de radioprotection : inactif (sel simulant), actif ( $^{\text{nat}}\text{LiF}-\text{ThF}_4\text{-}^{\text{app}}\text{UF}_4\text{-}^{\text{app}}\text{UF}_3$ ), actif avec fissions induites. Toutes les avancées techniques devront d'abord être faites avec des sels simulants et le passage en actif doit seulement fournir la preuve que les technologies validées en inactif restent valables. Il faut donc disposer d'équipements ayant déjà démontré des capacités opérationnelles, sans le handicap de la protection radiologique, et avec lesquels l'exploration de larges domaines de fonctionnement (température, vitesses, charges en gaz et particules, tailles et géométries particulières) aura permis d'asseoir notre compréhension et valider en partie les modèles numériques.

### 3.4.3. DÉMONSTRATEURS AVEC SEL SIMULANT - BANCS D'ESSAIS

Le fluorure simulant le plus commun est l'eutectique « FLi-NaK » ( $\text{LiF}-\text{NaF}-\text{KF}$ ), des mélanges ( $\text{LiF}-\text{NaF}-\text{ZrF}_4$  ou  $\text{NaF}-\text{KF}-\text{ZrF}_4$ ) peuvent cependant être utilisés pour accroître la viscosité et la densité. Ces sels sont liquides au-delà de  $450^\circ\text{C}$  et sont très stables thermiquement. Ils sont, par ailleurs, représentatifs du sel du circuit intermédiaire (si cette hypothèse est retenue). La maîtrise des points suivants est à démontrer ou quantifier, certains étant interdépendants :

- la manipulation de grandes quantités de sels fondus ;
- la conception des pompes, leurs performances, leur fiabilité et leur usure ;
- la validation des modèles hydrodynamiques d'écoulements ;
- la mise au point de l'instrumentation ;
- la validation d'éléments d'échangeurs à sels fondus ;
- la séparation et l'extraction des gaz et des particules ;
- la validation des composants du système de vidange.

La boucle FFFER (Forced Fluoride Flow for Experimental Research), actuellement en cours de construction au CNRS-LPSC<sup>11</sup> de Grenoble, constitue une étape préparatoire à cette démarche.

### 3.4.4. DÉMONSTRATEUR ACTIF SANS FISSIONS INDUITES

L'objectif de ces démonstrateurs est de prendre en compte les spécificités du sel contenant des actinides, soit vis-à-vis de la dynamique des écoulements soit de la chimie du sel. On peut lister :

- un petit démonstrateur de corrosion sous gradient thermique ;
- un petit démonstrateur de traitement chimique ;
- un démonstrateur hydrodynamique à grande échelle incluant les échangeurs de chaleur.

### 3.4.5. DÉMONSTRATEUR ACTIF AVEC FISSIONS INDUITES

Le rôle du démonstrateur nucléairement actif est :

- d'être agréé par les autorités de sûreté, c'est-à-dire répondre préalablement aux interrogations qu'elles peuvent émettre ;
- de démontrer la pilotabilité du réacteur (démarrage, variation de puissance, arrêt) ;
- d'être dans les conditions spécifiques du liquide thermiquement actif pour la gestion des arrêts et vidanges ;
- de produire des produits de fission gazeux et condensés (impossibles à simuler correctement) et de les extraire ;
- d'avoir une irradiation d'ensemble et non d'échantillons.

Il n'est pas obligatoire de réaliser toutes ces tâches avec un seul appareil afin d'éviter l'accumulation des difficultés et les coûts associés. Les deux premières sont réalisables avec un réacteur de très faible puissance spécifique et de faible taille (économie de fissile et d'infrastructure). Les autres nécessitent une puissance beaucoup plus forte, pour la production des produits de fission et la création de dégâts d'irradiation représentatifs (He, transmutations, dpa).

Un démonstrateur d'une puissance d'environ 100 MWth paraît être nécessaire pour avoir une production suffisante de produits de fission gazeux et métalliques afin de tester le traitement en ligne par gaz. Actuellement, il semble possible de réaliser un tel réacteur qui soit aussi auto-régénérateur. Le volume de sel impliqué ( $1.8\text{ m}^3$ ) serait 10 fois inférieur à celui du réacteur de référence ( $18\text{ m}^3$ ) et aurait une couverture fertile radiale pour la régénération. Sa durée d'utilisation serait limitée à quelques années, mais néanmoins il pourrait fournir à terme des échantillons de sel pour des essais de purification hors ligne (extraction des produits de fission solubles). Il devrait être associé à une extraction de l'uranium de la couverture fertile pour assurer son approvisionnement en matière fissile. A ce stade, il faut signaler qu'un tel réacteur devrait disposer idéalement d'une charge initiale en  $^{233}\text{U}$  de l'ordre de 700 kg. A défaut, la réduction de la taille du réacteur entraînant une augmentation de la proportion de fissile

<sup>11</sup> – Laboratoire de physique subatomique et de cosmologie.

dans le sel d'environ 1/3, la contrainte de solubilité du plutonium est plus forte. Un démarrage en  $^{235}\text{U}+\text{TRU}$  reste possible, mais en acceptant un enrichissement de l'uranium supérieur à 20 % (un enrichissement de 25 à 30 % pourrait physiquement suffire, mais risque d'être difficilement acceptable du point de vue du licensing). Une autre option consiste à mélanger de l'uranium enrichi à 20 % avec du MOX-Th qui devra être produit dans des réacteurs actuels.

Il est intéressant de remarquer qu'un tel démonstrateur pourrait fonctionner jusqu'à une puissance de 300 MWth tout en restant régénératif si on lui adjoignait une couverture fertile axiale en partie haute du cœur. On disposerait alors d'un réacteur « modulaire » exploitable commercialement sous couvert d'un coût de développement acceptable.

### 3.4.6. CONTEXTE INTERNATIONAL

Au niveau national, des collaborations existent depuis 9 ans autour des recherches sur les RSF au sein du programme concerté de recherche « Applications nucléaires des sels fondus » (PCR-ANSF) du programme PACEN du CNRS. Ces travaux de recherche ont également été soutenus par le Groupement National de Recherche GEDEPEON (Gestion des Déchets et Production d'Énergie par des Options Nouvelles – CEA/CNRS/AREVA/EDF) par l'Institut Carnot Énergie du Futur de Grenoble et est partiellement repris dans le programme scientifique de NEEDS (Nucléaire : Énergie, Environnement, Déchets, Société), programme CNRS lancé en 2012 en remplacement de PACEN.

Au niveau européen, le projet collaboratif EVOL (Evaluation and Viability Of Liquid fuel fast reactor system) du 7<sup>e</sup> PCRD a permis depuis 2011 de coordonner les efforts des partenaires européens et russes autour du concept MSFR. Au niveau international, comme déjà mentionné, le concept de MSFR a été sélectionné officiellement en 2008 par le groupe stratégique du GIF, comme modèle de RSF. Un certain nombre de pays initient actuellement des programmes de re-

cherche sur les RSF. La Chine a par exemple engagé en 2011, au Shanghai Institute of Applied Physics, un vaste programme sur les RSF ayant pour but, dans un premier temps, de refaire ce qui avait été fait dans les années 1960 et 1970 aux USA, avant de développer un démonstrateur en spectre rapide de type MSFR. Des observateurs américains et japonais assistent également aux réunions du comité de pilotage RSF du GIF.

### 3.4.7. CONCLUSION

Au stade actuel de nos connaissances, le concept MSFR est très attractif du fait de sa sûreté intrinsèque exceptionnelle et de sa polyvalence (incinération, surgénération, pilotabilité). Aucun verrou n'a été identifié pour sa réalisation, mais ses limites de performance ne sont pas encore évaluées. Il n'est donc pas possible d'estimer la réalité de sa faisabilité et ses performances économiques sans développer un programme de recherche scientifique et technologique minimal. Il est donc nécessaire de maintenir un niveau d'expertise suffisant pour assister à la fois les concepteurs et les Autorités de sûreté garantes de la crédibilité des options nouvelles de ce concept auprès du public.

Les expériences du passé aux USA et en France ont montré que la technologie des sels fondus était viable, mais l'expertise actuelle dans le domaine étant en cours de disparition, il est nécessaire de la renforcer considérablement. Toutefois, cette expertise peut être partagée avec d'autres champs d'application, tels que le solaire thermique et l'industrie du traitement des déchets nucléaires actuels ou futurs.

Les travaux de recherche scientifique et technique peuvent être menés initialement sur des matières non radioactives et impliquer des partenaires multiples. Par contre, il sera nécessaire d'utiliser des INB (Installation nucléaire de base) pour des travaux expérimentaux sur le traitement chimique de purification du sel irradié et pour la mise en œuvre du démonstrateur à fissions induites.



**Direction de l'énergie nucléaire**  
Centre de Saclay  
91191 Gif-sur-Yvette cedex  
[www.cea.fr](http://www.cea.fr)