

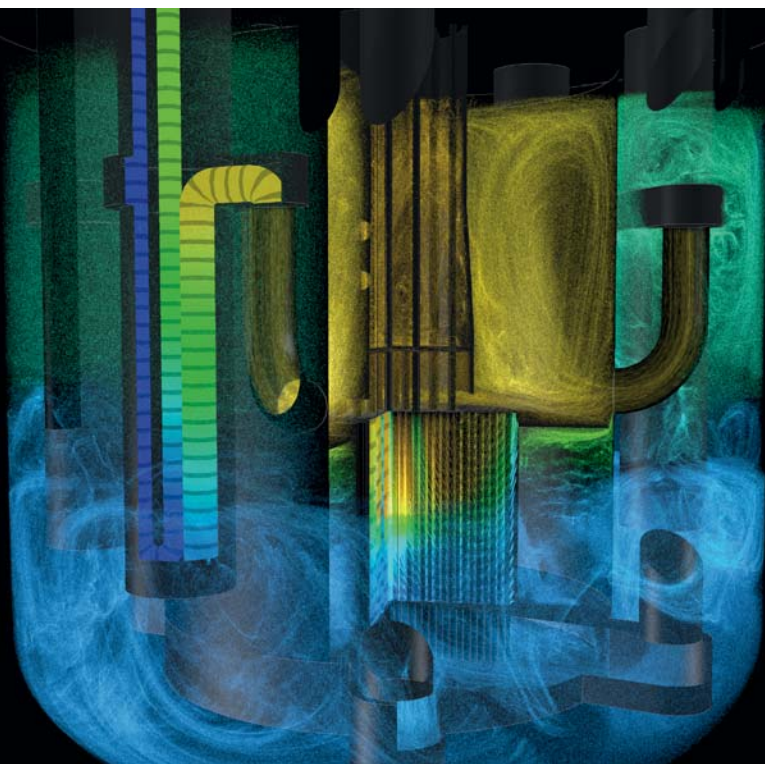


INSTITUT DE FRANCE
Académie des sciences

ACADÉMIE DES SCIENCES

FLUIDES CALOPORTEURS POUR RÉACTEURS À NEUTRONS RAPIDES

[LES ATELIERS DE L'ACADÉMIE]



Les fluides caloporteurs pour réacteurs à neutrons rapides

Sous la direction de Robert DAUTRAY,
Yves BRÉCHET et Jacques FRIEDEL

ACADÉMIE DES SCIENCES

The logo for EDP Sciences, featuring the letters 'edp' in a stylized, lowercase font where the 'e' and 'd' are connected, followed by the word 'sciences' in a clean, lowercase sans-serif font.

17, avenue du Hoggar
Parc d'activités de Courtabœuf, BP 112
91944 Les Ulis Cedex A, France

Imprimé en France

© 2014, EDP Sciences
17, avenue du Hoggar, BP 112, Parc d'activités de Courtaboeuf, 91944 Les Ulis Cedex A

Tous droits de traduction, d'adaptation et de reproduction par tous procédés réservés pour tous pays. Toute reproduction ou représentation intégrale ou partielle, par quelque procédé que ce soit, des pages publiées dans le présent ouvrage, faite sans l'autorisation de l'éditeur est illicite et constitue une contrefaçon. Seules sont autorisées, d'une part, les reproductions strictement réservées à l'usage privé du copiste et non destinées à une utilisation collective, et d'autre part, les courtes citations justifiées par le caractère scientifique ou d'information de l'oeuvre dans laquelle elles sont incorporées (art. L. 122-4, L. 122-5 et L. 335-2 du Code de la propriété intellectuelle). Des photocopies payantes peuvent être réalisées avec l'accord de l'éditeur. S'adresser au : Centre français d'exploitation du droit de copie, 3, rue Hautefeuille, 75006 Paris. Tél. : 01 43 26 95 35.

ISBN 978-2-7598-1117-5

TABLE DES MATIÈRES

Préface	ix
<i>Jacques Friedel, Membre de l'Académie des sciences</i>	
Chapitre 1 – Introduction sur les fluides caloporteurs pour les réacteurs à neutrons rapides, une vue générale des problèmes scientifiques et techniques	11
<i>Yves Bréchet, Robert Dautray et Jacques Friedel, Membres de l'Académie des sciences</i>	
Remarques préliminaires	13
1 Transfert de chaleur : de la source chaude à la source froide	20
2 Propriétés nucléaires	29
3 Chimie	31
4 Matériaux	32
5 Risques	37
6 Bilan	38
Chapitre 2 – Les fluides caloporteurs dans les différentes options de la génération IV : le retour d'expérience	43
<i>François Carré, directeur scientifique, CEA</i>	
Introduction	45
1 Les premiers projets de réacteurs à neutrons rapides : du mercure au NaK et au sodium	45
2 Atouts et contraintes spécifiques du sodium comme caloporteur	47

3 Concepts de réacteurs à neutrons rapides refroidis autrement qu'au sodium	50
4 Perspectives d'avenir pour les réacteurs à neutrons rapides : projets à moyen terme et recherche à plus long terme	54
5 Coopération internationale : défis et perspectives	59
Références	61

Chapitre 3 – Le cahier des charges des réacteurs à neutrons rapides du futur **63**

*François Gauché, chef du programme
« réacteurs IV^e génération », CEA*

Introduction	65
1 Attentes des systèmes de IV ^e génération	65
2 Attentes en termes de performances	68
3 Attentes en termes de sûreté	72
4 Quelques enjeux spécifiques des réacteurs à neutrons rapides.	76
Conclusion	78

Chapitre 4 – Les conclusions du séminaire : quelles actions en termes de recherche et développement ? **79**

Yves Bamberger, conseiller scientifique du président d'EDF

1 Que présente ce chapitre et comment est-il organisé ?	81
2 Les actions-clés concernant toutes les filières	81
3 Les réacteurs au sodium à neutrons rapides.	83
4 Les réacteurs au plomb	84
5 Les réacteurs à sels fondus	85
6 Les réacteurs à gaz	86
7 Au-delà des questions scientifiques et techniques	87

Postface **89**

Édouard Brézin, membre de l'Académie des sciences

CD-Rom : diaporamas des exposés du colloque

Plan du CD-Rom

Introduction du séminaire

Robert Dautray

1 Exposés introductifs

- 1.1. Les options de fluide caloporteur et les types de réacteurs – *Franck Carré (CEA)*
- 1.2. Les problèmes scientifiques et techniques – *Robert Dautray, Yves Bréchet (Académie des sciences)*
- 1.3. Le cahier des charges intégrant notamment les aspects industriels – *François Gauché (CEA)*

2 Sodium

- 2.1. Incidence du choix du sodium sur la conception et le fonctionnement du réacteur. Coexistence de l'eau et du sodium, contrôle préventif des fuites et options possibles pour les échangeurs de chaleur – *Guillaume Rodriguez (CEA)*
- 2.2. Les problèmes liés au sodium dans le cœur du réacteur, les impuretés, les produits de corrosion et leur devenir sous irradiation. Physicochimie de l'interface sodium/matériaux de structure. Sûreté – *Christian Latgé (CEA)*
- 2.3. Retour d'expérience de Phénix et Superphénix – *Jean-François Sauvage (EDF)*

3 Plomb

- 3.1. Incidence du choix du plomb ou de ses alliages sur la conception et le fonctionnement du réacteur. Incidence particulière sur la puissance unitaire. Comparaisons avec le sodium du point de vue de la thermique et de la mécanique des fluides. Viscosité. Pertes en charge. Capacité calorifique. Maintenance, ISIR, radioprotection (Po-210). Sûreté – *Pietro Agostini (ENEA)*
- 3.2. Technologies de mise en œuvre du plomb comme fluide caloporteur : pompes, tuyauteries, retour d'expérience de Russie – *Vladimir Ulyanov (IPPE Obninsk)*
- 3.3. La chimie du plomb, interaction et corrosion avec les matériaux de gainage, avec les matériaux des tuyauteries. Physicochimie de l'interface plomb/matériaux de structure – *Thierry Auger (ECP)*

4 Sels fondus

- 4.1. Incidence du choix des sels fondus sur la conception et le fonctionnement du réacteur. Échangeurs de chaleur et fluide intermédiaire. Sûreté – *Daniel Heuer (CNRS)*

- 4.2. Technologie de mise en œuvre du sel comme fluide combustible et caloporteur : pompes, purge, nettoyage du sel, capteurs et maintenance – *Véronique Ghetta (CNRS)*
- 5 Hélium
 - 5.1. Retour d'expérience sur l'utilisation des gaz et de l'hélium en particulier comme fluide caloporteur – *Evaldas Bubelis (KIT)*
 - 5.2. Interaction avec les matériaux, spécificités des hautes températures. Physicochimie de l'interface hélium/matériaux de structure – *Céline Cabet (CEA)*
 - 5.3. Incidence du choix du gaz, hélium en particulier, sur la conception et le fonctionnement du réacteur. Sûreté – *Jean-Claude Garnier (CEA)*
- 6 Questions fondamentales sur l'interface fluide/solide
 - 6.1. Contact inerte : apport des approches atomiques sur le liquide au contact du solide cristallin, conséquences possibles – *Élisabeth Charlaix, Jean-Louis Barrat (UJF) et Lyderic Boquet (ENS-Lyon)*
 - 6.2. Contact réactif : dissolution et réaction, fluide métallique ou gaz suivant la priorité identifiée – *Evgueny Glickman (Israël)*
- 7 Questions liées à la réalisation
 - 7.1. Fabrication et mise en œuvre : matériaux et procédés, stations pilotes de différentes tailles (cible sodium) – *Claude Escaravage (Areva)*
 - 7.2. Contrôle et maintenance : instrumentation, laboratoires d'examen des équipements, aspect industriel, contrôle et maintenance (cible sodium) – *Denis Buisine (EDF)*
- 8 Contrôle et maintenance
 - 8.1. Discussion menée par *Yves Bamberger (EDF) et François Carré (CEA)*
 - Discussion générale sur les sessions des deux jours
 - Maturité industrielle des différentes options
 - Synthèse et feuille de route
 - 8.2. Conclusions du séminaire – *Yves Bréchet, Robert Dautray, Jacques Friedel, Georges Martin et André Pineau*
- 9 Programme du séminaire des 19 et 20 février 2013

PRÉFACE

Cet ouvrage présente, de manière condensée, la substance et les conclusions d'une réunion de deux jours organisée les 19 et 20 février 2013 par l'Académie des sciences sur l'emploi des fluides caloporteurs dans les réacteurs à neutrons rapides de IV^e génération. Les organisateurs de cette réunion étaient Yves Bréchet, Robert Dautray, Jacques Friedel et Georges Martin.

Ce type de réacteur doit fissionner tous les noyaux d'uranium et pas seulement la fraction minimale d'uranium-235 des réacteurs des générations précédentes. Il doit ainsi travailler dans des conditions plus extrêmes, pour entraîner les produits de fission hors du combustible et transformer cette énergie de fission en chaleur à l'aide d'un fluide caloporteur ; et cette chaleur à haute température sera finalement transformée en énergie consommable sous forme d'électricité ou de travail mécanique.

La IV^e génération est actuellement la seule qui puisse produire, par la fission de l'uranium, des flux d'énergie significatifs à l'échelle du siècle, et bien au-delà, et pour toutes les grandes métropoles mondiales. Et le choix d'un fluide caloporteur approprié conduit au développement de réacteurs de caractéristiques différentes. C'est ce qui explique que, dans l'histoire déjà longue et complexe de cette question, plusieurs solutions aient été envisagées et plus ou moins développées, en France comme au niveau international.

L'Académie des sciences, secondée par des membres de l'Académie des technologies, a pensé souhaitable de faire un état des lieux aussi complet et précis que possible, avec la participation essentielle des spécialistes les plus compétents et dans les secteurs actuellement les plus actifs. Après avoir présenté le cadre général du problème posé du point de vue scientifique et technique comme de celui de la réalisation industrielle, ce texte analyse quatre types de solutions, qui concernent les métaux liquides, les gaz et les sels fondus. Il en souligne finalement les problèmes communs, mais aussi les caractéristiques différentes auxquelles ces solutions conduisent, notamment en ce qui concerne la taille et le régime thermique de ces réacteurs.

Le texte qui suit et ses conclusions sont édités sous la responsabilité de l'Académie des sciences. Il comprend quatre chapitres : une synthèse des questions scientifiques et techniques générées par chaque choix de fluide caloporteur, chapitre qui extrait les points clés des exposés présentés au cours du séminaire (R. Dautray et Y. Bréchet), une introduction aux réacteurs de IV^e génération vus sous l'aspect des fluides caloporteurs (F. Carré), un article dégageant les exigences industrielles de développement d'un de ces réacteurs, celui refroidi au sodium (F. Gauché) et un chapitre de conclusion qui

illustre de manière comparative les grands défis restant à relever et demandant des recherches approfondies (Y. Bamberger). Ils sont étoffés par la publication, sous forme d'un CD-Rom associé au présent volume, des présentations faites lors des différentes contributions orales à cette conférence. Avec les références nombreuses et bien choisies des articles du texte principal et les discussions que les présentations orales ont suscitées, cette réunion fournit une image détaillée, que nous pensons assez exacte et équilibrée, sur l'état de l'art de cette question essentielle d'un point de vue technique. Les points les plus marquants sont résumés dans la postface de É. Brézin.

Nous sommes très reconnaissants aux différents organismes approchés d'avoir rendu cette réunion possible, et aux différents et nombreux participants d'avoir fait un effort particulier de clarté et d'équilibre dans leur présentation.

Nous pensons en effet que l'Académie des sciences est parfaitement justifiée à émettre, dans les domaines de sa compétence, des avis détaillés qui analysent et comparent différentes solutions scientifiques, et concluent, s'il existe, sur leur domaine possible de validité. En revanche, les choix entre ces solutions dépendent aussi en grande partie de l'histoire et des besoins socio-économiques, qui sont plus proprement à la charge du ou des gouvernements et des citoyens qu'ils représentent. Il en est particulièrement ainsi dans les domaines comme le nucléaire où l'évolution ne peut être qu'à moyen ou long terme.

C'est dans cet esprit que l'Académie des sciences s'est exprimée depuis quelques années sur de grands thèmes de société touchant, tant la métallurgie ou les mégaséismes que l'avenir du nucléaire dans ses III^e et IV^e générations. Ces réflexions ont toutes donné lieu à la publication de textes édités sous la responsabilité de l'Académie des sciences, et le plus souvent accompagnés sur le site Internet de l'Académie par des compléments tirés des réunions préparatoires.

Des commentaires plus détaillés seront présentés dans ce livre, tant sur l'état de l'art des divers caloporteurs que sur leurs différences. Mais la lecture initiale de l'ensemble des contributions que nous proposons dans cette introduction sera structurée en cinq items : transfert de chaleur, propriétés nucléaires, chimie, matériaux et, enfin, risques.

Jacques Friedel
Membre de l'Académie des sciences

CHAPITRE 1

Introduction sur les fluides caloporteurs pour les réacteurs à neutrons rapides, une vue générale des problèmes scientifiques et techniques

Yves Bréchet, Robert Dautray et Jacques Friedel

Membres de l'Académie des sciences

Remarques préliminaires

On pourrait dire, en forçant un peu le trait, que les réacteurs nucléaires sont en fait de grosses machines thermiques ayant une source de chaleur un peu particulière. Comme dans toutes les machines thermiques, il faut extraire la chaleur et la conduire vers une source froide où elle peut être transformée en travail mécanique *via* une turbine (à vapeur¹ ou gaz), puis en énergie électrique. Décrit ainsi, le fonctionnement d'un réacteur nucléaire dépend de façon centrale de son fluide caloporteur. C'est au sujet de ce fluide caloporteur que le présent colloque a été organisé.

Mais il ne faut pas pour autant oublier que le caractère « particulier » de la source de chaleur, à savoir la réaction en chaîne de fission, impose à l'ingénieur des exigences très spécifiques qui compliquent singulièrement sa tâche.

- Tout d'abord, le fluide caloporteur « baigne » le combustible confiné dans sa gaine. Il modifie le spectre neutronique et, selon que l'on veut travailler en spectre de neutrons thermiques ou en spectre de neutrons rapides, les choix du fluide caloporteur seront différents.
- Les centrales nucléaires comportent classiquement des barrières qui doivent prévenir le contact entre le combustible nucléaire et la biosphère : la gaine au contact du combustible, la cuve contenant le combustible et sa gaine, et enfin l'enceinte totale du réacteur. Et ce confinement de la radioactivité, requis par des exigences de sûreté, doit être rendu compatible avec l'extraction de chaleur : le fluide caloporteur doit extraire et transporter la chaleur sans pour autant laisser de chemin à la radioactivité. Cela impose par exemple que les éventuels produits de corrosion du circuit du fluide caloporteur, créés loin ou proches du cœur, adhèrent aux conduites et ne soient pas entraînés par le fluide vers les zones **internes du cœur** du réacteur, où ils seraient irradiés par les neutrons et deviendraient radioactifs. C'est pour satisfaire à ces contraintes contradictoires que trois barrières indépendantes, redondantes et distribuées loin l'une de l'autre dans l'ensemble de l'installation nucléaire, séparent les matériaux liés à la réaction de fission en chaîne et le générateur de vapeur couplé à la turbine et au condenseur. Elles ont été conçues suivant un cahier des charges qui exige qu'elles soient efficaces, non seulement pendant le régime nominal, mais aussi durant les arrêts pour maintenance, pour déchargement et durant les incidents ou accidents.

¹ Par exemple, la turbine à vapeur d'eau de Phénix tournait à 3 000 tours/minute. Les turbines à gaz pour le caloporteur sodium sont étudiées dans la diapositive 15 du document 2.1.

En effet, durant toutes ces opérations, (i) de la puissance nucléaire est continuellement émise par les noyaux radioactifs et, de plus, (ii) ces noyaux instables ont des demi-vies s'étalant des secondes et jours (iode-131, demi-vie de 8 jours) jusqu'à une trentaine d'années pour n'aller que jusqu'à l'isotope 137 du césium.

- Le fluide caloporteur doit extraire la chaleur efficacement, ce qui conduit à essayer d'augmenter les températures et les pressions. Il doit le faire sans agresser de façon excessive le matériau qui le contient, ni du point de vue chimique, ni du point de vue de la sollicitation mécanique à chaud. Et enfin, il doit le faire sans risquer une transition de phase² (ébullition) qui modifierait drastiquement et de façon incontrôlée les conditions de l'échange thermique aux parois.

Il est important de garder à l'esprit que l'ensemble des procédés liés aux échanges thermiques ou aux réactions chimiques du fluide caloporteur avec les matériaux, ou encore aux transferts de fluide, sont intrinsèquement hors d'équilibre et relèvent de la thermodynamique des phénomènes irréversibles. Cette discipline est souvent phénoménologique mais peut parfois être basée sur des approches au niveau atomique, ce qui leur donne un contenu physique mieux assuré (par exemple pour les comportements de fluide au seuil d'ébullition à la paroi).

C'est l'ensemble de ces exigences **contradictoires** qui doivent être présentes à l'esprit des ingénieurs, des scientifiques et des techniciens qui conçoivent les réacteurs dits de la quatrième génération. Mais les critères de choix de telle ou telle option, qui imposent une prise en compte globale du cycle du combustible, des conditions extérieures à la science et aux techniques, des exigences de non-prolifération et des aspects économiques. Elles sont beaucoup plus vastes que la simple question du fluide caloporteur et dépassent l'objectif de ce séminaire ; de même que la question globale de la sécurité et de la sûreté du réacteur dans son ensemble. Nous nous focalisons ici sur la question **spécifique des fluides caloporteurs** et des **conséquences scientifiques et technologiques des options de caloporteurs étudiées**.

² La physicochimie des transitions de phase est exposée dans *Thermodynamic Aspects of Phase Transitions* (pp. 136–155 de [4]).

Encadré 1 – La crise d'ébullition

La séparation entre une paroi chauffante et le fluide caloporteur n'est jamais une surface lisse parfaite. Les écoulements de fluide se produisent dans le volume bien sûr, mais aussi dans une couche limite d'épaisseur variable. Des bulles peuvent se former. Cette « ébullition nucléée » (bulles) est un processus de transfert de chaleur substantiel. Pourtant, si ces bulles coalescent près de la séparation fluide/solide, il peut se former un film continu de vapeur du fluide caloporteur. Comme la conductivité de la vapeur, aux mêmes température et pression, est très inférieure à celle du fluide, la température de la matière de surface du solide monte localement. On dit alors qu'il y a crise d'ébullition (*boiling crisis*). Les phénomènes intervenant dans le flux critique de chaleur et donnant lieu à la crise d'ébullition sont : passage de la convection naturelle à la germination de bulles de vapeur (*nucleate ebullition*), dépassement du flux de chaleur dit critique, formation d'un film quasi continu d'ébullition, montée très rapide de la température de la surface de la paroi (*burn out of the heater*), en fonction de la température de la surface d'échange, etc. Ces phénomènes sont décrits dans les diapositives 43, 44, 45 du document 6.1 et dans la référence [12]. Parmi les méthodes d'étude de ces phénomènes très rapides, mentionnons la mesure au point triple (vapeur, liquide, paroi) de l'angle apparent de contact à ce point triple entre la direction de la paroi et la direction de la séparatrice entre la vapeur et le liquide. Ces phénomènes sont **hors d'équilibre** (voir référence [14]) et relèvent donc de la **thermodynamique hors d'équilibre** (voir références [4, 12, 45]).

L'évaporation du fluide caloporteur nécessite de l'énergie pour séparer les molécules. Elle est ici fournie sous forme de chaleur, appelée **enthalpie** d'évaporation. L'appellation « chaleur latente » concerne une transformation à **volume constant**. De même, pour la chaleur sensible.

Il faut être attentif à ce que le changement en énergie interne U n'égal pas l'énergie transférée comme chaleur quand le système est libre de varier son volume comme dans la piscine d'un RNR au sodium. Une partie de l'énergie cédée au système comme chaleur retourne à l'environnement comme **travail d'expansion**. Dans ce cas, l'énergie cédée au système à pression constante comme chaleur est égale à sa **variation d'enthalpie**. Celle-ci est la somme de la variation d'énergie interne ΔU et du travail $p \cdot \Delta V$ (voir références [4, 44]). La grande surface d'échange de chaleur en explique la taille (voir référence [44] pour la prise en compte des phénomènes d'évaporation – *chaleur latente* – et de condensation et, pour la surface d'échange de chaleur, voir *infra* encadré du paragraphe 1.4.1). Les valeurs de quelques-unes de ces enthalpies des fluides caloporteurs étudiées dans ce séminaire sont indiquées dans les diapositives 19 et 23 du document 5.1 pour les gaz, avec la notation C_p ($p =$ à pression constante) en $\text{kJ/kg} \cdot \text{K}$ (J pour joule, K pour kelvin), etc.

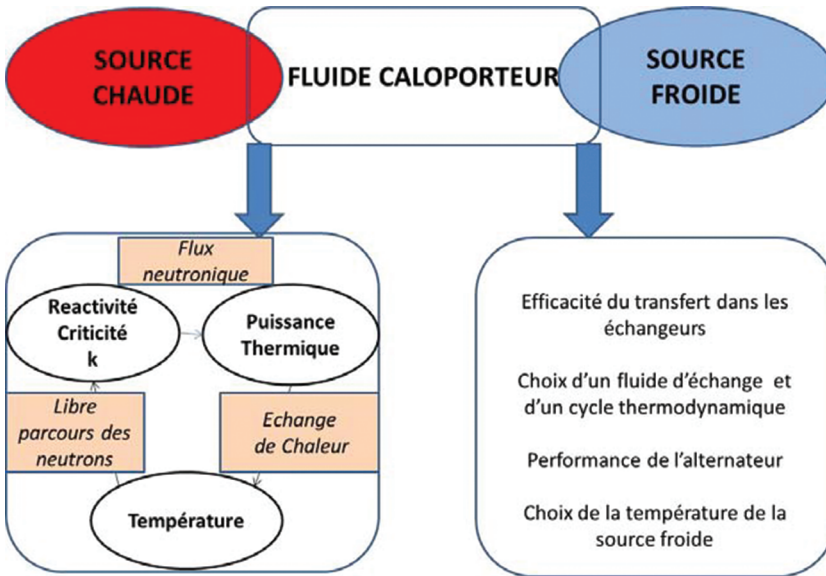


Figure 1.1

Positionnement logique du thème du séminaire dans une perspective thermodynamique des centrales.

Le positionnement logique du séminaire est schématisé sur la figure 1.1. La source chaude est le cœur du réacteur ; le fluide caloporteur a pour fonction d'extraire la chaleur et de la transporter jusqu'à la source froide où, via une machine thermique – que l'on peut caractériser comme étant la centrale entière, le générateur de vapeur, ou encore l'étage de conversion d'énergie thermique en travail thermodynamique –, elle sera transformée en travail puis, grâce à un alternateur, en électricité. Toutefois, nous y incluons toujours la source froide qu'est le condenseur et une source chaude qui peut être une condition aux limites. Le rôle du fluide caloporteur est essentiel pour deux raisons : (a) une raison directe qui est de nourrir le cycle thermodynamique de cette machine thermique aussi efficacement que possible ; (b) une raison indirecte qui est son action sur la température du cœur. La réaction de fission en chaîne est la cause de la source de chaleur. Son efficacité dépend de l'économie de neutrons du cœur, laquelle est dépendante du libre parcours moyen des neutrons. La génération de chaleur résultant de ces réactions tend à réchauffer le cœur qui est refroidi par le fluide caloporteur. La température du cœur résulte de cet équilibre entre génération et extraction de chaleur. Cette température conduit à des modifications de la géométrie (dilatation, flambage) qui concernent le libre parcours moyen des neutrons, donc l'économie neutronique. En aval du cycle, le fluide caloporteur joue un rôle essentiel dans le fonctionnement de la machine thermique puisque c'est lui qui joue le rôle de source chaude. Plus la température chaude est élevée, plus

le rendement thermodynamique sera élevé. Le choix des matériaux dans les échangeurs dépend fortement du fluide caloporteur et du fluide qui activera l'alternateur. Si l'on veut une machine thermique efficace, on doit choisir une source froide aussi froide que possible. En revanche, il peut être intéressant de générer en aval un fluide « chaud » (utilisable pour le chauffage) quitte à perdre en rendement électrique : on parle alors de « cogénération ».

Plus précisément, le cahier des charges proposé aux participants du séminaire était le suivant :

- faire le point des connaissances, des installations d'études, des **logiciels**, des incidents et accidents en ce qui concerne les caloporteurs et leurs circuits (surface intérieure, étanchéité, surfaces libres, corrosion, efforts mécaniques, physicochimie et chimie, etc.) dans les réacteurs à neutrons rapides, à partir de la paroi des sources chaudes, jusqu'au dispositif de conversion d'énergie calorifique en travail thermodynamique et de la source froide inclus ;

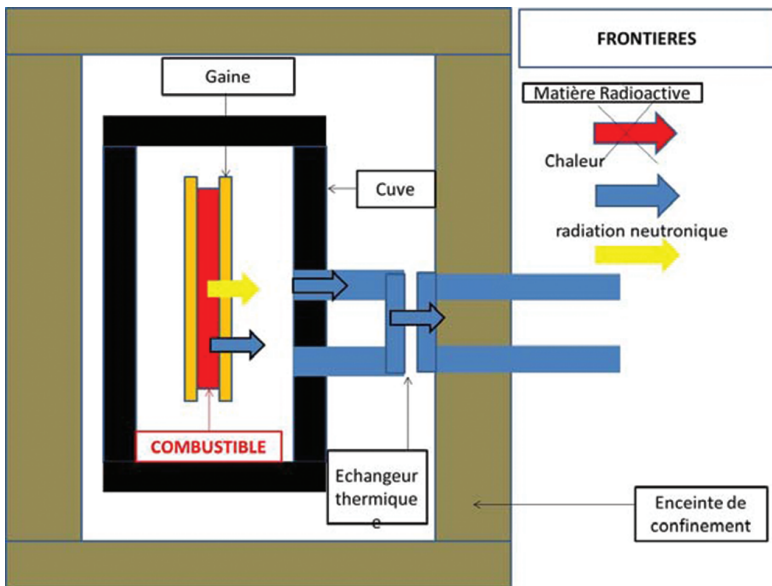


Figure 1.2

Les frontières dans un réacteur nucléaire et la « traversée » de ces frontières.

- étudier les propriétés de ces caloporteurs (physiques, chimiques, mécaniques, thermodynamiques, équilibres et physiques hors d'équilibre, changements de phase, etc.) tant dans les régimes nominaux de puissance que d'arrêt, de maintenance, de nettoyage, d'incident, d'accident, de sécurité, d'alerte, etc.) ;

- sont concernées les installations passives (circuits, échangeurs de chaleur, filtres, etc.), actives (pompes³, vannes⁴, purgeurs, nettoyage, débouchage, etc.), l'instrumentation, la commande, le contrôle, les processus (maintenance, nettoyage, exploitation, manutention, transports...);
- préciser les verrous scientifiques, techniques, industriels et, si possible, les voies envisageables pour les traiter. Les calendriers associés doivent être explicités, ainsi que les ordonnancements des opérations;
- les incertitudes doivent être, autant que faire se peut, intégrées dans un cadre exhaustif, cohérent, et replacées d'une manière relative et en arborescence des causes et des conséquences, avec les tentatives d'attribution à ces causes.

Le but du séminaire était de dresser à la fin une liste comparative des acquis et des verrous scientifiques et techniques, avec l'ordonnement des travaux à exécuter pour en avancer la résolution, le tout étant comparé du point de vue des attraits pour la France et de ses atouts. Les différents exposés, tels qu'ils apparaissent dans le CD-Rom associé à ce livre et tels qu'ils sont référencés dans cette introduction, sont résumés dans le tableau 1.1.

Tableau 1.1

Les thèmes exposés au cours du séminaire.

1.1. Les différents fluides caloporteurs envisagés pour les réacteurs rapides de la IV ^e génération.	F. Carré (CEA)
1.2. Les questions scientifiques et techniques dans le choix des fluides caloporteurs.	R. Dautray, Y. Bréchet (Académie des sciences)
1.3. Le cahier des charges des réacteurs à neutrons rapides.	F. Gauché (CEA)
2.1. Incidence du choix du sodium comme fluide caloporteur sur la conception et le fonctionnement du réacteur. Contrôle préventif des fuites et options possibles pour les échangeurs de chaleur.	G. Rodriguez (CEA)
2.2. Les propriétés du sodium et son comportement en cuve.	Ch. Latgé (CEA)
2.3. Retour d'expérience des RNR sodium.	J.-F. Sauvage (EDF)
3.1. Le plomb fondu, comme fluide caloporteur pour les réacteurs de la génération IV : problèmes spécifiques et comparaison avec les autres fluides.	P. Agostini (ENEA)

³ Par exemple, les pompes primaires (donc de sodium) ont des vitesses de rotation de 150 à 830 tours/minute et débitent environ 1 000 kilogrammes de sodium/seconde (voir référence [2], p. 11).

⁴ La robinetterie « sodium » est exposée pp. 232–234 de la référence [2].

3.2. Technologie de mise en œuvre des fluides caloporteurs lourds : plomb fondu et eutectique plomb-bismuth.	V. Ulyanov (IPPE Obninsk)
3.3. La chimie du plomb et son interaction physicochimique avec les matériaux de gainage et de tuyauteries.	T. Auger (ECP)
4.1. Influence du choix des sels fondus sur la conception et le fonctionnement des réacteurs MSR (<i>Molten Salt Reactor</i>).	D. Heuer (CNRS)
4.2. Les caloporteurs de sels fondus : mise en œuvre dans les réacteurs.	V. Ghetta (CNRS)
5.1. <i>Experimental feedback concerning the use of gases</i> . Les gaz et en particulier l'hélium comme fluides caloporteurs.	E. Bubelis (Karlsruhe IT)
5.2. Interaction du fluide caloporteur hélium avec les matériaux, spécificités des hautes températures.	C. Cabet (CEA)
5.3. Incidence du choix du gaz, et en particulier de l'hélium, comme fluide caloporteur sur la conception, le fonctionnement et la sûreté des réacteurs.	J.-C. Garnier (CEA)
6.1. Interaction des fluides avec les interfaces inertes. Sauts de températures et de vitesses à l'interface : une vue microscopique, conséquences sur la microfluidique et les échanges thermiques.	E. Charlaix, J.-L. Barrat (UJF Grenoble), L. Boquet (ENS Lyon)
6.2. Interaction des fluides avec des interfaces non inertes : le cas de la fragilisation par les métaux liquides.	E. Glickman (Israël)
7.1. Superphénix : fabrication et mise en œuvre des matériaux de la cuve.	B. Escaravage (AREVA)
7.2. Superphénix : fabrication des générateurs de vapeur, choix du matériau des tubes d'échange. Inspection en service des tubes d'échange et de la cuve.	D. Buisine, F. Champigny (EDF)
8.1. <i>Seminar on Coolants for Fast Neutron Reactors</i> .	F. Carré (CEA), Y. Bamberger (EDF)
8.2. <i>Coolant fluids for fast neutron reactors, scientific et technical issues: Elements for a discussion</i> .	R. Dautray, Y. Bréchet (Académie des sciences)

Après une série d'exposés introductifs (1.1 à 1.3), on trouvera donc successivement présentés le cas du sodium (2.1 à 2.3), du plomb et de ses alliages (3.1 à 3.3). Le cas des réacteurs à sels fondus est un peu particulier car, de tous les concepts de réacteurs, il est le seul qui ne découple pas le transfert de chaleur et celui de la matière radioactive puisque le fluide caloporteur est le combustible lui-même. Il est présenté dans les exposés 4.1 et 4.2. Le cas des gaz, et plus spécifiquement de l'hélium comme fluide caloporteur, est présenté dans les exposés 5.1 à 5.3. Pour compléter cette vision scientifique et technologique des différentes options, les exposés 6.1 et 6.2 abordent la question fondamentale de l'interface fluide/solide, vue au niveau microscopique, qu'il s'agisse de problèmes de physique dans les interfaces non réactives (6.1) ou de problème de physicochimie comme en particulier dans

le cas de la fragilisation par les métaux liquides (6.2). Les connaissances portant sur les caloporteurs sodium sont vastes et documentées, compte tenu des études, exploitations et installations d'essai, tant en France (Rapsodie, Phénix, Superphénix) qu'aux États-Unis, en Grande-Bretagne, Russie, Japon, Inde et Chine. Les deux derniers exposés portent sur la réalisation de la cuve de Superphénix, sur les choix de matériaux pour les générateurs de vapeur et les tubes d'échange, et sur les contrôles non destructifs. Il est de la plus haute importance que ces connaissances sur la réalisation concrète des réacteurs soient conservées et valorisées.

1 | Transfert de chaleur : de la source chaude à la source froide

Le système caloporteur permet de transférer et de transformer une partie de l'énergie qui lie les noyaux des atomes en (i) énergie cinétique des **fragments de fission**, (ii) énergie cinétique des neutrons issus des fissions, (iii) neutrons issus des fragments de fission et (iv) énergie déposée par les rayons gamma émis par les fragments de fission et leurs descendants, etc. Ces diverses énergies cinétiques sont déposées sur leurs parcours dans la matière, pour la plus grande partie dans le combustible, sous forme de chaleur du milieu. Pour ce qui est dégagé dans le combustible, cette chaleur traverse les gaines (libre parcours des neutrons dans les gaines : voir figure 1.2 en page 15 ; épaisseur des gaines : 0,57 mm, voir tableau 1.4 de la référence [5], p. 29) et chauffe par conduction le fluide caloporteur. Celui-ci contribuera à transférer, directement ou indirectement, une partie de cette chaleur au système de conversion d'énergie calorifique en **travail thermodynamique** et à la source froide, appelée condenseur (voir les six figures de la diapositive 13 du document 1.1).

Toutes ces fonctions du transfert de la chaleur vers un système de conversion d'énergie dépendent tant des **lois** de la physique, de la chimie, des matériaux accessibles, des processus physicochimiques possibles que des composants **techniques** qui les mettent en œuvre...

1.1. Écoulement des fluides

Les lieux d'exploitation de ces productions d'énergie, leur transport vers les zones de consommation, leur distribution, leur sécurité pour les humains, etc., dépendent des normes de protection des personnels et des populations concernés, des impacts sur les environnements et de l'évolution des besoins dus au changement climatique. Ceci comporte des incertitudes et entraîne

des **risques** comme pour beaucoup de techniques. Ceux-ci doivent être évalués et gérés. Des compromis conduisent à **diverses options** (voir les six figures de la diapositive 13 du document 1.1).

Les **critères de choix entre celles-ci comportent** des bases scientifiques, techniques et industrielles.

Tous ces critères de choix varient dès aujourd'hui suivant les acteurs et sont appelés à être modifiés par les acteurs du futur. Après cinq décennies d'expériences (voir diapositives 4 et 5 du document 1.1), ceux des **caloporteurs** qui ont été retenus comme les plus susceptibles d'être capables, à divers avens, d'aboutir à des solutions robustes pour les différents sites et époques sont les suivants :

- le métal liquide⁵ et notamment le sodium, le plomb et d'éventuels alliages (voir diapositives 11, 12, 14, 15, 16 du document 1.1) ;
- **le gaz et notamment l'hélium** (diapositives 9 et 10 du document 1.1) ;
- **les sels fondus** (voir diapositive 22 du document 1.1).

Les mérites respectifs des différents fluides, du point de vue du transfert de chaleur par unité de puissance de pompage, sont donnés dans le tableau 1.2.

Il est important de remarquer que les arguments donnés ci-dessus relèvent d'une approche macroscopique du transfert de quantité de mouvement et de chaleur. Se pose la question de définir les conditions aux interfaces (voir référence [31]), conditions de température, conditions de vitesse. Il se trouve que, empiriquement, on constate que ces conditions aux limites dépendent de l'état de surface, de la rugosité et des conditions de mouillage. L'exposé 6.1 décline les situations dans lesquelles une approche à l'échelle atomistique peut s'avérer nécessaire pour rationaliser ces approches empiriques. La diapositive 4 de 6.1 donne les bases d'une description continue des conditions de transfert, introduisant la notion de « longueur de glissement », et la diapositive 12 synthétise l'effet de l'angle de mouillage sur cette longueur, expérimentalement mesurée, calculée de façon analytique, ou par simulation en dynamique moléculaire. Le concept équivalent pour le transfert thermique est la « longueur de Kapitza » présentée dans la diapositive 27. Les apports potentiels des nanofluides, notamment en ce qui concerne la crise d'ébullition, découlent naturellement de ces analyses.

⁵ Voir la référence [34].

Tableau 1.2

Données physiques sur les différents fluides caloporteurs (densité ρ , capacité calorifique C_p et viscosité dynamique μ) et caractéristiques des différents réacteurs les utilisant. L'efficacité d'extraction est estimée par le rapport de la chaleur extraite Q à la puissance de pompage P nécessaire⁶.

Extraction de chaleur $Q = \dot{m}C_p\Delta T = \rho SVC_p\Delta T$
 Capacité de pompage $P = \frac{m\Delta p}{\rho} = \frac{\dot{m}}{\rho} \cdot \rho \cdot \frac{v^2}{2\Phi} \cdot L$

$Q/P =$ efficacité d'extraction \Rightarrow « Facteur de mérite »

$$F = \left(\frac{\rho^2 C_p^{2,8}}{\mu^{0,2}} \right)$$

Caloporteurs

Réacteur	Température (°C)	Température de fusion à P_{dm} (°C)	Température de d'ébullition à P_{em} (°C)	Pression (MPa)	Densité de puissance (MW/m ³)	Rendement (%)	Facteur de mérite relatif Na	Facteur de mérite	Densité (kg/m ³)	Capacité calorifique (J/kg/K)	Viscosité dynamique (kg/m/s)		
Eau liquide	REP	330	100	15,7	100	33	65	1,17E+17	660,0	6154	8,10E-05		
	REB	285		7,6	50	34	52	9,26E+16	760,0	5212	1,03E-04		
	RBMK	285		6,8	6	31	52	9,26E+16	760,0	5212	1,03E-04		
D ₂ O	CANDU	300		13,0	12	29	65	1,16E+17	785,0	5489	9,40E-05		
	RNR	550	96	0,1	500	42	1	1,80E+15	830,0	1273	2,43E-04		
Métal liquide	Pb	RNR ADS	573	327	1744	0,1	112	42	0,251	4,50E+14	10477,0	147	1,89E-03
	PbBi			125	1670				0,243	4,37E+14	10180,0	146	1,50E-03
	CO ₂	UNGG	400		3,0	2	29		0,0008	1,46E+12	22,9	1122	2,94E-05
Gaz	CO ₂	MAGNOX	400		1,0	1	28		0,0001	1,63E+11	7,6	1122	2,94E-05
	CO ₂ sc	SCWR	546		20,0		44		0,0323	5,81E+13	128,0	1243	3,74E-05
He	HTR	775		4,8	6	40			0,0005	8,09E+11	2,1	5200	4,61E-05
	He	GTMR	850		7,1	7	48		0,0007	1,20E+12	2,5	5200	4,85E-05
	He	GFR	850		7,1	50	42		0,0007	1,20E+12	2,5	5200	4,85E-05
Sels fondus	Fluorures	MSR	650		0,1	22	44		12,8	2,31E+16	1622,0	2390	3,84E-03
	Chlorures		580		0,1	130			1,6	2,81E+15	1812,0	1004	2,32E-03

⁶ La valeur absolue de ce « facteur de mérite » est donnée dans la colonne 11 et sa valeur rapportée à celle du sodium liquide dans la colonne 10 [H. Safa, communication privée, 2013]. Cette puissance de pompage est calculée à partir de la chute de pression donnée par la théorie de Bernoulli, corrigée d'un coefficient C traduisant la friction sur les parois, dépendant du nombre de Reynolds. Φ est le diamètre du tuyau et L la hauteur.

1.2. Thermodynamique hors équilibre

La fonction d'évacuation de la chaleur du cœur d'un réacteur nucléaire à neutrons rapides nécessite des spécificités additionnelles par rapport au cas des REP dit de III^e génération⁷ et des REB. Voir le chapitre 5 de [45].

En supprimant la fonction de modérateur, dans le cœur, il faut en particulier diminuer les taux de collisions élastiques et inélastiques des neutrons, et donc augmenter la proportion de matière fissile par unité de volume du cœur, donc le coût de l'investissement de ces matières fissiles par unité de volume. À flux de neutrons égal, cela augmenterait la **puissance thermique par unité de volume du cœur**. Pour compenser une partie des investissements supplémentaires par rapport aux REP, les concepteurs de RNR augmentent aussi le flux neutronique (passant de 4×10^{14} neutrons/cm²s à 5×10^{15} n/cm²s) donc, une seconde fois, la puissance thermique par unité de volume (la multipliant par environ 3, jusqu'à 300 à 400 kW/dm³). Enfin, pour augmenter le rendement du cycle thermodynamique du système de conversion (voir diapositive 3 du document 2.1) de puissance thermique en travail thermodynamique (0,34 dans les REP), les concepteurs augmentent, **autant que les matériaux (notamment ceux de la gaine du combustible) le permettent**, la température de sortie du fluide caloporteur du cœur (passant de 350 °C à 550 °C quand on passe de l'eau au sodium) pour atteindre un rendement proche de 0,45–0,48.

Tous ces nombres sont portés dans les tableaux des communications 2.1, 3.1, 4.1 et 5.1 (voir diapositive 6 du document 2.1 pour une comparaison avec la thermodynamique des REP).

Ces augmentations de puissance locale dans le cœur du réacteur (par rapport aux REP) augmentent fortement la montée de température du fluide caloporteur lors de sa traversée du cœur (passant de une à deux dizaines de degrés Celsius à près de une à deux centaines de degrés Celsius – voir pour le sodium le tableau de la diapositive du document 2.1, pour la pression de vapeur de sodium la diapositive 27 du document 2.2 et pour la solubilité de diverses espèces physicochimiques dans le sodium les diapositives 8, 9 et 10 du même document ; pour le plomb la pression de vapeur saturée en fonction de la température est donnée par la diapositive 7 du document 3.1). C'est dire que les hétérogénéités de températures dans les réacteurs, donc les **efforts mécaniques locaux** subis, et ainsi les déformations et les propagations éventuelles de défauts, deviennent bien plus élevés que dans les REP. Et bien sûr, les flux neutroniques étant plus importants, les taux d'irradiations sont eux aussi plus élevés.

⁷ Un exemple en est l'EPR (*European Power Reactor*).

Le chemin parcouru par un produit de fission est de l'ordre de 10^{-4} cm, soit 1 μm (en environ 10^{-12} /densité massique [secondes], voir référence [6], figure 5.3, p. 115). L'énergie cinétique des fragments de fission est donc déposée dans la pastille de métal lourd.

Encadré 2 – Libre parcours moyen et hétérogénéités des dépôts de chaleur

Le **libre parcours moyen de fission des neutrons** naissant en moyenne avec une énergie cinétique de 2 MeV, dans l'oxyde de plutonium et d'uranium, est d'un ordre tel que :

$$(1/L) \text{ cm} = 2 \text{ barns } (10^{-24} \text{ cm}^2) \times 4 \times 10^{22} \text{ noyaux/cm}^3 \times 0,85 = 0,3 \text{ mm},$$

où 2 barns est une section efficace moyenne (entre les différents noyaux, les différentes énergies des neutrons, les différentes réactions nucléaires – absorption, diffusion élastique, inélastique, fission, etc.) des réactions nucléaires neutrons-noyaux lourds et où 0,85 est le rapport des densités massiques de l'uranium métal et de l'oxyde d'uranium.

Les dimensions des pastilles étant d'environ 10 mm, ces énergies cinétiques des neutrons issus d'une fission sont déposées, en majorité, dans le rayon de la pastille qui leur a donné naissance.

Au contraire, les rayons gamma de la fission et ceux des produits de fission ont des longueurs d'absorption bien supérieures aux dimensions des combustibles.

En résumé, le fluide caloporteur est chauffé essentiellement par :

$$364 (171 + 193 = 364) \text{ assemblages} \times 271 \text{ aiguilles}^8 \times 160 \text{ cm} \times 0,85 \times 3,14 = \mathbf{421 \text{ m}^2 \text{ de contact environ}}$$

(cas de Phénix : voir diapositives 3 à 11 du document 2.3, référence [1] J.F. Sauvage] et référence [2], pp. 83–90) avec les crayons qui sont, eux, à une température allant de 450 °C à 550 °C, avec au centre des températures maximales de 1 800 °C et des pressions venant des gaz de fission⁹, des alpha, de l'oxygène des oxydes décomposés montant progressivement jusqu'à 90 bars, la pression du fluide caloporteur étant d'**environ** 1 bar = les pertes de charges, du même ordre de grandeur (voir diapositive 6 du document 1.2).

⁸ Plus précisément, le nombre d'aiguilles dans un réacteur comme Phénix est d'environ 180 000, celui de pastilles dans ces aiguilles est d'environ 12 millions (voir référence [2], p. 74). C'est dire l'importance des contrôles de qualité.

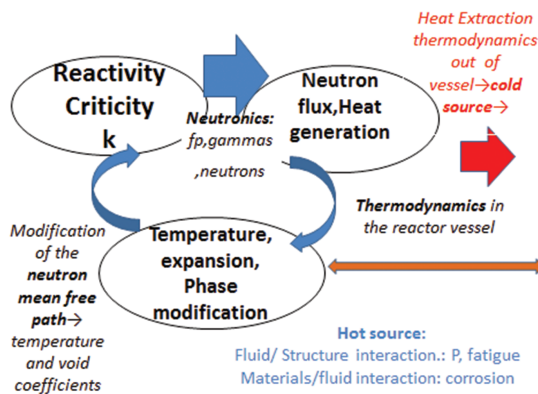
⁹ La fraction des gaz de fission relâchés par les pastilles croît avec le taux de combustion (voir référence [2], figure p. 76). Il atteint 70 % (respectivement 80 %) pour un taux de combustion du métal lourd de 3 % (6 %).

Encadré 3 – Transmission de chaleur

La surface d'échange de chaleur dans l'ensemble des six échangeurs de chaleur intermédiaires (voir référence [2], p. 84) et celle du générateur de vapeur et convertisseur d'énergie thermique en travail thermodynamique (voir chapitre 7 de la référence [2]) sont du même ordre de grandeur (457 m² pour Phénix).

C'est parce que les surfaces d'échange de chaleur sont du même ordre de grandeur, tant pour **gaine/fluide caloporteur, fluide caloporteur primaire¹⁰/fluide caloporteur secondaire¹¹, fluide caloporteur secondaire/fluide d'alimentation de la turbine** et des compresseurs, que les échangeurs de chaleur sont aussi volumineux que le réacteur nucléaire. Finalement, ce sont ces phénomènes de transfert de chaleur qui dimensionnent les composants les plus volumineux des centrales nucléaires RNR (voir les tours de refroidissement aéroréfrigérantes sur la figure de la diapositive 19 de 2.3). Un procédé permettant de les comparer est l'utilisation des nombres de **Nusselt** (*convective heat transfer coefficient/conductive heat transfer coefficient*) et du nombre de **Sherwood**, pour le transfert par matière. Ces nombres permettent aussi de caractériser les marges de convection (passive). Une indication de cette propriété est le « nombre de **Grashof** » défini et expliqué dans 3.1 (diapositive 7 ; et pour les propriétés physiques comparées entre le plomb et le sodium, les diapositives 5 et 7 de ce document 3.1). Le nombre de Grashof du plomb est environ 12 fois plus élevé que celui du sodium.

Figure 3 du document 1.2 :



¹⁰ Un échangeur intermédiaire comporte environ 2300 tubes d'échange de chaleur.

¹¹ Par exemple, dans Phénix, le débit de sodium dans le générateur de vapeur est de 700 kilogrammes/seconde alors que le débit d'eau à vaporiser est de 250 tonnes/heure.

1.3. Évacuation de la puissance, gradient de température et qualité de la puissance thermique

1.3.1. Surfaces métalliques successives d'échange de chaleur

Le taux de transfert de chaleur dimensionne tant les échangeurs de chaleur que la conversion d'énergie et aussi le cœur du réacteur.

Ces grandes surfaces d'échange, ces hautes températures, ces écoulements à grande vitesse (environ 10 mètres/seconde dans Phénix à comparer pour les autres fluides caloporteurs à 1–3 mètres/seconde dans les diapositives 5 à 11 du document 8.1) nécessitent de grandes quantités de tubes pour les échangeurs de chaleur et les générateurs de vapeur d'eau (357 tubes dans les échangeurs intermédiaires de Superphénix, voir les diapositives 2, 3, 4, 19 et 20 du document 7.2).

1.3.2. Changement de phase

Un autre trait distinctif des fluides caloporteurs des RNR concerne leurs éventuels **changements de phase** (voir, outre l'encadré « Crise d'ébullition », les diapositives 3 du document 1.1 et 5 du document 3.1).

Ceux-ci sont liés au triplet température locale-pression locale-densité massique locale et à la composition chimique ou physicochimique locale. En cas de décroissance de ces conditions, le fluide peut se **solidifier localement**. En cas d'augmentation « incidentelle » de la température locale dans le cœur du réacteur, les libres parcours des neutrons sont augmentés. Le spectre des énergies cinétiques des neutrons est donc déplacé vers les basses énergies. Les sections efficaces γ sont plus fortes et la réactivité augmente. C'est **l'effet positif de vide sur la réactivité des RNR**.

Son articulation dans le triangle¹² des contre-réactions participe à la stabilité des conditions thermodynamiques du cœur (voir diapositive 3 du document 1.2).

¹² Le triangle (a, b, c) des contre-réactions thermiques (dont l'agitation des noyaux) = effet Doppler (voir diapositive 3 du document 1.2 et référence [3], pp. 379–380 (*The intrinsic safety*)).

(a) Réactivité (neutronique) flux de neutrons. Flux de neutrons = puissance thermique locale.

(b) Puissance thermique dans le cœur (thermodynamique du cœur) température.

(c) Densité massique (dilatation, déformation, libres parcours moyens) réactivité.

Parmi les conditions **thermodynamiques**¹³ nécessaires pour rester dans une gamme (température, densité de masse, pression) **sans changement de phase**, il nous faut insister sur le rôle privilégié de la **pression locale** dans tout le système des caloporteurs, depuis les gaines¹⁴ jusqu'au **générateur de travail thermodynamique** inclus (voir référence [2], tableau p. 93 et figure p. 97).

Ces pressions dans le système caloporteur sont liées aux températures de ces fluides (dans les circuits primaires, secondaires, les générateurs de vapeur¹⁵, etc.). Voir ces températures locales dans les diapositives 13 et 15 du document 4.1.

Ces températures des fluides résultent aussi de celles des gaines et de leur conductivité thermique, des températures d'entrée dans le cœur et des vitesses des fluides caloporteurs. Celles-ci et celles-là sont données dans les diapositives 5 et 8 du document 5.3 dans le cas d'un caloporteur gazeux. Les phénomènes de variations rapides des vitesses de fluides caloporteurs et de températures aux interfaces sont aussi à prendre en compte (voir la diapositive 37 du document 6.1).

Pour les fluides caloporteurs qui induisent des différences de pression, les conséquences sur les efforts mécaniques et les déformations locales sont considérables. Notons que les centrales de production d'énergie ont vécu avec cette contrainte pour la quasi-totalité des productions, tant en ce qui concerne les centrales nucléaires, depuis un demi-siècle, que pour toutes les machines à vapeur depuis trois siècles.

Un exemple de phénomène extrême peut se produire localement et même gagner des parties substantielles du circuit du fluide caloporteur. Un spécimen en est le refroidissement du plomb et sa solidification d'abord locale, mais bloquant ensuite la circulation d'un des circuits de caloporteurs. Ce cas a été étudié, par exemple pour le plomb bismuth dans la diapositive 35 du document 3.1.

¹³ Parmi les propriétés **thermodynamiques**, donnons quelques éléments pour le **sodium** : masse volumique à 20 °C = 0,971 g/cm³ ; état d'oxydation : +1 ; oxyde : base forte ; point de fusion = 97,80 °C ; point d'ébullition = 883 °C ; énergie de fusion = 2,598 kJ/mol ; énergie de vaporisation = 96,96 kJ/mol ; volume molaire = 23,78 × 10⁻⁶ m³/mol ; pression de vapeur = 1,43 × 10⁻⁵ Pa à -39,15 °C ; vitesse du son = 3200 m/s à 20 °C ; chaleur massique = 1230 J/kg.K ; conductivité thermique = 141 W/m.K. Le sodium ne brûle à l'air qu'au-dessus d'une température de 115 °C.

¹⁴ Les matériaux des gaines sont étudiés dans les pages 20–21 de la référence [16].

¹⁵ L'objectif de toute l'installation des fluides caloporteurs est actuellement de produire de la vapeur d'eau aux plus hautes pressions, températures et débits possibles. À la sortie du générateur de vapeur de Phénix, la température de la vapeur d'eau est d'environ 510 °C, avec une pression de 165 bars à la sortie du surchauffeur, avec un débit de 250 kg/s pour chaque générateur de vapeur (voir référence [2], p. 20).

Notons enfin que ces problèmes de transformation de phase, et en particulier l'ébullition du fluide, sont des transitions du premier ordre qui suivent une séquence « germination croissance ». Comme pour tous les phénomènes de ce type, la germination est très souvent hétérogène, commence sur les surfaces, et en particulier pour la germination, sur la surface de la gaine. Cette germination hétérogène dépend fortement de la nature chimique et de la rugosité de surface (voir le document 6.1). L'approche continue classique intègre ces faits par un paramètre empirique intervenant dans le calcul du flux critique conduisant à la crise d'ébullition. Une approche microscopique, qui intégrera de plus l'influence du cisaillement dans le fluide caloporteur, permettra une meilleure compréhension du phénomène. Cette limitation actuelle de l'approche thermodynamique d'équilibre sera reprise dans le paragraphe suivant sur la pression.

1.4. Pression

Enfin, la partie de la source froide (condenseur) et la **turbine**¹⁶ et ses étages de travail et de circulation doivent être à haute pression (au-dessus de 100 bars), d'où un **gradient de pression** entre le circuit secondaire de refroidissement et le convertisseur d'énergie. Là encore, la surface métallique séparant ces deux circuits, et au travers de laquelle la chaleur doit passer, est de l'ordre de 400 m² à 800 m², suivant les puissances à évacuer dans l'atmosphère.

Cette grande surface d'échange est illustrée pour les refroidisseurs des grandes tours, transformant cette chaleur en vapeur d'eau.

Les circuits des caloporteurs constituent-ils des systèmes thermodynamiques ?

Le **cahier des charges du fluide caloporteur** doit traduire l'obtention de travail thermodynamique, à partir de la chaleur et de sa température, « couple thermique » produit par la **chaudière nucléaire**, au travers des gaines (voir diapositives 12 et 14 du document 1.1, diapositives 14 et 27 du document 3.1, diapositive 5 du document 4.2 et diapositives 10, 11 et 12 du document 5.3). Pouvons-nous ajouter sans précaution rigoureuse l'adjectif « thermodynamique » ? Il faudrait pour cela définir un **système convenable** (c'est-à-dire avec des frontières bien définies et des conditions aux limites à ces frontières, et où tant le travail que la chaleur initiale soient bien définis) qui soit lui-même **thermodynamique** (voir référence [1]) et dans lequel l'évolution au cours du temps puisse être remplacée par un cycle de transformation « stationnaire » et réversible. Un exemple de système peut

¹⁶ Les caractéristiques métallurgiques des divers projets des turbines à hélium sont examinées en page 23 de la référence [16].

être le **convertisseur d'énergie** : le fluide recevant la chaleur de la paroi qui le sépare du circuit secondaire entre et parcourt tant la **turbine** (où se fait la génération de travail) que le **condenseur** (voir chapitre 9 de la référence [2] et diapositive 12 du document 5.3, diapositives 3, 4, 5, 6, 7, 8, 9 et 10 du document 7.2). La pression du fluide, vapeur d'eau ou autre gaz, y est d'environ 100 à 180 bars (avec une température d'arrivée d'environ 550 °C – voir le tableau sur la diapositive 3 du document 7.2).

Avec les caractéristiques thermiques que nous venons de citer, une mise côte à côte des valeurs numériques des divers caloporteurs est possible. Elle est faite à la diapositive 5 du document 3.1 en ce qui concerne le sodium et le plomb. Notons que **l'énergie potentielle stockée¹⁷ à 500 °C** est très élevée pour le sodium (10 gigajoules/m³), ce qui est de l'ordre de grandeur de l'essence et 1,1 GJ/m³ pour le plomb, ce qui est relativement peu.

Suivant les critères de sélection entre les divers types de réacteurs, on peut chercher des figures de mérites cohérentes pour les comparer. Cela est effectué, dans le cas des RNR, dans le domaine des caloporteurs possibles et de ceux des REP, dans la diapositive 23 du document 5.1.

2 | Propriétés nucléaires

2.1. Radioactivité

La conception du système caloporteur a, dans son cahier des charges, l'objectif d'**arrêter toute fuite de radioactivité** produite dans le cœur du réacteur. Des normes maximales sont fixées pour ce faire. Elles sont respectées passivement en fonctionnement nominal, en maintenance et dans les arrêts de la **réaction en chaîne**, en chargement et déchargement. Un exemple de cette radioactivité provient du phénomène suivant. Quand le fluide caloporteur passe dans le cœur, ce fluide et les impuretés¹⁸ qu'il comporte (voir diapositive 9 du document 2.2) sont soumis au flux de neutrons, rayons gamma, etc., avec leurs spectres des énergies cinétiques, les réactions

¹⁷ Cette énergie caractérise l'énergie pouvant, sans apport extérieur, disperser les noyaux radioactifs des éléments présents dans le système caloporteur ou dans les circuits adjacents. C'est donc une mesure caractérisant une menace éventuelle : voir diapositive 6 du document 3.1. Notons que l'énergie potentielle stockée par le sodium à 500 °C est plus petite que celle de l'eau (environ 22 GJ/m³). Ceci est dû à la décomposition en hydrogène et oxygène de l'eau à haute température.

¹⁸ Ceci comporte les migrations de gaz de fission, de tritium, etc., à travers la gaine. Pour les produits de corrosion de l'ensemble du circuit primaire du caloporteur, voir les diapositives 21, 22, 23 et 24 du document 2.2.

nucléaires possibles à ces énergies, etc. (voir ces réactions de neutrons sur le sodium dans les diapositives 7 et 13 du document 2.2).

Les sections efficaces de capture des neutrons en fonction de l'énergie cinétique de ceux-ci sont connues, avec des marges d'incertitude (par exemple dans la diapositive 4 du document 4.1, pour le sodium, les isotopes 39 et 41 du potassium et du lithium-7). On peut ainsi calculer les activations des fluides caloporteurs.

Il en résulte des spécifications des taux d'impuretés du sodium pour ne pas trop l'activer (voir ces spécifications de pureté du sodium dans la diapositive 8 du document 2.2).

Les matériaux des circuits des fluides caloporteurs peuvent aussi contenir des noyaux qui s'activent par le flux des neutrons. Les spécifications de leurs composants et des traces involontaires de matériaux sont données dans la diapositive 10 du document 4.2 pour divers alliages dans le cas du caloporteur à sels fondus.

La décroissance de l'énergie cinétique des neutrons issus de fission, comme suite à leurs collisions avec les noyaux (sodium, plomb, hélium, graphite et, pour repère, l'eau normale et l'eau lourde) du caloporteur et de leurs circuits, est précisée dans la diapositive 10 du document 3.1.

Par exemple, le fluide caloporteur peut corroder une partie sensible d'une paroi de circuit ou de composant (pale de pompe, matériau des joints d'étanchéité d'une vanne ou d'un palier de pompe¹⁹, siège de robinet ou soupape, partie porteuse d'un palier, purgeur, filtre, soudure, etc.) ; il en est de même pour les produits d'usure et d'érosion. Des écailles de produits de corrosion peuvent être arrachées par le flot à 500 °C, à 10 m/s (voir diapositive 8 du document 2.1, diapositives 9, 21 et 23 du document 2.2).

Le flot du fluide caloporteur peut les emporter dans le cœur (voir diapositives 2, 3 et 4 du document 2.2). Là, ces détritiques peuvent être irradiés par les neutrons, les gamma, être transformés chimiquement par le rayonnement, etc. Puis la circulation du caloporteur les déposera dans toutes sortes de pièges, dont les pièges froids (voir diapositive 11 du document 2.2). Ces parties de circuits deviendront radioactives.

Les **gaz de fission, fortement radioactifs** (krypton-85, xénon-133, etc.) sous **haute pression** (90 bars *in fine* du taux de combustion), peuvent percoler à travers les endroits affaiblis des gaines (de 600 à 800 °C) (voir diapositive 9 du document 3.1) et déboucher dans le circuit du caloporteur. Il en est de même du tritium formé dans les fissions ternaires et les captures

¹⁹ Voir la référence [18], dans le cas d'un réacteur de III^e génération, à eau sous pression.

de neutrons par le bore des absorbants des barres de pilotage, etc. (voir chapitre 11 de la référence [2]).

Le caloporteur peut subir des réactions **nucléaires** directes. Par exemple, pour le sodium, on peut obtenir les isotopes 24 et 22, de demi-vie respectivement de 14,96 heures et 2,6 ans. Les parois en acier inoxydable des réacteurs nucléaires peuvent produire du fer-55 (2,73 ans) ou du manganèse-54, dont la durée de vie est de 312,2 jours.

2.2. Réaction en chaîne et réactivité : transport de la radioactivité

En résumé, le circuit caloporteur doit transférer des mégawatts de chaleur, à haute température, dans le sens source chaude vers source froide en perdant le moins possible, **tout en empêchant la radioactivité de faire le même parcours**. Cette **contradiction du cahier des charges oblige à des compromis**.

Suivant le critère retenu par le concepteur – privilégier les hautes températures²⁰, donc le rendement, ou bien augmenter la production de matière fissile (ou diminuer les captures) à puissance fournie donnée, diminuer les manipulations, etc. –, les choix de caloporteurs varient.

3 | Chimie

Il va de soi que la plupart des **liaisons chimiques initiales sont brisées** (*radiolytic dissociation*) et d'autres espèces chimiques favorisées par le rayonnement et la température sont créées, sous l'action des radicaux libres (ces espèces trouvent des plages de survie suffisantes pour compter dans la chimie du caloporteur et de son circuit).

Les **interactions entre ce fluide et les parois du circuit** entraînent des phénomènes encore à explorer pour mieux les maîtriser (voir les diapositives 11, 13, 14, 19 et 22 du document 2.2). Il en est de même pour tous les contacts caloporteur/surface et zone solide liée du circuit primaire. Le point sur les connaissances relatives au sodium, est effectué dans le document « Corrosion dans les contacts entre sodium et surfaces des circuits caloporteurs »²¹ (diapositives 20, 21, 22, 23 et 24 du document 2.2 et références [38, 39, 40]).

²⁰ Pour les concepts de réacteurs à gaz à très haute température, des matériaux céramique et composite-céramique sont étudiés (voir [17]).

²¹ La diapositive 8 du document 2 les résume par « *metallic sodium is one of the strongest chemical reducers: $\text{Na} \rightarrow \text{Na}^+ + \text{e}^-$* ». Cette diapositive groupe les procédés et les équipements qui ont permis d'y faire face.

La **chimie du plomb**, dans toutes les interactions de ce fluide caloporteur avec les matériaux des circuits de diverses fonctions, est détaillée dans le document 3.3. Notons le rôle de la teneur en oxygène dans ce fluide, qui conduit à le mesurer en continu et à le traiter pour rester sous une teneur maximale de l'ordre de 0,01 % (diapositives 11, 12, 13 et 14 du document 3.3).

Ce rôle particulier de la teneur en oxygène sur l'agressivité chimique des fluides caloporteurs vis-à-vis du circuit qui les contient se retrouve dans le cas des réacteurs à sel fondu et est détaillé dans le document 4.2. Notons, que ce soit dans le cas du sodium, du plomb ou des sels fondus, l'importance de la chimie locale sur les phénomènes de corrosion²². Le caractère éventuellement localisé d'une corrosion accélérée est un vrai problème d'ingénierie : comment disposer d'un réseau de capteurs locaux informant à tout instant et en service sur la chimie locale ?

Un problème commun aux **caloporteurs de nature métallique** est la possibilité d'une fragilisation des matériaux de surface des circuits par les métaux liquides. Ce phénomène est dangereux par sa rapidité d'action et son ubiquité. Il ne semble pas être limitant pour le sodium avec les matériaux couramment utilisés dans cet environnement, mais il existe de nombreux cas répertoriés pour le plomb et pour de très nombreux métaux liquides. Le document 6.2 donne un état de l'art de la compréhension de ce phénomène complexe qui associe divers facteurs : physicochimie et mécanique, état de contrainte en fin de fissure et modification des potentiels chimiques sous contrainte, mouillage et pénétration intergranulaire. Le couplage contrainte/dissolution/propagation au cœur du phénomène est encore très mal compris et ce phénomène pourrait être dirimant dans le cas des solutions innovantes concernant les matériaux utilisés. Tout comme pour la question du contact liquide/solide inerte traitée dans le document 6.1, ce type de contact métal liquide/solide sous contrainte constitue une question fondamentale qui demande à être explorée.

4 | Matériaux

4.1. Généralités

Le choix des matériaux constitutifs des réacteurs dépend fortement du fluide caloporteur. Par exemple, l'eau des réacteurs REP est à 350 °C, sous pression, et subit une radiolyse. La mise sous pression de la cuve conduit alors à utiliser un acier bainitique en épaisseur suffisante, mais la tenue à la corrosion

²² Voir référence [18], p. 35.

impose de déposer dans cette cuve un revêtement en acier inoxydable. Pour le RNR sodium, la température est plus élevée mais la pression est moindre. L'agressivité chimique est limitée, et un acier inoxydable classique présente à la fois la tenue mécanique et la tenue à la corrosion nécessaires, évitant de recourir pour la cuve à une solution bimatériel.

Pour des raisons de rendement thermodynamique des machines thermiques, on a, dans les dessins successifs des réacteurs à fission, une tendance de fond à augmenter la température de fonctionnement²³. Cela conduit à augmenter les cinétiques de corrosion, à amplifier les phénomènes viscoplastiques comme le fluage, à modifier les équilibres entre les dommages d'irradiation et les phénomènes de restauration. Pour le cas spécifique des réacteurs à neutrons rapides, une étude approfondie, du point de vue fondamental, de la tenue sous irradiation à fort flux et à haute température²⁴ semble de plus en plus nécessaire pour valider ou invalider les solutions innovantes²⁵ à l'étude, en particulier pour le gainage, comme pour les aciers ODS²⁶ (*Oxide Dispersion Strength*) ou les 800H et 800HT. En effet, la gaine est la barrière la plus sollicitée et la plus cruciale.

Une distinction essentielle entre les composants des divers circuits des caloporteurs concerne la possibilité ou non de les changer pendant les périodes de maintenance ou de réparation. Ce n'est pas le cas de la cuve dans les concepts de réacteurs « piscine » des RNR refroidis au sodium (voir diapositive 2 du document 2.2). Qui dit piscine dit surface libre du sodium et donc aussi atmosphère gazeuse le surplombant (voir diapositive 28 du document 2.2). Des aérosols peuvent en être à l'origine (voir diapositive 29 du document 2.2). Il faut donc prévoir un processus pour les supprimer.

Le choix des matériaux de cette cuve est donc « stratégique » pour l'exploitation de ce concept. Le détail en est donné dans le document 7.2. Leur capacité d'inspection et de réparation *in situ* est exposée dans les diapositives 23, 24, 25, 27, 29 et 31 du document 7.2.

Les opérations **discontinues**, dites « **batches** » (voir diapositive 5 du document 2.2), de l'exploitation du cœur des réacteurs nucléaires actuels sont liées au taux de combustion maximal acceptable, lui-même commandé par les propriétés des **solides** des combustibles. Ouvrir un concept annulant

²³ Voir la référence [16].

²⁴ Un substantiel exemple d'étude approfondie a été effectué par le programme DRAGON. L'Agence pour l'énergie nucléaire de l'OCDE a édité la totalité des résultats sous forme de documents, puis sur CD-Rom. Un guide général en est la référence [24].

²⁵ Voir les publications du laboratoire Argonne National Laboratory sur ces sujets dans la référence [33].

²⁶ Voir les références [25,36].

cette contrainte est un objectif considérable, demandant une recherche à très long terme (voir diapositives 2, 4, 5, 6 et 7 du document 4.2).

Un des défis principaux des RNR est d'augmenter le rendement de conversion du cycle thermodynamique, donc de monter en température²⁷ la chaleur fournie à l'étage de conversion de la chaleur en travail thermodynamique. C'est une piste à explorer dans l'option du caloporteur gazeux. Les températures visées sont citées dans les diapositives 5 et 8 du document 5.3.

Il faut être conscient qu'étudier les problèmes scientifiques et techniques des RNR, c'est étudier des concepts qui devraient être utilisables dans le monde entier, avec toutes sortes d'infrastructures, en particulier les transports, l'habitat, etc. Remplacer les fluides combustibles actuels, fossiles, par des substituts chimiques demanderait de la chaleur utilisable pour toutes ces applications, donc de l'énergie à haute température. C'est dire que la production d'énergie ne viserait pas seulement une conversion sur place de la chaleur en électricité, mais aussi **la fabrication de combustibles liquides utilisables dans les conversions distribuées que sont les moteurs des transports de toute nature**. C'est souligner une fois de plus que l'un des objectifs de la génération IV pourrait bien être d'obtenir la chaleur, avec un niveau très élevé de température²⁸ (voir les documents 5.1, 5.2, 5.3 et la référence [7]).

Un des thèmes²⁹ de recherche³⁰ majeurs est l'étude du comportement des divers aciers des circuits en contact avec les fluides caloporteurs (voir pour le **sodium** la diapositive 14 du document 2.3, pour le **plomb** les diapositives 7, 8, 9, 10, 11, 12, 13, 15, 16, 18, 20 et 23 du document 32, pour l'**hélium** les diapositives 12, 14, 16, 18, 19, 20, 22, 24, 25 et 27 du document 5.2 et pour les sels fondus les références [22, 23]).

4.2. Construction mécanique et contrôle des composants

Une carte des composants et des processus à l'intérieur du réacteur est analysée dans l'encadré 4 en pages suivantes.

²⁷ Voir un exemple d'installation pour pratiquer des essais dans la référence [20].

²⁸ Voir la référence [26].

²⁹ Une revue des divers thèmes scientifiques des matériaux de ces quatre concepts de réacteurs est dans le tableau page 11 de [19]. Signalons la liste des références à la page 14 de [19].

³⁰ Un des outils majeurs de la recherche en matériaux est l'utilisation de codes de calcul tels que **CALPHAD** (méthode et base de données : voir [28]) et, à partir de celui-ci, **MATCalc (the materials calculator)** : <http://matcalc.tuwien.ac.at> ; voir [29]) pour étudier la cinétique des précipitations dans l'acier. Un programme de modélisation multiéchelles, valable pour les matériaux de la fusion autant que pour ceux de la fission, est exposé dans la référence [37].

Encadré 4 – La topographie du réacteur³¹

Un carrefour de fonctions, de matériaux, de composants, d'espèces chimiques, nucléaires, hydrauliques, thermodynamiques³²

Nous avons vu qu'une partie du circuit caloporteur est à l'intérieur du réacteur³³ nucléaire. Mais **d'autres fonctions y sont également placées.**

Régime nominal (voir figures des diapositives 2, 3 et 4 du document 2.2) :

- la réaction en chaîne et donc l'économie des neutrons ;
- le contrôle de la réactivité tant par des dispositifs absorbants mobiles que par des compensations du taux de combustion (voir chapitre 17 de la référence [2]) ;
- le débit de sodium primaire dans le cœur (par exemple, de Phénix) est d'environ 2 800 kg/s (référence [2], p. 20) à comparer au débit de sodium du circuit secondaire (740 kg/s) et à celui du générateur de vapeur (210 kg/s) ;
- l'évacuation de la puissance résiduelle³⁴ pendant les manutentions diverses (voir diapositive 3 du document 2.1 et chapitre V de la référence [2]) ;
- le guidage des filets de fluide caloporteur et l'organisation de la turbulence dans le cœur (il y a environ 800 tonnes de sodium dans le circuit primaire de Phénix, et quelques milliers pour une taille de 1 GWe, comme Superphénix) ;
- le chargement des éléments combustibles neufs et la manutention et le lavage des combustibles usés (voir la diapositive 3 du document 8.1 et les deux figures de la page 203 de [2]) ;
- le déchargement des combustibles usés (voir référence [2], figure page 16) ;

³¹ Voir les plans schématiques des réacteurs à fluides caloporteurs en **sodium** dans les diapositives 2, 3, 4 et 13 du document 2.2, diapositive 6 du document 2.3, au **plomb** dans les diapositives 14, 15, 16 et 17 du document 3.1, à **l'hélium** dans les diapositives 17 et 18 du document 5.1 et la diapositive 11 du document 5.3 et au **sel fondu** dans les diapositives 2, 3, 4, 5 et 12 du document 4.2.

³² Pour le cas important de l'ingénierie des hautes températures dans la cuve du réacteur, voir la référence [35].

³³ Voir la référence [41].

³⁴ Les dispositifs d'évacuation de la puissance résiduelle, dans le cas du caloporteur sodium, sont décrits par le schéma de la diapositive 7 du document 2.1.

- les instruments de mesure, neutroniques, thermodynamiques, chimiques, nucléaires, etc. ;
- l’inspection des gaines et des autres composants des circuits des caloporteurs (voir référence [2], pp. 191–192 de Joël Guidez) ;
- la compensation de la diminution progressive du matériau fissile (due à une réaction en chaîne), grâce à la destruction graduelle d’un corps absorbant de neutrons, pour maintenir exactement la criticité ;
- les dispositifs de manutentions pour les diverses opérations ;
- l’inspection de la cuve.

Plus généralement, toutes les manutentions du fluide caloporteur métallique, de ses circuits quand ce fluide est présent, se font dans des conditions d’opacité vis-à-vis de la lumière. On a recours alors à des images par ultrasons et par électromagnétisme (voir par exemple les diapositives 17 et 18 du document 2.2, diapositives 15 et 16 du document 2.3 et chapitre 17 de la référence [2] ainsi que la figure p. 191 indiquant le bilan des inspections techniques effectuées dans le réacteur Phénix).

Régime accidentel :

- l’évacuation de la puissance résiduelle (voir diapositive 6 du document 1.3) ;
- la canalisation des détritux éventuels de fusion du cœur (« corium ») ;
- le guidage des filets de fluide caloporteur et l’organisation de la turbulence ;
- les manutentions en régime d’incident ou d’accident ;
- l’encombrement et les inspections ?

Peut-on diminuer, autant que faire se peut, les éventuels couplages entre ces fonctions, lors d’un écart au régime nominal du point de vue topographique, autant que faire se peut ? Peut-on alléger la foule des phénomènes qui s’amassent dans ce réacteur ? Un exemple est la tentative d’en retirer la fonction chargement-déchargement.

Les opérations de **démantèlement des divers concepts de réacteurs** liés au système caloporteurs sont-elles significativement différentes ? La réponse est clairement positive pour une fonction importante. La **maturité scientifique et technique**³⁵ des systèmes de refroidissement avec les divers

³⁵ Un exemple de maturité scientifique et technique est celui du caloporteur sodium. Les voies de recherche et développement sont clairement identifiées. Voir la diapositive 14 du document 1.1.

caloporteurs est fort différente. Certains des métaux liquides ont été utilisés pendant plusieurs décennies³⁶, avec plusieurs centaines d'années de fonctionnement cumulé. D'autres catégories de fluides caloporteurs, très stables du point de vue du réglage de la réactivité et du taux de combustion maximal, sont étudiées. Cela nécessite des travaux en chimie et physicochimie [37] sous rayonnement, donc une recherche et développement à étendre sur le long terme.

5 | Risques

Nous avons passé en revue quelques caractéristiques des RNR liées aux fluides caloporteurs. La question globale de la sûreté des réacteurs de génération IV dépasse le cadre de cet ouvrage. Un panorama général a été effectué par [3, 30]. On peut en revanche étudier quelques composantes des éventuels risques rencontrés en liaison avec les fluides caloporteurs pour lesquels une expérience substantielle existe dans de nombreux pays et, en particulier, pour les réalisations et exploitations les plus longues comme le refroidissement au sodium les plus anciens. Les orientations pour résoudre les problèmes de sûreté des RNR à caloporteurs sodium, aux États-Unis, sont traitées dans la référence [39]. Une méthodologie générale est exposée dans la référence [32]. Toutefois, quelques questions de méthodes restent ouvertes. Par exemple, quel sens cela a-t-il de vouloir comparer les risques associés à des caloporteurs différents, ayant une réactivité chimique ou un pouvoir corrosif aussi contrasté que le sodium, le plomb, le sel fondu, l'hélium et l'eau ?

Peut-on évaluer les éventuels risques des systèmes de refroidissement par caloporteur avec une même échelle où l'on positionnerait les risques associés au cycle du combustible, à l'exploitation des centrales, au démantèlement, à l'entreposage et au stockage des déchets radioactifs ? Au fil des exposés du séminaire, quelques observations ou questions se présentent.

Première observation : dans l'optique d'une réflexion globale sur les risques, tant des réacteurs, du cycle de combustible, des transports, etc., et jusqu'au retour à des terrains libres d'emploi, peut-on séparer et donc énumérer des composantes de risque, et voire même les comparer ? Un tel exemple de variable libre est constitué par le cahier des charges (voir les diapositives 9, 10, 11 et 12 du document 1.3 et les diapositives 4, 5 et 7 du document 4.1).

Deuxième observation : peut-on associer à chacune des composantes du risque un index numérique qualifiant l'enveloppe des réalisations des dégâts qu'il peut entraîner ? Un exemple en est fait pour les dégagements d'énergie chimique pouvant abîmer les équipements par la notion de *stored potential*

³⁶ Voir la référence [21].

energy, définie et développée par Toshinsky, à ICAPP 2011 (voir la diapositive 6 du document 3.1, pour le sodium, le plomb et le cas de référence des REP). Toutefois certains risques sont en corrélation, donc non indépendants.

Troisième observation : plusieurs décompositions des composantes des risques liés au caloporteur sont loïsibles³⁷.

Quatrième observation : peut-on faire des enveloppes de tous les risques plausibles, qu'ils soient dépendants ou interdépendants ? Un exemple en est le rôle singulier et majeur de l'enceinte de confinement de tous les circuits de refroidissement radioactifs et de son emplacement.

6 | Bilan

En terminant cette introduction aux exposés relatifs aux propriétés physiques et chimiques des fluides caloporteurs des RNR, nous constatons qu'un travail scientifique considérable a été effectué dans le monde, dont une partie substantielle en France. L'objectif de ce séminaire était d'en faire le point et d'identifier les défis scientifiques majeurs, vus avec les connaissances d'aujourd'hui. Ces défis, comparés aux fluides de refroidissement des REP, sont liés à :

- de plus hautes températures, tant pour les éléments combustibles que pour les matériaux de structure des circuits de refroidissement afin d'améliorer le rendement thermodynamique. Ceci est loïsible car le verrou que constitue l'ébullition de l'eau (un changement de phase, le grand problème des fluides de refroidissement des réacteurs) a disparu dans les RNR ;
- de plus hautes fluences de neutrons pour compenser les faibles sections efficaces de fission dans la gamme des centaines de keV ;
- de plus grands dégâts d'irradiation, dus au spectre d'énergie cinétique élevé des neutrons ;
- des matériaux de gaine sans la contrainte des absorptions de neutron, mais soumis à de plus hautes températures que dans les REP, le taux de combustion plus élevé que dans les REP et donc la constitution d'une pression interne due aux gaz de fissions, à l'hélium, etc. ;

³⁷ Citons le mode de comparaison exposé dans la diapositive 13 de 2.1 pour des fluides caloporteurs métalliques.

- des puissances spécifiques du cœur plus élevées que dans les REP, ce qui diminue la taille d'ensemble de la source de chaleur, mais est une contrainte sur le fluide de refroidissement.

Références

- [1] Sauvage J.F. (2009) Retour d'expériences Phénix, Superphénix, note EDF, ENDPJU090002A.
- [2] Guidez J. (2013) Retour d'expérience Phénix, CEA.
- [3] Dautray R., Brézin É. *et al.* (2012) Science of nuclear safety post-Fukushima, *C. R. Physique* **13**.
- [4] Atkins P., de Paula J. (2012) *Atkin's Physical Chemistry; Equilibrium; The first law* (pp. 44–93), *The second law* (pp. 94–135), *Physical transformations of pure substances* (pp. 136–155) ; *Simple mixtures* (pp. 156–208) ; *Chemical equilibrium* (pp. 209–246), *Thermodynamics*, 9th edn. Oxford University Press, Oxford.
- [5] Bailly H., Ménessier D., Prunier C. (année ?) *Le combustible nucléaire des réacteurs à eau sous pression et des réacteurs à neutrons rapides*. Eyrolles, collection CEA/Synthèses.
- [6] Weinberg A., Wigner E. (1955) *The Physical Theory of Neutron Chain Reactor*. University of Chicago Press.
- [7] Weber M., Duncan R., Shivers Gonzales M. (2013) Four technologies and a conundrum. The glacial pace of energy innovation, *Issues in Science and Technology* **Winter**, 79.
- [8] Brézin É. (2002) Du combustible nucléaire aux déchets : recherches actuelles. *C. R. Physique* **3**.
- [9] Anzieu P. *et al.* (2006) Les réacteurs nucléaires à caloporteur gaz, CEA/DEN-direction de l'énergie nucléaire.
- [10] Académie des sciences (2011) *L'accident majeur de Fukushima*. EDP Sciences, Les Ulis.
- [11] Académie des sciences (2012) *La recherche scientifique face aux défis de l'énergie*. EDP Sciences, Les Ulis.
- [12] Nikolayev V., Beysens D., Garrabos Y., Lecoutre C., Chatain D., Pichavant G., Cariteau B. (2010). Physique de l'ébullition, INAC – CEA.

- [13] Atkins P. (2007) *Four Laws that Drive the Universe (Thermodynamics)*. Oxford University Press, Oxford.
- [14] Derrida B., Gaspard P., Van Den Broeck C. Guest editors (2007) Work, dissipation, and fluctuations in non equilibrium physics, *C. R. Acad. Sci.* **8**.
- [15] L'École « Sodium », CEA Cadarache, Département de technologie, www.cadarache.cea.fr
- [16] Allen T., Burlet H., Nanstad R.K., Samaras M., Ukai S. (2009) Advanced structural materials and cladding, *MRS Bulletin* **34**, 20.
- [17] Bonal J.P., Kohyama A., van der Laan J., Snead L. (2009) Graphite, ceramics and ceramic composites for high-temperature nuclear power systems, *MRS Bulletin* **34**, 28.
- [18] Cabet C., Jang J., Konys J., Toryorelli P.F. (2009) Environmental degradation of materials in advanced reactors, *MRS Bulletin* **34**, 35.
- [19] Guerin Y., Was G., Zinkle S. (2009) Materials challenges for advanced nuclear energy systems, *MRS Bulletin* **34**, 10.
- [20] Hvasta M., Nollet B., Anderson M. (2012) Design and development of a high temperature sodium compatibility material testing facility, University of Wisconsin.
- [21] Grandy C. (2012) Advanced reactor concepts research and development include sodium technology R and D, Argonne National Laboratory, Nuclear Engineering Division.
- [22] Corwin W., Wilson D. (2010) Fluoride salt cooled high temperature reactor (FHR) materials challenges, FHR Workshop, Oak Ridge, TN.
- [23] Haubenreich P.N., Engel J.R. (1970) Experience with the molten salt reactor experiment, *Nuclear applications and technology* **8**, 118.
- [24] Shaw E.N. (1983) Europe's nuclear power experiment – History of the OECD Dragon project, Oxford Pergamon et NEA Data Bank, Scientific content, nuclear energy agency, www.nea.fr/dbprog.
- [25] Rouffié A.L., Fournier B., Wident P., Ziolek L., Delabrouille F., Tanguy B., Crépin J., Garat V., Pineau A. (2012) Influence of the microstructure on the fracture mechanisms of ODS ferritic steels, Kazan.
- [26] Hollner S., Fournier B., Le Pendu J., Cozzika T., Tournié I., Brachet J.C., Pineau A. (2010) High temperature mechanical properties improvement on modified 9Cr-1Mo martensitic steel through thermomechanical treatments, *Journal of nuclear materials* **405**, 101.

- [27] Hollner S., Fournier B., Mayr P., Pineau A. (2011) Thermomechanical improvement of high-temperature mechanical properties of 9–12% martensitic steels for nuclear applications, *Proceedings of ICAPP*, 11314.
- [28] Saunders N., Miodownik A.P. (1998) *CALPHAD, A Comprehensive Guide*. Pergamon Materials Series.
- [29] MATCalc the materials calculator, <http://matcalc.tuwien.ac.at>, Software project for computer simulation of phase transformations in metallic systems, Constrained and unconstrained phase equilibria; precipitation kinetics; long range diffusion; simultaneous diffusion and precipitation; phases transformation/moving phase boundaries; lattice metropolis and kinetic Monte Carlo, The thermodynamic foundation is CALPHAD. An alternative software, using the same principles is DICTRA, <http://www.thermocalc.com/DICTRA.htm>, developed by the Swedish school.
- [30] Panorama des filières de réacteurs de génération IV. Appréciations en matière de sûreté et de radioprotection, rapport IRSN/DG/2012-00002 du 21 mars 2012.
- [31] Zhu Y., Granick S. (2002) Limits of the hydrodynamic no-slip boundary condition, *Phys. Rev. Lett.* **88**, 106102.
- [32] Bensoussan A. (2012) Risk management: An overview, Presentation to AEC and NTHU, Taiwan.
- [33] Hatesan K. (2012) Corrosion and mechanics of material, Argonne National Laboratory, note interne.
- [34] Technologies des réacteurs à métaux liquides, CEA Cadarache, Département de technologie nucléaire, disponible sur : http://www-cadarache.cea.fr/fr/activities/fission/dtn/Plateformes/sodium/plateforme_S.
- [35] Survey on basic studies in the field of high temperature engineering, 27–29 September 1999, JAERI and Nuclear Energy Agency/OECD.
- [36] Boutard J.L. (2010) ODISSEE, aciers renforcés par dispersion d'oxydes : problèmes de base posés par la mise en œuvre et l'utilisation sous le haut flux de neutrons rapides des réacteurs de fission et de fusion, CEA/DEN/DMN.
- [37] Willaime F. (2008) Modélisation multi-échelles des matériaux sous irradiation ; récents progrès et perspectives, CEA Saclay, Service de recherche de métallurgie physique, Workshop ITER.
- [38] Anzieu P. (2011) Sodium technology and safety; R and D program in support to Astrid, CEA/DEN, GIF-INPRO meeting AIEA Vienna, Austria, November 30.

- [39] Approaches to resolve safety issues related to sodium as a fast reactor coolant, Federal State Unitary enterprise, State scientific centre of the Russian Federation-Institute for Physics and Power Engineering, named after A.I. Leypunsky, Second joint GIF-IAEA/INPRO workshop on safety aspects of sodium-cooled fast reactors, 30 November–1st December.
- [40] Wigeland R., Stanculescu A. (2011) SFR safety approach in the United States, Second joint GIF-IAEA/INPRO workshop on safety aspects of sodium-cooled fast reactors, 30 November–1st December 2011.
- [41] Grandy C. (2011) An overview of U.S. SFR design concepts. Second joint GIF-IAEA/INPRO workshop on safety aspects of sodium-cooled fast reactors, 30 November–1st December.
- [42] Martin G. (2005) Driven alloys, CEA and first laureate of the Rhine Ruhr international materials award.
- [43] Mahelle P., Thuillier R. (2013) Renforcement de la sûreté des joints d'arbres des groupes motopompes primaires. *Revue générale nucléaire* **1**, 54.
- [44] Durran D.R., Frierson D.M.W. (2013) Condensation, atmospheric motion, *Physics Today* **66** (4), 74.
- [45] Balian R. (2007) From Microphysics to Macrophysics, Methods and Applications of Statistical Physics, volumes 1 and 2, Springer Verlag, 9th edition.

CHAPITRE 2

Les fluides caloporteurs dans les différentes options de la génération IV : le retour d'expérience

Frank Carré

CEA

Introduction

Les réacteurs à neutrons rapides ont fait partie des tout premiers réacteurs construits dans les années 1950. L'enjeu à cette époque était l'exploitation des neutrons rapides pour leur excellente capacité à convertir l'uranium-238 en plutonium de qualité militaire pour les programmes de défense. Il a conduit à une première génération de tels réacteurs avec les caloporteurs les plus faciles à mettre en œuvre dans le contexte de l'époque (mercure, NaK). Il a également conduit à mettre au point le premier procédé de retraitement des combustibles passés en réacteur pour en extraire le plutonium.

La capacité de surgénération par les neutrons rapides, c'est-à-dire de production de plutonium excédentaire pour permettre le déploiement d'une filière de réacteurs de ce type essentiellement utilisateurs d'uranium-238, a rapidement contribué à voir dans les réacteurs à neutrons rapides la technologie qui permettrait d'inscrire l'énergie nucléaire dans une perspective pluriséculaire, en s'affranchissant des ressources limitées en uranium-235 qui ne représente que 0,7 % de l'uranium naturel. Cette perspective a conduit, dans la plupart des pays misant sur l'énergie nucléaire, à de premiers réacteurs expérimentaux dans les années 1960, puis à de premiers prototypes dans les années 1970, ainsi qu'à de premières démonstrations préindustrielles de retraitement et recyclage du combustible nucléaire.

Ces potentialités des neutrons rapides en ont fait une technologie politiquement sensible pour ces raisons, dont le développement industriel a été abandonné aux États-Unis au début des années 1980¹ (suite au *Non-Proliferation Act* de 1978) et en Europe à la fin des années 1990 (décision d'arrêt de Superphénix en 1998). Le développement de ce type de réacteur se poursuit activement aujourd'hui en Russie et en Inde avec le démarrage prévu avant 2015 de réacteurs de taille commerciale, ainsi qu'en Chine qui a démarré son premier réacteur expérimental en 2010 et qui affiche pour la suite un plan de développement extrêmement ambitieux.

1 | Les premiers projets de réacteurs à neutrons rapides : du mercure au NaK et au sodium

Le tableau 2.1 rappelle l'historique du développement des réacteurs à neutrons rapides dans le monde. Il révèle que les considérations de propriétés neutroniques (ralentissement minimum des neutrons, température de fonctionnement, stabilité physicochimique, disponibilité et coût), ont d'abord conduit à utiliser le mercure

¹ Abandon du projet de prototype de Clinch River en 1983.

Tableau 2.1*Historique des réacteurs à neutrons rapides dans le monde.*

Date	Réacteur	Pays	Puissance	Caloporteur
1946	Clementine	États-Unis	25 kW	mercure
1951	EBR-1	États-Unis	1,4 MW	NaK
1956–1957	BR-2	Russie	100 kW	mercure
1959–1972	BR-5	Russie	5 MW	sodium, NaK
1959–1977	DFR	Grande-Bretagne	60 MW/14 MWe	NaK
1962–1994	EBR-2	États-Unis	62 MW/20 MWe	sodium
1963–1973	Enrico Fermi	États-Unis	300 MW/60 MWe	sodium
1967–1983	Rapsodie	France	20–40 MW	sodium
1969	BOR-60	Russie	60 MW	sodium
1973–2002	BR-10	Russie	8 MWe	sodium
1973–1999	BN-350	Russie	1 000 MW/250 MWe + dessalement	sodium
1973–2009	Phénix	France	250 MWe	sodium
1974–1994	PFR	Grande-Bretagne	250 MWe	sodium
1977	Joyo	Japon	140 MW	sodium
1978–1991	KNK-II	Allemagne	17 MWe	sodium
1980	BN-600	Russie	600 MWe	sodium
1980–2003	FFTF	États-Unis	400 MW	sodium
1985 Jamais mis en service	SNR-300	Allemagne	300 MWe	sodium
1985	FBTR	Inde	40 MW/13,2 MWe	sodium
1986–1998	Superphénix	France	1 200 MWe	sodium
1995	Monju	Japon	280 MWe	sodium
2010	CEFR	Chine	65 MW/25 MWe	sodium
2014	PFBR	Inde	500 MWe	sodium
2014	BN-800	Russie	800 MWe	sodium

et l'eutectique sodium/potassium (NaK) qui sont liquides à température ambiante : Clementine (25 kW) et EBR-1 (1,4 MW) aux États-Unis, puis BR-2 (100 kW) et BR-5 (5 MW) en Russie, et DFR (60 MW) en Grande-Bretagne... Dès le début des années 1960, le choix du caloporteur des réacteurs expérimentaux puis des prototypes s'est recentré sur le sodium. En témoignent EBR-2 (62 MW) et le réacteur Enrico Fermi (300 MW/60 MWe) aux États-Unis en 1962 et 1963, le réacteur Rapsodie (20/40 MWe) en France en 1967, le réacteur BOR-60 (60 MW) en Russie et les suivants jusqu'à aujourd'hui.

Les principales raisons en sont les excellentes propriétés physiques du sodium pour le transfert et le transport de la chaleur, son caractère peu corrosif pour les aciers, sa faible activation sous flux neutronique, son abondance et son faible coût... ainsi que les progrès réalisés pour le mettre en œuvre malgré une température de fusion de 97,7 °C et une forte réactivité chimique avec l'air, l'eau et le combustible nucléaire oxyde. En particulier, l'excellente capacité de refroidissement du sodium en fonctionnement normal et en situation accidentelle est un fort atout de ce type de réacteur car elle permet en particulier d'évacuer la puissance résiduelle, y compris en circulation naturelle, par des systèmes diversifiés et redondants agissant au niveau du circuit primaire, du circuit intermédiaire, du générateur de vapeur, de la cuve de sécurité...

2 | Atouts et contraintes spécifiques du sodium comme caloporteur

La maîtrise progressive de la technologie du sodium comme caloporteur a permis de concevoir des réacteurs avec une forte densité de puissance (~250 MW/m³), recherchée à la fois pour la compétitivité économique du réacteur et sa dynamique de déploiement souvent caractérisée par le « temps de doublement » : le temps nécessaire pour produire la charge en plutonium permettant de démarrer un deuxième réacteur de même puissance. À cet égard, la forte densité de puissance procure le double avantage d'une moindre charge en plutonium pour un niveau de puissance donné, et celui d'une conversion rapide de l'uranium-238 en plutonium qui réduit la durée pour constituer le stock de plutonium nécessaire pour un deuxième réacteur.

Parallèlement, l'utilisation du sodium a induit certaines sujétions fortes sur la conception et l'exploitation des réacteurs, largement dominées par le besoin de confinement pour limiter au minimum les risques de réactions avec l'air et avec l'eau susceptibles de libérer de grandes quantités d'énergie si elles mettent en jeu des quantités de sodium importantes. Il en a en particulier résulté :

- le besoin de détection de fuite et de dispositions de gestion rapide et efficace de feux de sodium dans tous les locaux abritant des circuits de sodium (et en particulier dans l'enceinte de confinement du réacteur) ;

- le besoin de détection rapide de réaction sodium-eau dans les générateurs de vapeur, et de vidange rapide de la section affectée ;
- le développement de techniques d'instrumentation et de réparation spécifiques adaptées à l'opacité du sodium, à la contrainte d'une température d'au moins 150 °C pour le maintenir liquide, à l'impossibilité d'accéder directement aux structures sous sodium en ouvrant les circuits... ;
- la nécessité d'une étape de lavage des résidus de sodium sur les assemblages de combustible extraits du cœur avant de les entreposer en piscine.

Aux contraintes liées à la réactivité du sodium avec l'air et avec l'eau, s'ajoutent quelques autres, qui sont illustrées sur la figure 2.1, parmi lesquelles :

- le besoin d'un circuit intermédiaire en sodium pour éviter le risque de réaction sodium-eau avec le sodium du circuit primaire rendu radioactif par la production de sodium-22 ($T \sim 2,6$ ans) et sodium-24 ($T \sim 15$ h) sous flux neutronique et l'activation de produits de corrosion. La façon de concevoir ce circuit intermédiaire a conduit à deux architectures types des réacteurs rapides au sodium :
 - **les réacteurs intégrés** pour lesquels les échangeurs intermédiaires sont contenus dans la cuve du circuit primaire dont la compacité des circuits sodium facilite le confinement et la surveillance des fuites, mais complique la maintenance et la réparation dans un bloc réacteur abritant de nombreux composants : architecture retenue en Europe, en Russie et en Inde ;
 - **les réacteurs à boucles** pour lesquels les échangeurs intermédiaires sont à l'extérieur du bloc réacteur et qui présentent les avantages et les sujétions inverses des précédents : relative facilité d'accès aux composants du circuit intermédiaire pour la maintenance et les réparations, mais exposition plus grande aux fuites de sodium, en particulier à l'accident de perte de réfrigérant primaire, et besoin d'une surveillance accrue en conséquence ;
- le besoin d'une détection rapide des ruptures de gaine avec le combustible oxyde (MOX) pour limiter au minimum tant l'endommagement de l'aiguille combustible par la réaction avec le sodium que la diffusion de radionucléides (produits de fission et actinides) dans le circuit primaire. Il s'ensuit l'impossibilité d'exploiter le réacteur avec un combustible endommagé et le besoin d'extraire tout assemblage affecté par une rupture de gaine ;
- l'exigence d'une maîtrise des accidents de toute nature (refroidissement, réactivité...) qui évite de porter le sodium à ébullition dans le cœur, au risque de provoquer l'emballement du réacteur si les barres ne pouvaient pas chuter. Cette exigence de ne pas dépasser 883 °C est particulièrement contraignante pour des réacteurs fonctionnant avec une température de 550 °C en sortie du cœur.

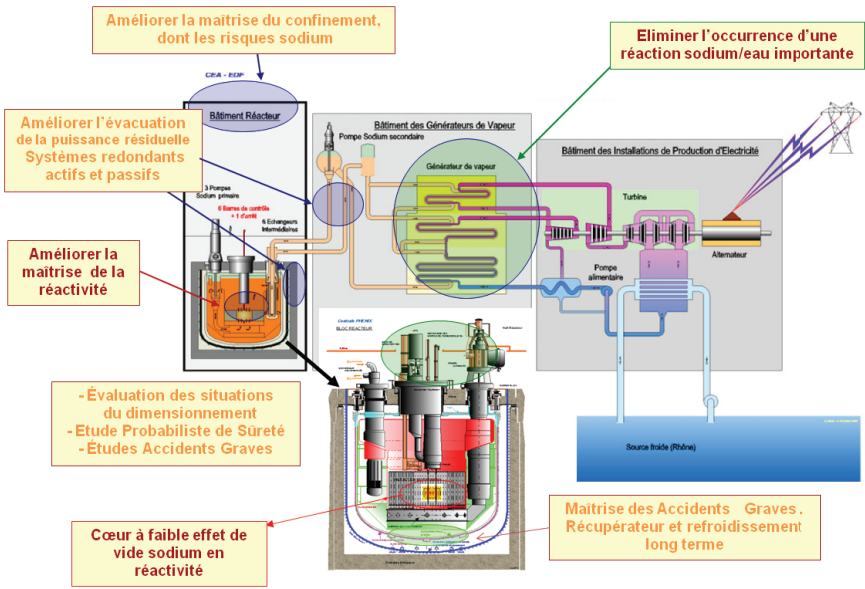


Figure 2.1

Atouts et contraintes résultant de l'utilisation du sodium comme caloporteur pour les réacteurs à neutrons rapides.

L'ensemble des réacteurs construits à ce jour sont parvenus à maîtriser ces contraintes au niveau requis par les autorités de sûreté nationales qui les ont certifiés, au prix d'une certaine complexité et d'un surcoût notable par rapport aux réacteurs à eau de même puissance (+50 % avec un objectif de réduction à 20 %). Aujourd'hui, l'expérience cumulée d'exploitation de réacteurs rapides au sodium atteint ~ 400 réacteurs/an dans le monde.

La France a acquis, sur la conception, la technologie et l'exploitation des réacteurs à neutrons rapides à sodium, une expérience de premier ordre avec les réacteurs Rapsodie (20 MWth, 1967–1983), Phénix (250 MWe, 1973–2009) et Superphénix (1 200 MWe, 1986–1998) ainsi qu'avec les campagnes successives de traitement des combustibles usés de Rapsodie et Phénix dans l'atelier AT1 de La Hague (1969–1978), l'usine UP2-400 de La Hague et l'Atelier pilote de Marcoule (1973–1983 puis 1988–1997). Cette expérience, rassemblée dans un corpus de 5 300 documents, a été structurée par grands domaines techniques² et est préservée dans une base de données spécifique (MADONA) créée en 1995.

² Base MADONA : 1 – Sûreté & feux de sodium, 2 – Exploitation, 3 – Cœur et neutronique, 4 – Thermohydraulique, 5 – Conception thermomécanique, 6 – Technologie du sodium, 7 – Matériaux, 8 – Combustible, 9 – Rupture de gaine, 10 – Instrumentation et surveillance, 11 – Gestion du combustible, 12 – Inspection en service et réparation, 13 – Assainissement et démantèlement.

Comme indiqué dans le chapitre sur le cahier des charges pour une nouvelle génération de réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium, les objectifs de progrès visent en particulier :

- à minimiser les risques d'accidents graves susceptibles de conduire à d'importants dégagements d'énergie ;
- à progresser en sûreté également en élargissant l'éventail des situations accidentelles à des agressions externes renforcées (séisme, chute d'avion...) et jusqu'ici imprévues (séquence accidentelle de Fukushima...), voire imprévisibles actuellement ;
- à améliorer la compétitivité économique de ce type de réacteur en termes d'investissement et de capacité à atteindre un facteur de charge important (> 90 %).

3 | Concepts de réacteurs à neutrons rapides refroidis autrement qu'au sodium

3.1. Réacteurs de propulsion nucléaire

Les premiers projets de réacteurs à neutrons rapides refroidis par un autre caloporteur que le sodium sont venus dès les années 1950–1960, de l'intérêt que représentaient pour la propulsion des sous-marins ces réacteurs capables de produire une vapeur surchauffée à plus de 500 °C, permettant de gagner en efficacité, en compacité (jusqu'à 40 % sur l'encombrement de l'îlot nucléaire) et donc en vitesse ainsi qu'en profondeur (figure 2.2).

Après la mission réussie du Nautilus, équipé d'un réacteur à eau légère, un premier pas vers les neutrons rapides a été fait aux États-Unis avec l'USS Seawolf, équipé d'un réacteur à sodium, qui a connu nombre d'avaries au cours de son exploitation éphémère (1957–1959) et n'a eu aucun successeur de la même technologie (tous ont été équipés de réacteurs à eau).

De son côté, la Russie a développé deux sous-marins prototypes de la classe Novembre K-27, équipés d'un réacteur à neutrons rapides refroidis à l'alliage eutectique PbBi³, dont l'exploitation, malgré des accidents de perte d'alimentation électrique et de relâchements de gaz radioactifs, s'est poursuivie de 1963 à 1968 et a permis de mettre au point les sous-marins de classe Alpha (Lira-7). Ces derniers, équipés de réacteurs de 155 MW du même type, ont détenu les records de vitesse (> 74 km/h) et de profondeur de plongée (> 800 m) de 1969 à 1981.

³ Température de fusion : 123,5 °C.

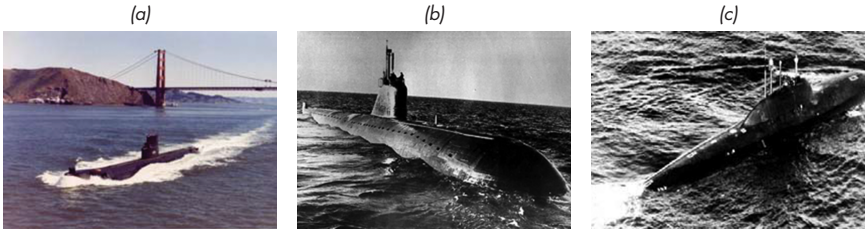


Figure 2.2
 Sous-marins USS-Seawolf (a), USSR Novembre K-27 (b) et USSR Alpha (Lira-7) (c).

3.2. Réacteurs refroidis aux alliages de plomb

La maîtrise du refroidissement à l’alliage eutectique PbBi acquise pour les sous-marins, et en particulier la maîtrise de la corrosion et de la fragilisation des aciers par la création et l’entretien d’un film d’oxyde à l’interface entre l’alliage et les structures du circuit primaire, ont conduit plusieurs acteurs soviétiques puis russes à promouvoir la technologie des caloporteurs lourds (eutectique PbBi ou plomb pur) pour des réacteurs de taille commerciale.

Il en résulte aujourd’hui le projet SVBR-100 (réacteur de 100 MWe refroidi à l’alliage PbBi) dont un consortium comprenant Rosatom, Hidrogress, IPPE Obninsk, Irkutskenergo... prévoit une première réalisation en 2017. La figure 2.3 donne une idée de l’architecture compacte de ce réacteur rendue nécessaire par le poids du bloc réacteur, par les protections contre les risques sismiques et peut-être par une recherche de minimisation des surfaces à protéger de la corrosion.

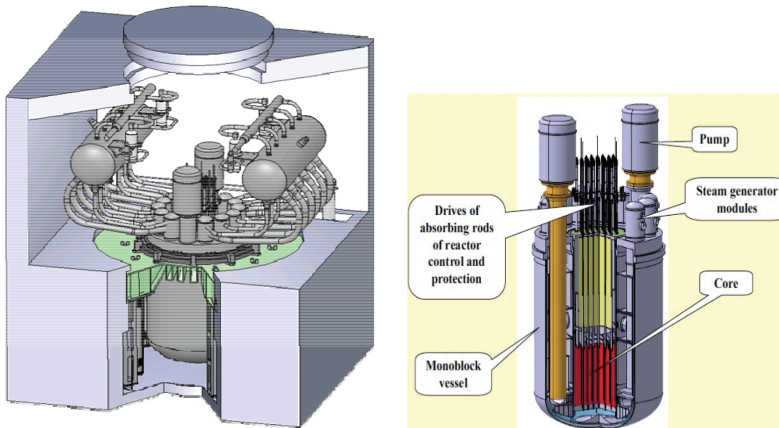


Figure 2.3
 Vues du bloc réacteur du projet SVBR-100 : réacteur à neutrons rapides de 100 MWe refroidi à l’alliage eutectique PbBi.

Un autre consortium, mené par RDIPE⁴, a entrepris le développement du projet BREST-300, réacteur à neutrons rapides de 300 MWe refroidi au plomb pur, pour lequel un accord signé en septembre 2012 prévoit une première réalisation vers 2020 en Sibérie, sur le site du combinat chimique de Tomsk. L'incitation à abandonner l'alliage PbBi, malgré les complications liées à l'utilisation d'un caloporteur dont le point de fusion est de 327 °C au lieu de 123,5 °C provient clairement de la pollution du circuit primaire par la production de polonium-210 à partir bismuth-209 sous flux neutronique, isotope très radiotoxique (émetteur alpha – 5,3 MeV – d'une demi-vie de 138 jours) qui complique notablement les opérations de maintenance et de réparation.

Le projet BREST-300, illustré par la figure 2.4, comporte un bloc réacteur de type cœur intégré de conception très robuste. Son cœur utilise un combustible nitrure (dont la forte densité en métal lourd permet d'espacer les aiguilles et favorise la convection naturelle) et un ensemble de 12 générateurs de vapeur, plongeant directement dans le bloc réacteur, alimente un système de conversion par turbine à vapeur à 505 °C sous 17 MPa, conduisant à un rendement global de 43 %. Ce projet est vu par ses promoteurs comme une première étape devant conduire à terme à un réacteur commercial de 1 200 MWe (BREST-1200).

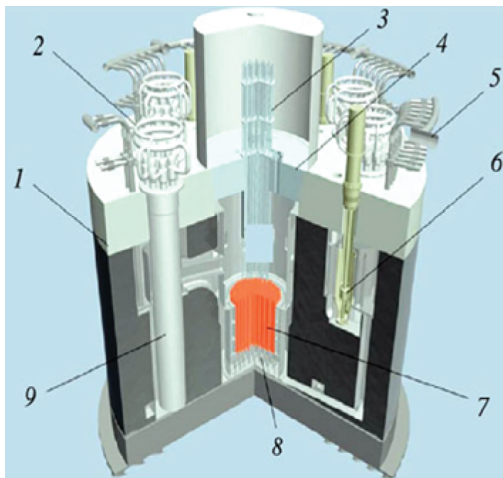


Figure 2.4

Architecture du bloc réacteur du projet BREST-300. 1) Vessel; 2) Steam-water collectors; 3) Safety-and control rod system; 4) Rotary plugs; 5) Channels of the emergency cool-down system; 6) Main circulation pump; 7) Core; 8) Core barrel; 9) Steam generator.

⁴ RDIPE : Research and Design Institute for Power Engineering.

Comme le sodium, les alliages de plomb s'activent peu, résistent bien à l'irradiation et s'utilisent à basse pression. Leurs avantages résident principalement dans leur relative inertie chimique avec l'air et l'eau, dans leur température d'ébullition très supérieure aux conditions de fonctionnement du réacteur (1 670 °C pour PbBi et 1 749 °C pour le plomb) et dans le moindre effet en réactivité d'un passage de gaz dans le cœur (en raison d'un spectre neutronique plus dur et de la pression hydrostatique qui tend à réduire la taille des bulles). En retour, leurs handicaps résident dans leur masse volumique ($\sim 11 \text{ t/m}^3$) qui conduit à des blocs réacteurs de plusieurs milliers de tonnes devant résister au séisme, et dans les phénomènes de corrosion et de fragilisation des aciers qu'il faut maîtriser.

3.3. Réacteurs refroidis au gaz

Des projets de réacteurs à neutrons rapides refroidis au gaz (hélium plutôt que CO_2) ont fait l'objet d'études jusqu'à un stade avancé dans les années 1970 et 1980 en Europe et aux États-Unis, sans donner lieu à réalisation. Ces projets ont été menés parallèlement au développement des réacteurs à haute température et empruntent à ces derniers la technologie des circuits d'hélium, l'architecture du circuit primaire dans un caisson en béton précontraint (pour éviter les risques de dépressurisation rapide), et les techniques d'isolation thermique. Les motivations pour les réacteurs rapides refroidis au gaz provenaient de la possibilité de s'affranchir des sujétions liées au sodium avec un caloporteur chimiquement inerte, monophasique, transparent à la lumière et aux neutrons... ainsi que des perspectives de très hauts facteurs de surgénération en raison d'une excellente économie de neutrons (quasiment pas de captures dans le caloporteur). En revanche, la faible inertie thermique du circuit primaire sans métal liquide exigeait des actions de sûreté très rapides, peu réalistes, pour éviter d'endommager les assemblages combustibles aux structures en acier en cas d'accident de refroidissement ou de réactivité.

La figure 2.5 présente des schémas de deux projets de l'année 1974 : le projet européen GBR-4 (*Gas Breeder Reactor*, 1 200 MWe) et le projet américain GCFR (*Gas-Cooled Fast Reactor*, 375 MWe) ainsi que leurs principales caractéristiques techniques. On notera en particulier la forte pression du circuit primaire (11–12 MPa), l'utilisation d'une enveloppe du circuit primaire en béton précontraint pour éviter toute dépressurisation rapide et une température du caloporteur en sortie du cœur limitée par l'utilisation de structures en acier dans le cœur (en particulier les gaines du combustible). Les deux projets prévoient un système de conversion par turbine à vapeur conduisant à un rendement thermodynamique de 33 à 35 %.

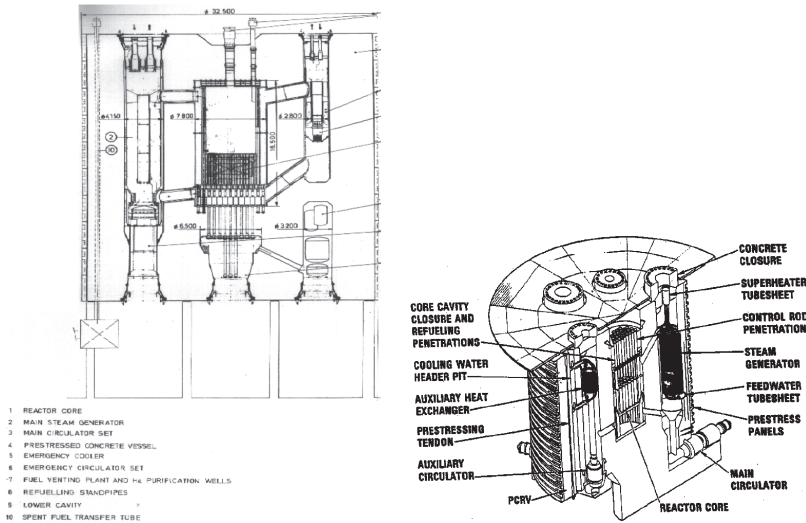


Figure 2.5

Architecture des projets GBR-4 (1 200 MWe) et GCFR (375 MWe) : combustible $UPuO_2$ gainé d'acier, caloporteur hélium contenu dans un caisson en béton précontraint, $\Delta t \sim 260/565$ °C sous 12 MPa ($\eta \sim 35$ %) ou $\Delta t \sim 323/550$ °C sous 10,7 MPa ($\eta \sim 33$ %), facteur de surgénération de $\sim 0,4$.

4 | Perspectives d'avenir pour les réacteurs à neutrons rapides : projets à moyen terme et recherche à plus long terme

Dans le contexte de la fin des années 1990 où des décisions politiques avaient été prises dans les nations occidentales d'arrêter le développement industriel des réacteurs à neutrons rapides, le lancement du Forum international génération IV par le département de l'Énergie des États-Unis a ouvert de nouvelles perspectives pour l'énergie nucléaire, en particulier en Europe de l'Ouest où elle était fortement remise en question. Avec une participation active des acteurs français, le Forum a produit en 2002 une feuille de route technologique [1] identifiant six concepts de réacteurs capables de performances dépassant celles des réacteurs à eau et susceptibles de jouer un rôle important dans le développement de l'énergie nucléaire au XXI^e siècle (figure 2.6). Parmi ceux-ci, les réacteurs à neutrons rapides qui portent la vision d'un nucléaire durable sont très bien représentés :

- trois concepts sont une nouvelle génération de réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium, au plomb ou à l'hélium qui ont déjà fait l'objet de développements ou d'études avancées depuis les années 1960 ;

- un quatrième concept, refroidi à l'eau supercritique ($t > 374 \text{ °C}$, $P > 22,1 \text{ MPa}$), est proposé dans une version à neutrons thermiques capable de fonctionner à 550 °C avec un rendement de conversion supérieur à 44 %, et dans une version à neutrons rapides dont la faisabilité nécessite de résoudre de délicats problèmes d'instabilité résultant de la forte sensibilité de la densité de l'eau supercritique à la température, et donc de son effet de modération sur les neutrons ;
- un cinquième concept, dérivé du *Molten Salt Reactor Experiment* des années 1960 au Laboratoire national d'Oak Ridge, a progressivement évolué sous l'impulsion des travaux du CNRS vers une version à neutrons rapides (*Molten Salt Fast Reactor*) présentant sous certains aspects des caractéristiques de sûreté plus favorables (effets de réactivité stabilisants avec la température et l'ébullition du sel).

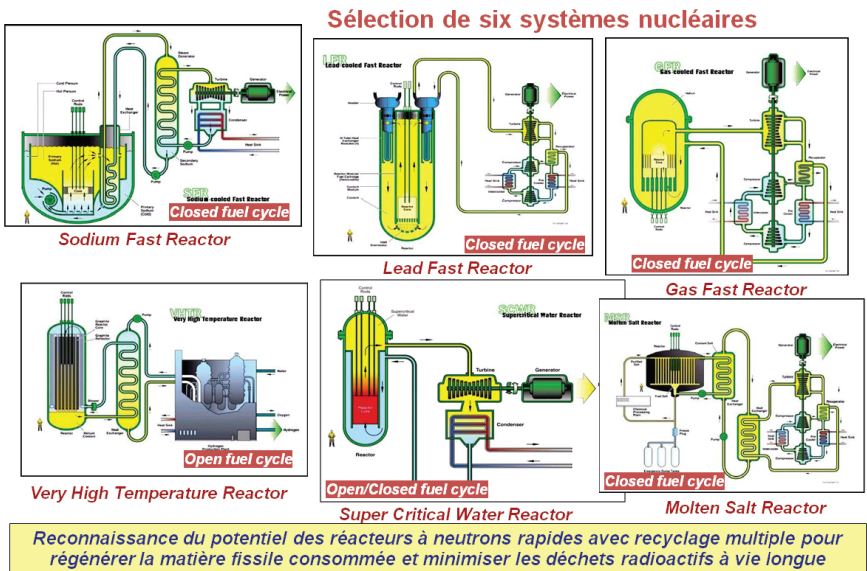


Figure 2.6
Concepts de systèmes nucléaires du futur sélectionnés dans le cadre du Forum international génération IV.

Les enjeux aujourd'hui sont pour l'Europe de revenir au meilleur niveau dans le développement des réacteurs à neutrons rapides, et pour tous les pays nucléaires, dont la plupart participent au Forum international génération IV, de progresser dans la définition d'objectifs de progrès communs pour ce type de réacteur (sûreté, maîtrise de la prolifération, compétitivité économique, conditions d'exploitation...) ainsi que dans les technologies à même d'inscrire ces progrès dans une nouvelle génération de réacteurs (génération IV).

4.1. Réacteurs rapides au sodium [2]

Dans un contexte où l'Inde et la Russie devraient démarrer en 2014 des réacteurs de 500 et 800 MWe (PFBR⁵ et BN-800) représentant les meilleures technologies de réacteurs rapides au sodium actuellement disponibles, la France a entrepris depuis 2006 l'étude et le développement d'un démonstrateur d'une nouvelle génération de ce type de réacteur (ASTRID⁶). Cette initiative s'inscrit dans le cadre de la loi de programme du 28 juin 2006 relative à la « Gestion durable des matières nucléaires et déchets radioactifs », qui stipule de poursuivre les études et recherches sur la séparation et la transmutation en relation avec celles menées pour les nouvelles générations de réacteurs, afin de disposer d'une évaluation des perspectives industrielles de ces filières et de mettre en exploitation un prototype d'installation.

Les objectifs de progrès visés pour cette démonstration sont décrits dans le chapitre dédié aux objectifs pour le moyen, long et très long terme et aux spécifications pour cette nouvelle génération de réacteur rapide au sodium. Comme indiqué précédemment, ils visent principalement :

- à minimiser les risques d'accidents graves susceptibles de conduire à d'importants dégagements d'énergie, qu'ils soient d'origine nucléaire (accidents de refroidissement ou de réactivité susceptibles d'endommager le cœur pour lesquels il faut prévenir les risques de recriticité) ou d'origine chimique (réactions sodium-eau ou sodium-air-eau généralisées dont il faut garantir le confinement) ;
- à progresser en sûreté également en élargissant l'éventail des situations accidentelles à des agressions externes renforcées (séisme, chute d'avion...) et jusqu'ici imprévues (séquence accidentelle de Fukushima...), voire actuellement imprévisibles ;
- à améliorer la compétitivité économique de ce type de réacteur en termes d'investissement et de disponibilité par un effort de simplification des systèmes, de l'exploitation, de l'inspection en service, de la maintenance et des opérations de réparation...

S'y ajoute la recherche de flexibilité dans le cycle du combustible permettant de fonctionner en mode brûleur ou régénérateur, voire surgénérateur, de plutonium, et de transmuter certains actinides mineurs – émetteurs alpha (américium en premier lieu) – pour réduire la chaleur résiduelle et potentiellement l'inventaire radiotoxique à long terme des déchets radioactifs à haute activité destinés au stockage géologique.

⁵ PFBR : *Prototype Fast Breeder Reactor* (Inde).

⁶ ASTRID : *Advanced Sodium Technology Reactor for Industrial Demonstration*.

Le démonstrateur ASTRID, dont les études et la R&D sont menées en commun par le CEA, AREVA et EDF avec des contributions d'autres acteurs nationaux, européens et plus largement internationaux, vise à démontrer le potentiel de progrès de la filière dans tous ces domaines.

Par ailleurs, les acteurs français se mobilisent pour faire partager cette vision d'un réacteur rapide à sodium de IV^e génération à leurs partenaires du Forum international génération IV, notamment à travers l'écriture d'un recueil d'objectifs et de critères communs en matière de conception et de sûreté (*Safety Design Criteria*).

4.2. Réacteurs rapides au gaz [3]

Au début de la décennie 2000, à une époque où, peu de temps après la décision d'arrêter Superphénix, les recherches sur les réacteurs à neutrons rapides devaient se diversifier, le CEA s'est intéressé à un nouveau concept de réacteur rapide refroidi au gaz (*Gas Fast Reactor*, 1 100 MWe) tirant parti du regain d'intérêt et de R&D national et international sur les réacteurs à haute température suscité par le Forum international génération IV, et reposant sur une technologie de combustible très robuste pour permettre de gérer en sûreté les conséquences d'éventuels accidents de refroidissement. Des études conceptuelles et de fonctionnement ont été menées jusqu'en 2006 sur cette nouvelle vision du réacteur rapide à gaz, avec un effort de recherche particulier sur la définition d'un ensemble redondant et diversifié de systèmes de sûreté capables de gérer en confiance les accidents de refroidissement (dépressurisation en particulier). Les études conceptuelles ont également produit une première image de démonstrateur technologique (*Allegro*, 75 MW) pour ce type de réacteur. Ces études conceptuelles ont bénéficié de plusieurs soutiens européens. Parallèlement, le développement d'une technologie composite de gainage du combustible à base de carbure de silicium et d'une chemise d'étanchéité en métal réfractaire (tantale) a été entrepris, dont les résultats à ce jour (essentiellement des fabrications non encore testées en réacteur) se sont révélés encourageants pour l'objectif à long terme d'un combustible capable de garder son intégrité jusqu'à une température de 1 600 °C.

Depuis 2010, la République tchèque, la Slovaquie et la Hongrie, rejointes en 2012 par la Pologne, proposent de poursuivre les études et le développement du démonstrateur *Allegro* avec le soutien de la France. Cette initiative conduit à la création d'un centre d'excellence dédié aux technologies des réacteurs à gaz réparti sur les quatre pays d'Europe de l'Est.

Outre les technologies des circuits d'hélium qui sont communes aux réacteurs à haute température, les développements clés pour la faisabilité de ce

type de réacteur comprennent la mise au point d'un combustible (plutôt carbure UPuC) résistant à très haute température et des autres matériaux constitutifs du cœur, la conception d'un ensemble redondant et diversifié de systèmes de sûreté capables de gérer en sûreté les accidents de refroidissement (tirant éventuellement parti d'une technologie moderne de caisson précontraint pour contenir le circuit primaire) et l'adaptation des procédés du cycle du combustible pour une gestion flexible du plutonium, et potentiellement de certains actinides mineurs.

Il est intéressant de noter que certaines de ces options trouvent aujourd'hui un écho dans le projet EM² (*Energy Multiplier Module* de General Atomics), concept de réacteur à neutrons rapides (500 MW/240 MWe) refroidi à l'hélium (850 °C), utilisant un combustible UPuC avec gainage en SiC et équipé d'un système de conversion par turbine à gaz en cycle direct.

4.3. Réacteurs rapides au plomb [3]

En complément des projets russes évoqués précédemment (SVBR-100 (100 MWe) refroidi à l'alliage eutectique PbBi et BREST-300 (300 MWe) refroidi au plomb), plusieurs acteurs européens (KIT, SCK/Mol, Ansaldo...) se sont groupés pour définir un projet de démonstrateur (ALFRED⁷) : un réacteur de 300 MW refroidi au plomb (400–480 °C), avec combustible MOX et conversion par turbine à vapeur sans circuit intermédiaire. On peut mentionner, au même niveau d'études conceptuelles, le concept de petit réacteur SSTAR⁸ (45 MW/20 MWe) étudié par le laboratoire Lawrence-Livermore aux États-Unis.

Les développements clés pour la faisabilité de ce type de réacteur, dont certains ont connu un début de réalisation en Russie, comprennent la maîtrise de la corrosion des aciers, une conception du bloc réacteur très massif résistante aux séismes, le contrôle des écoulements et des échanges thermiques avec le plomb en convections forcée et naturelle, l'instrumentation nécessaire à la conduite et à la protection du réacteur, le contrôle du maintien en température au-dessus de la température de fusion (327 °C pour le plomb), les techniques d'inspection en service et de réparation sous plomb, le contrôle de la physicochimie du plomb, la gestion de la poussée d'Archimède sur le combustible et les structures du circuit primaire...

S'y ajoute le développement du combustible nitrure (pour le projet BREST-300) et, comme précédemment, l'adaptation des procédés du cycle

⁷ ALFRED : *Advanced Lead Fast Reactor European Demonstration*.

⁸ SSTAR : *Small Secure Transportable Autonomous Reactor*.

du combustible pour une gestion flexible du plutonium et potentiellement de certains actinides mineurs.

4.4. Réacteurs rapides à sels fondus [3]

Le concept MSFR⁹, étudié par le CNRS en collaboration avec d'autres laboratoires européens, est une vision à long terme de réacteur de 3 000 MW à sels fondus (fluorures Li/Th/U...) fonctionnant à 750 °C avec un spectre neutronique épithermique (plutôt que rapide) particulièrement bien adapté au cycle du combustible uranium-233/thorium.

Autant la nécessité de constituer une charge préalable d'uranium-233 dans les réacteurs actuels ou de futurs réacteurs à neutrons rapides que l'ampleur des verrous scientifiques et technologiques à lever pour établir la faisabilité de ce concept reportent sans doute à long terme la réalisation d'un démonstrateur technologique.

Pour autant, les substantielles potentialités du concept justifient l'effort de recherche international, aujourd'hui modeste, qui est consacré aux questions scientifiques clés pour sa faisabilité : la maîtrise de la corrosion des aciers, la mise en œuvre du sel (température de fusion de 565 °C) avec le contrôle des écoulements et des échanges thermiques, le traitement du sel pour l'épurer des produits de fission, des produits de corrosion et des actinides non recyclés, l'instrumentation nécessaire à la conduite et à la protection du réacteur, les techniques d'inspection en service et de réparation adaptées au concept...

5 | Coopération internationale : défis et perspectives

Pour l'ensemble des démonstrateurs et concepts actuellement à l'étude, la coopération internationale est un atout essentiel. Elle permet de partager largement la recherche sur les procédés et technologies clés (matériaux, combustible, circuits et systèmes...). Elle permet de progresser dans l'harmonisation au plan international des objectifs et critères visés pour ces systèmes nucléaires du futur, notamment en matière de sûreté et de sécurité (maîtrise des risques de prolifération et protection physique). Elle permet aussi de partager, dans un cercle plus restreint défini par les alliances industrielles, le coût de réalisation et d'exploitation de démonstrateurs technologiques ou de prototypes. En outre, la coopération internationale aide à stabiliser dans la

⁹ MSFR : *Molten Salt Fast Reactor*.

durée les programmes de recherche nationaux à moyen/long terme sur une technologie sensible au plan politique.

En plus d'avoir réouvert des perspectives à long terme pour l'énergie nucléaire aux États-Unis, en Europe et ailleurs dans le monde, le Forum international génération IV s'est révélé efficace pour partager certains développements et confronter les visions des objectifs à atteindre en matière de sûreté, sécurité et compétitivité économique. En outre, la reconnaissance en 2008, dans le cadre du *Strategic Energy Plan (SET-Plan)* de la Commission européenne, du caractère stratégique de l'énergie nucléaire de fission pour atteindre les objectifs qu'elle a fixés pour 2020¹⁰ ont permis de créer, comme pour les autres technologies stratégiques pour l'énergie, une plate-forme technologique (*Sustainable Nuclear Energy Technology Platform, SNE-TP*) et une initiative industrielle (*European Sustainable Nuclear Industrial Initiative, ESNII*). Ces avancées constituent des cadres de coopération pour développer certaines technologies clés pour le futur de l'énergie nucléaire en Europe et pour préparer la constitution de consortiums pour réaliser des démonstrateurs ou des prototypes. À ces cadres de coopération s'ajoute l'activité des agences internationales (AEN, AIEA), qui procède plus d'un apport d'information aux décideurs de projets nucléaires et d'une assistance à l'évaluation de l'offre nucléaire que d'une contribution directe à la recherche et développement.

Par le partage de l'effort de recherche qu'elle permet, la coopération internationale rend possible à la fois la préparation de la réalisation à moyen terme de démonstrateurs ou prototypes pour une nouvelle génération de réacteurs rapides au sodium porteurs de progrès significatifs pour la filière, et la contribution au développement des technologies clés pour la faisabilité d'autres types de réacteurs à neutrons rapides à plus long terme. Elle permet à chacun de situer et définir sa contribution au développement de ces réacteurs à neutrons rapides en fonction de son expérience et de son expertise, et selon ces deux échelles de temps.

Il apparaît essentiel en particulier que la recherche de progrès sur les réacteurs rapides à sodium, qui représentent la meilleure technologie disponible aujourd'hui mais resteront soumis aux sujétions du sodium, n'occulte pas le besoin de recherche à plus long terme sur d'autres technologies, sans que les caloporteurs plomb ou gaz puissent pour autant être considérés comme des options idéales aujourd'hui. En effet, les réacteurs au sodium pourront certainement être améliorés pour atteindre des objectifs de plus en plus exigeants en matière de sûreté et sécurité, mais les sujétions intrinsèques au sodium et la complexité qui en résulte resteront un handicap pour l'objectif de compétitivité économique, tant sur le plan du coût d'investissement que sur

¹⁰ Réduction de 20 % des émissions de gaz à effet de serre, réduction de 20 % de la consommation d'énergie, part de 20 % d'énergies renouvelables.

le plan de la fiabilité de fonctionnement requise pour un facteur de charge de 90 %. Un important effort d'innovation conceptuelle et technologique reste donc nécessaire, notamment pour le choix et la technologie du caloporteur, pour concevoir par étapes des réacteurs à neutrons rapides qui puissent être déployés largement en confiance, et inscrire dans la durée les apports de l'énergie nucléaire au développement du monde.

De même qu'il existe plusieurs technologies de réacteurs à eau, il est peu probable que la vision d'un nucléaire durable soit portée par une seule technologie de réacteur. Il est encore moins probable qu'elle repose sur une seule technologie de traitement/recyclage du combustible, car si l'on peut prévoir que les systèmes nucléaires du futur devront respecter des standards internationaux en matière de sûreté et de sécurité, il devrait subsister selon les pays une diversité d'objectifs en matière de types de déchets radioactifs à haute activité à stocker en site géologique (avec ou sans actinides mineurs) et de facteur de surgénération.

Pour l'ensemble de ces raisons, l'entretien par la coopération internationale de recherches sur un large éventail de technologies est un atout pour la préparation du long terme. Dans ce contexte, l'enjeu pour les acteurs français est de contribuer activement au développement des filières stratégiques pour la France, l'Europe et le marché international, et de préserver un pouvoir d'influence sur la définition des règles de sûreté et de sécurité qu'elles devront respecter. C'est l'un des objectifs essentiels du démonstrateur ASTRID prévu dans la décennie 2020.

Références

- [1] A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems, GIF-002-00, December 2002.
- [2] 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. Tome 3 : Les réacteurs à neutrons rapides de IV^e génération à caloporteur sodium – Le démonstrateur technologique ASTRID, rapport CEA-DEN, décembre 2012.
- [3] 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. Tome 4 : Les réacteurs à neutrons rapides de IV^e génération à caloporteur gaz – Les autres filières à neutrons rapides de IV^e génération, rapport CEA-DEN, décembre 2012.

CHAPITRE 3

Le cahier des charges des réacteurs à neutrons rapides du futur

François Gauché

CEA

Introduction

La conception, la construction, l'exploitation et le démantèlement d'un réacteur nucléaire doivent répondre à de très nombreux critères. Le présent chapitre ne saurait remplacer un cahier des charges détaillé. Au moment où l'on s'intéresse aux réacteurs du futur, dits de IV^e génération, et en particulier aux réacteurs à neutrons rapides (RNR), l'objectif est d'une part de montrer la grande diversité des contraintes à prendre en compte, qui distinguent du réacteur « papier » le réacteur réel qui produira un jour de l'électricité, et qui pour la majorité sont des challenges scientifiques et technologiques qui ne se voient pas forcément au premier coup d'œil. D'autre part, s'agissant de RNR de nouvelle génération, on s'intéressera à de nouvelles contraintes qui découlent de l'expérience passée et de l'accroissement des exigences, de sûreté en particulier, qui pèsent sur la conception de tout nouveau réacteur nucléaire.

Le présent chapitre s'alimente du cahier des charges pour les futurs réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium réalisé par EDF et transmis au CEA dans le cadre du projet ASTRID¹. Il s'en éloigne parfois, en particulier pour tenir compte des autres types de réfrigérants abordés au cours du séminaire « Fluides caloporteurs pour réacteurs à neutrons rapides » organisé par l'Académie des sciences les 19 et 20 février 2013.

1 | Attentes des systèmes de IV^e génération

1.1. Le forum international génération IV

Le cadre international de la coopération en matière de systèmes nucléaires de 4^e génération est le GIF (*Generation IV International Forum*), dont l'objectif est la conduite des travaux de recherche et développement (R&D) nécessaires à la mise au point de systèmes nucléaires (réacteurs et cycle du combustible) répondant aux critères de durabilité de l'énergie nucléaire : poursuite des progrès en compétitivité et en sûreté atteints sur les réacteurs à eau de 3^e génération, économie des ressources, minimisation de la production des déchets radioactifs, plus grande résistance à la prolifération nucléaire, application de l'énergie nucléaire à d'autres voies que la production d'électricité.

Le GIF est une association intergouvernementale lancée en 2000 à l'initiative du département de l'Énergie des États-Unis. Il regroupe à ce jour treize

¹ *Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration.*

membres² engagés par la signature d'une charte, en juillet 2001, dans laquelle ils reconnaissent l'importance du développement de systèmes futurs pour la production d'énergie nucléaire, ainsi que la nécessité à la fois de préserver au mieux l'environnement et de se prémunir contre les risques de prolifération.

Un accord cadre intergouvernemental consolidant ces engagements a été signé à partir de février 2005 par dix membres, dont la France. L'Argentine et le Brésil ont souhaité différer leur signature et demeurent provisoirement dans un statut de membre non actif. Le Royaume-Uni n'a pas ratifié l'accord cadre signé en 2005, préférant limiter à ce stade sa contribution au programme européen. Cet accord fixe le cadre des accords juridiques plus détaillés permettant une coopération équitable entre partenaires. Chaque membre du GIF est représenté par un ou plusieurs agents de mise en application des objectifs de l'accord cadre.

1.2. Les six concepts du GIF

Le Forum international génération IV a sélectionné six concepts paraissant les plus prometteurs et a défini un plan de R&D visant à apporter les innovations nécessaires pour le déploiement industriel, à partir de 2030, des systèmes basés sur ces concepts. Le plan de développement de ces six systèmes comprend trois phases : faisabilité, performances et démonstrations. L'accord cadre et les accords détaillés qui en découlent ne couvrent que les deux premières phases. La réalisation de démonstrations, pilotes ou prototypes nécessitent des accords différents.

Les concepts sélectionnés par le GIF sont les suivants :

- concepts à neutrons rapides : réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium (RNR-Na, en anglais *Sodium-cooled Fast Reactor SFR*), réacteur à neutrons rapides refroidi par gaz (RNR-G, *Gas-cooled Fast Reactor GFR*), réacteur à sels fondus (RSF, *Molten Salt (Fast) Reactor M(F)SR*), réacteur à neutrons rapides refroidi au plomb (RNR-Pb, *Lead-cooled Fast Reactor LFR*) ;
- concepts à neutrons thermiques : réacteur refroidi par eau-supercritique (RESC, *Super Critical Water-cooled Reactor SCWR*), réacteur à très haute température (RTHT, *Very High Temperature Reactor VHTR*).

² Afrique du Sud, Argentine, Brésil, Canada, Chine, États-Unis, Euratom, France, Japon, République de Corée du Sud, Royaume-Uni, Russie, Suisse.

Il faut noter que la maturité technologique des concepts retenus par le GIF est très variable. Pour le CEA, l'effort se concentre principalement sur les technologies de réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium et, dans une moindre mesure, surtout en ce qui concerne l'innovation sur les matériaux, sur les technologies de refroidissement par gaz, dans une vision à beaucoup plus long terme. La R&D au niveau français est principalement portée par les équipes du CEA, d'AREVA et d'EDF. Le CNRS travaille sur un concept de réacteur rapide à sels fondus.

1.3. Objectifs des systèmes de IV^e génération

Les objectifs fixés pour les systèmes de IV^e génération sont les suivants :

- pouvoir recycler sans limitation les matières comme le plutonium et utiliser le mieux possible la ressource en uranium (ou thorium). Ceci nécessite des réacteurs fonctionnant en spectre de neutrons rapides, couplés à un cycle fermé du combustible. Rappelons que l'utilisation dans des réacteurs à neutrons rapides de la ressource en uranium appauvri déjà extrait et disponible sur le territoire français permettrait de produire de l'électricité au rythme actuel pendant plusieurs milliers d'années ;
- si cette option est retenue, avoir la capacité de poursuivre les études nécessaires pour réaliser la transmutation de certains actinides mineurs. De la même façon, ceci nécessite des réacteurs à neutrons rapides ;
- avoir un niveau de sûreté correspondant au meilleur standard du moment. Ceci équivaut aujourd'hui aux objectifs de sûreté des réacteurs de III^e génération auxquels il faut intégrer dès la conception les enseignements de l'accident de Fukushima, en particulier la recherche d'une démonstration de sûreté robuste, prenant en compte les incertitudes et garantissant suffisamment de marge par rapport aux « effets falaise »³ ;
- atteindre une bonne compétitivité compte tenu du service rendu ;
- présenter des garanties de résistance à la prolifération nucléaire.

³ Effet falaise : altération brutale du comportement d'une installation, que suffit à provoquer une légère modification du scénario envisagé pour un accident dont les conséquences sont alors fortement aggravées.

2 | Attentes en termes de performances

Même s'il doit obéir à un certain nombre de contraintes, de sûreté en particulier, un réacteur nucléaire est construit, la plupart du temps, avec un objectif économique, généralement celui de produire de l'électricité. S'ajoutent à cela les exigences de sécurité d'approvisionnement et d'indépendance énergétique. L'exploitant de la centrale et la collectivité attendent donc du réacteur des performances en matière de production. Dans le cas des réacteurs à neutrons rapides, le présent chapitre commente quelques-unes de ces spécifications à la lumière du choix du fluide caloporteur.

2.1. Puissance du réacteur

Quand le réseau électrique le permet, et si l'on met de côté les réflexions actuelles sur les petits réacteurs modulaires (*small modular reactors*) et leur modèle économique particulier, la plupart des calculs économiques poussent à rechercher des réacteurs nucléaires de grande taille, d'au moins 1 000 MWe, en raison des effets d'échelle qui permettent en particulier d'accommoder plus facilement les surcoûts des nouvelles exigences de sûreté. Ajouter à cela les avantages des « effets de série » qui sont un atout majeur pour les coûts de fabrication, la maintenance, le retour d'expérience d'exploitation et l'amélioration continue de la sûreté. S'agissant de premières unités déployées à des fins de démonstration ou de début de série, on peut accepter des réacteurs de plus petite taille. Ceci permet de fixer deux plages de puissance, qui ne sont données que de manière indicative :

- gamme 1 000–2 500 MWth pour les premières unités ;
- gamme 3 000–4 000 MWth pour un déploiement industriel massif.

Il faut noter que ces gammes de puissance ne sont pas forcément accessibles avec tous les fluides caloporteurs. Par exemple, on peut être amené à limiter la puissance des réacteurs refroidis par le plomb ou l'eutectique plomb-bismuth en raison de la taille des cœurs et de la masse du circuit primaire. En effet, pour éviter la corrosion-érosion par le plomb, une des stratégies consiste à limiter à 2 m/s la vitesse de circulation du caloporteur, ce qui oblige à écarter les assemblages. Ceci conduit pour les fortes puissances à des cœurs très grands dont l'effet de vide est très fortement positif (la perte du caloporteur se traduit par une forte excursion de puissance). Par ailleurs, les exigences de tenue au séisme pour des grandes tailles de circuit primaire sont particulièrement contraignantes dans le cas d'un caloporteur dont la densité est plus de 10 fois celle du sodium ou de l'eau.

2.2. Gain de régénération

L'une des caractéristiques essentielles des réacteurs à neutrons rapides est leur capacité à pouvoir atteindre la surgénération, c'est-à-dire, à partir de matières fertiles comme l'uranium-238 ou le thorium-232, à produire plus de matière fissile qu'ils n'en consomment (gain de régénération $GR > 1$). Mais ces réacteurs peuvent aussi fonctionner en mode isogénérateur (équilibre production/consommation de matières fissiles ; $GR \sim 1$) ou même sous-générateur (consommation nette de matières fissiles ; $GR < 1$). On parle parfois de mode « brûleur » pour désigner un réacteur conçu spécialement pour consommer de façon accrue le plutonium.

Tout dépend donc de la raison pour laquelle on cherche à déployer des réacteurs à neutrons rapides. Ceux-ci ont besoin d'une quantité de matière fissile au démarrage. Historiquement, on a donc considéré des surgénérateurs, capables de produire la quantité de plutonium nécessaire au démarrage de réacteurs supplémentaires de façon à permettre la croissance d'un parc de RNR qui, une fois démarrés, ne consomment que très peu de ressources en uranium. C'est cette hypothèse qui est retenue par des pays dont les besoins énergétiques sont en forte croissance, comme la Chine ou l'Inde.

Dans d'autres pays avec un parc de réacteurs à eau légère fonctionnant depuis plusieurs décennies comme la France, la quantité de plutonium requise pour démarrer un parc de RNR n'est pas forcément le facteur limitant. Dans ce cas, d'autres considérations peuvent amener à préférer des réacteurs isogénérateurs associés à l'objectif de stabiliser la quantité de plutonium dans le cycle.

Si l'on cherche à réduire la quantité de plutonium dans le cycle, des concepts sous-générateurs ou brûleurs peuvent être recherchés.

Il faut noter que la combinaison des choix du combustible, du caloporteur et du concept de cœur peut restreindre la plage de gains de régénération qui sont atteignables. Par exemple, le concept de cœur à faible vidange développé par le CEA pour le projet ASTRID ne permet pas d'atteindre des valeurs de gain de régénération très élevées (limite à 1,15 environ), alors que certains pays affichent l'ambition de gains de régénération de 1,3 voire 1,4. En revanche, on peut développer un concept CFV « brûleur » avec de bonnes performances de consommation nette de plutonium.

Enfin, la question des couvertures fertiles radiales est un sujet controversé, dans la mesure où une certaine littérature les considère comme plus faciles à détourner à des fins de production de matière fissile militaire. L'argument étant que dans des couvertures radiales, le vecteur isotopique du plutonium se rapproche de celui des applications militaires. Or, selon les concepts,

l'isogénération ou la surgénération ne peuvent être atteintes qu'avec des couvertures radiales. Pour ASTRID, on s'est fixé au contraire comme objectif d'atteindre l'isogénération sans couvertures radiales.

2.3. Durée de vie

À l'image des réacteurs de III^e génération, on attend des réacteurs à neutrons rapides de IV^e génération de pouvoir justifier d'une durée de vie d'au moins 60 ans. Ayant affaire à des conditions de fonctionnement particulièrement contraignantes (températures élevées, possible corrosion, cycles...), ceci nécessite pour les composants non remplaçables une R&D de long terme sur les matériaux, afin de disposer des bases de données sur une échelle de temps suffisamment représentative pour pouvoir extrapoler à une durée de vie de 60 ans. Certains composants pour lesquels cette durée de vie ne sera pas démontrée devront être conçus pour être remplaçables (générateurs de vapeur par exemple).

Tous les caloporteurs ne partent pas à égalité sur ce sujet. Concernant le RNR-Na, plusieurs décennies de fonctionnement ont permis d'accumuler un patrimoine de connaissances considérable sur les matériaux et leur comportement en réacteur. Certains échantillons issus du démantèlement des réacteurs, en particulier Phénix, viendront alimenter les dossiers de justification de la durée de vie des futures centrales de ce type.

2.4. Taux de combustion, longueur des cycles

Pour améliorer la disponibilité des réacteurs, il faut viser les cycles les plus longs possibles, séparés par des arrêts pour rechargement les plus courts possibles. Ce raisonnement ne s'applique bien évidemment pas aux réacteurs à sels fondus.

On recherche donc pour la filière industrielle des taux de combustion élevés, de l'ordre de 180 à 200 GWj/t, avec des cycles de 18 à 24 mois. Ceci impose un programme de R&D et de qualification en réacteur pour l'amélioration des performances des combustibles, sachant que pour le RNR-Na, de grands progrès ont été faits dans le passé en passant de quelques dizaines de GWj/t à plus de 100 GWj/t.

Selon les concepts de cœur et le choix du caloporteur, on recherche des alliages à faible gonflement sous irradiation, comme les aciers renforcés par dispersion d'oxyde sur lesquels un important effort de R&D est réalisé dans le

monde. En effet, si l'on prend le cas du caloporteur sodium, les assemblages combustibles sont faits d'aiguilles de combustible (l'équivalent des crayons de combustible dans un REP) séparés par des fils métalliques enroulés autour de l'aiguille. L'espace entre les aiguilles est très réduit (entre 1 et 2 mm) et un gonflement des gaines viendrait réduire cet espace et réduire les échanges thermiques.

2.5. Taux de disponibilité

On vise un taux de disponibilité supérieur à 90 %. Pour les prototypes, la disponibilité visée reste ambitieuse, mais le calcul devrait déduire les indisponibilités qui seront dues aux diverses démonstrations et expérimentations qui seront réalisées dans le réacteur.

Le taux de disponibilité dépend en particulier de la fréquence des arrêts pour rechargement (voir le point précédent) et de leur durée. Celle-ci est reliée aux opérations de passage du fonctionnement vers l'arrêt pour manutention, à la manutention des assemblages usés et neufs, et au redémarrage. Il y a aussi les inspections périodiques des équipements et la requalification des systèmes importants pour la sûreté, par exemple les mécanismes de barre de commande.

La disponibilité peut aussi être grandement affectée par des opérations de réparation ou remplacement de composants.

Citons enfin les délais liés aux autorisations administratives, en particulier pour les arrêts non programmés.

2.6. Coûts

La question de la compétitivité des réacteurs de IV^e génération par rapport aux autres sources d'énergie ne se résume pas simplement et renvoie à des débats complexes qui analysent les rapports coûts/bénéfices en détail et dépassent le cadre de cet article.

Il y a fort à parier que les réacteurs à neutrons rapides resteront, à l'investissement, plus chers que des réacteurs à caloporteur eau. Cela vient du fait que les fluides caloporteurs autres que l'eau sont plus compliqués à gérer que ce fluide courant. Il s'agit donc de maintenir le surcoût à l'investissement aussi bas que possible, sachant que, selon les hypothèses que l'on émet sur l'évolution des prix de l'uranium, ce surcoût peut être *in fine* compensé grâce à l'avantage des neutrons rapides sur le cycle des matières.

Avant l'atteinte d'un coût optimisé après remise en route du tissu industriel et construction de plusieurs unités, il faut avoir à l'esprit les surcoûts inhérents à l'étape du prototype ou de la tête de série.

Enfin, les réacteurs à neutrons rapides remplissent des fonctions supplémentaires par rapport aux réacteurs à eau légère. Ces fonctions, qui concernent le cycle des matières nucléaires, n'ont pas forcément une valeur économique facilement mesurable, mais correspondent à un service qui peut être de nature stratégique. La stabilisation des stocks de plutonium, la sécurisation de l'approvisionnement énergétique, l'indépendance par rapport aux mines d'uranium, la possible incinération de certains actinides mineurs... peuvent être des atouts valorisables.

3 | Attentes en termes de sûreté

3.1. Quel niveau de sûreté ?

Il n'est pas possible de définir précisément le niveau de sûreté attendu pour les futures générations de réacteurs nucléaires, compte tenu des incertitudes, d'une part sur la date à laquelle ces réacteurs seront déployés (2040 ? 2080 ?...), d'autre part sur les évolutions des attentes de la société en matière de sûreté, reprises par les autorités de sûreté nucléaire, entre aujourd'hui et cette date de déploiement.

Ainsi, au-delà d'une recherche continue d'amélioration de la sûreté, le niveau de sûreté requis a progressé dans le passé par paliers successifs, en particulier après les accidents de Three Mile Island, Tchernobyl et Fukushima, et après les attentats du World Trade Center en 2001.

Le référentiel de sûreté, mais aussi de radioprotection, de rejets dans l'environnement, etc., qui découle de ces événements et de plusieurs décennies d'exploitation de réacteurs nucléaires dans le monde est donc devenu très exigeant, sans commune mesure avec les règles des temps pionniers au lendemain de la Seconde Guerre mondiale, où de nombreuses technologies ont pu être testées. C'est dire l'effort à faire pour amener au niveau de sûreté requis un concept ne bénéficiant d'aucun retour d'expérience.

Si l'on regarde l'étape des prototypes qui pourraient être mis en service dans la prochaine décennie, on peut proposer un niveau de sûreté équivalent à un réacteur à eau légère de III^e génération (document WENRA⁴ *Safety Objectives for New Nuclear Power Plants*, 2010), doublé de l'exigence d'avoir intégré

⁴ Western European Nuclear Regulators' Association.

convenablement le retour d'expérience des réacteurs antérieurs, et prenant en compte dès la conception les leçons tirées du retour d'expérience de l'accident de Fukushima, en particulier l'exclusion d'effet falaise dès qu'une agression externe dépasse un peu les limites du domaine de dimensionnement.

En particulier, l'objectif O3 du document WENRA cité au-dessus requiert :

- que la conception permette d'exclure les accidents conduisant à des rejets précoces ou importants ;
- qu'en cas de fusion du cœur, des dispositions de conception permettent de limiter dans le temps et dans l'espace les mesures de protection des populations et que les délais soient suffisants pour les mettre en œuvre.

À la lumière de cet objectif O3, la réalisation d'études probabilistes de sûreté de niveau 2 en complément de la démonstration de sûreté probabiliste est particulièrement pertinente. En effet, ces études de niveau 2 vont jusqu'à la quantification des rejets à l'extérieur de la centrale et donnent un éclairage supplémentaire par rapport à la démonstration déterministe.

3.2. Principales fonctions de sûreté

L'ordre dans lequel ces fonctions vont être déclinées ne préjuge en rien de leur importance relative. Toutes sont cruciales. En cas d'incident, l'arrêt de la réaction en chaîne constitue la première fonction de sûreté. Ceci conduit à concevoir des systèmes d'arrêt extrêmement fiables, redondants et diversifiés. À noter la particularité des RNR-Pb (barres d'arrêt insérées par le bas par la force de flottaison dans le plomb ou de façon pneumatique par le haut) et des réacteurs à sels fondus (pas de barres d'arrêt).

Ensuite, l'évacuation de la puissance résiduelle constitue un enjeu majeur. Il s'agit d'exclure la perte totale de cette fonction sur une longue période de temps. La combinaison de systèmes actifs et passifs, redondants et diversifiés, permet d'atteindre cet objectif. Il faut toutefois faire particulièrement attention au risque de gel du caloporteur dans les circuits, conduisant à la perte du circuit.

Vis-à-vis de l'évacuation de la puissance résiduelle, le caloporteur gaz a l'inconvénient d'une faible capacité calorifique, ce qui conduit à devoir se protéger des accidents de dépressurisation.

La troisième fonction de sûreté est le confinement. Notons qu'elle doit être complètement repensée dans le cas du réacteur à sels fondus, dans la mesure où le combustible ne dispose pas de sa première barrière habituelle qui est la gaine.

Enfin, citons quatre enjeux liés au choix du caloporteur :

- la compatibilité du caloporteur primaire avec le caloporteur secondaire. Pour de nombreuses raisons, on préfère séparer la partie conventionnelle de l'installation (turbine) du circuit primaire. On a donc au moins un circuit secondaire, parfois même un troisième circuit (cas du sodium et des sels fondus). Il faut donc tenir compte d'une possible mise en contact des fluides primaire et secondaire. C'est en particulier la problématique des réactions sodium-eau qui oblige à avoir un circuit intermédiaire en sodium pour les réacteurs de ce type. Mais les interactions peuvent aussi conduire à l'entraînement de gaz dans le cœur (et à un accroissement de la réactivité), à la formation de précipités solides, à une explosion de vapeur... ;
- la purification. L'enjeu est en particulier d'éviter la corrosion des structures, ainsi que la formation de composés solides qui viendraient boucher des circuits ou des assemblages. Cette problématique est particulièrement importante pour les caloporteurs plomb et plomb-bismuth ;
- dans le cas du sodium, les grandes réactions sodium-eau, sodium-eau-air et les grands feux sodium. L'objectif de la conception sera d'éliminer de telles possibilités ou d'en confiner les conséquences ;
- la détection de fuites : la fuite du caloporteur est le signe d'une défaillance des circuits. Elle doit être détectée au plus tôt pour éviter une dégradation de la situation (corrosion sous calorifuge, feu de sodium, rupture de tuyauterie, contamination radioactive par du sel fondu, accident de dépressurisation ou baisse de niveau primaire...).

3.3. Agressions externes, états de l'installation

Les agressions externes peuvent être d'origine humaine (chute d'avion), malveillante ou non, ou d'origine naturelle. Nous allons examiner successivement les deux cas.

Concernant la chute d'avion, il y a souvent confusion entre la prise en compte d'un risque probabiliste, à savoir la chute accidentelle d'un aéronef, et l'acte de malveillance (chute volontaire). Il convient de protéger la centrale contre les deux éventualités, sachant que le référentiel concernant la malveillance est confidentiel pour des raisons évidentes. Le choix du caloporteur n'est pas neutre face à ce type d'agression externe. Citons par exemple la densité élevée du plomb qui rendra difficile la conception d'une grande cuve à coque mince, ou bien le sodium des circuits intermédiaires et des bâtiments des générateurs de vapeur situés à l'extérieur du bâtiment réacteur.

Le séisme doit également être pris en compte, en suivant les règles fondamentales de sûreté ou les guides émis par l'Autorité de sûreté nucléaire. Là aussi, le caloporteur plomb impose aux concepteurs des précautions particulières.

La prise en compte du risque d'inondation interdira bien sûr de disposer des réservoirs de sodium dans des locaux inondables. Certains événements externes, comme l'incendie de forêt, devront être analysés par rapport au fonctionnement d'échangeurs de chaleur avec l'atmosphère, utilisés pour l'évacuation de la puissance résiduelle (risque de colmatage). Les grands froids devront être regardés aussi (risque de gel, etc.).

Sur un autre plan, il faut noter qu'une démarche de sûreté moderne prendra en compte toutes les parties de l'installation et tous les états de fonctionnement. Par exemple, l'accident de Fukushima a montré à quel point il faut accorder à l'entreposage de combustibles usés la même protection qu'au réacteur lui-même. Des analyses de sûreté spécifiques seront ainsi nécessaires pour, entre autres, les cuves ou les piscines d'entreposage de combustible, les réservoirs de sels fondus primaires ou les circuits du procédé de traitement en ligne du sel fondu.

3.4. Radioprotection, déchets, démantèlement

La conception de type intégré des réacteurs à caloporteur sodium a montré dans le passé qu'une dosimétrie collective aux travailleurs beaucoup plus basse que sur les REP était possible. De manière indicative, on peut proposer un objectif de dose annuelle collective aux travailleurs de moins de 100 hommes.mSv par an et par GWe installé, ce qui correspond environ à un dixième de la dose sur un REP de II^e génération. En optimisant certaines opérations de maintenance dès la conception, on peut également limiter la dose individuelle à 2,5 mSv/an, ce qui la ramène au niveau de la radioactivité naturelle en France.

À noter le défi, pour les concepteurs de réacteurs à sels fondus, de prévoir dès le début la maintenance et l'éventuel remplacement des composants contaminés par le sel primaire, dans le respect de l'objectif de minimiser la dose reçue par les travailleurs.

On peut aussi signaler comme exemple la problématique du polonium-210, très radiotoxique, produit par activation du bismuth dans le fluide primaire des réacteurs refroidis au plomb ou plomb-bismuth.

Concernant la production de déchets, on préférera les déchets solides. Enfin, la question du tritium, qui est produit dans le réacteur habituellement dans le combustible ou dans les absorbants, prend une dimension nouvelle

avec les caloporteurs à base de sels de lithium et doit faire l'objet de dispositions de conception adaptées (équipements de détritiation).

Le retour d'expérience de démantèlement d'installations nucléaires, y compris de quelques réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium, permet de réfléchir dès la conception à la simplification des procédures de démantèlement, à la minimisation des déchets produits et de la dose aux travailleurs. La disponibilité des filières d'évacuation est également prise en compte.

Par exemple, on cherchera à remplacer les stellites par des revêtements durs ne contenant pas du cobalt, ce qui diminue fortement l'activation des structures du réacteur. Mais les solutions de remplacement dépendent évidemment de la compatibilité du revêtement avec le caloporteur, et seront donc variables selon les concepts.

Le démantèlement est d'ailleurs un des défis des réacteurs à sels fondus dans la mesure où, par conception, c'est l'ensemble du circuit primaire qui est contaminé par les actinides et les produits de fission.

4 | Quelques enjeux spécifiques des réacteurs à neutrons rapides

4.1. Cœur

Les cœurs des réacteurs à neutrons rapides sont sensibles en général à l'« effet de vide » du caloporteur, c'est-à-dire que si le caloporteur disparaît localement, par ébullition par exemple, la réactivité du réacteur augmente. Ceci n'est évidemment pas le cas pour les sels fondus. L'effet est très faible dans le cas du caloporteur gaz. Il reste important pour les grands cœurs des réacteurs à caloporteur plomb et sodium. Pour le plomb, on peut mettre en avant que la température d'ébullition est très élevée (1 749 °C). Pour le sodium, les études sur le prototype ASTRID ont permis de développer un concept de cœur à faible effet de vidange sur la réactivité, pour lequel le coefficient correspondant est négatif au lieu d'être fortement positif pour les conceptions classiques. De nombreuses études sont encore nécessaires dans les prochaines années pour quantifier et réduire les incertitudes, ce qui passe en particulier par la réalisation d'expériences dans des réacteurs à puissance nulle (« maquettes critiques »), qui permettent de valider les calculs neutroniques.

Par ailleurs, les cœurs de réacteurs à neutrons rapides ne fonctionnent pas dans leur géométrie la plus réactive et sont donc sensibles aux phénomènes de compaction. Des dispositions constructives permettant de garantir les jeux entre assemblages et d'exclure les cas où la prompt-criticité pourrait être atteinte (durant le transitoire) sont nécessaires sur les concepts SFR, LFR et

GFR. Mais les possibilités de scénarios de compaction devront être analysées de près également pour les réacteurs à sels fondus (stabilité du sel, homogénéité, distribution des gaz dissous...).

Les événements dits locaux doivent également être pris en compte, comme la remontée intempestive d'une barre de commande ou le bouchage d'un assemblage, dans la mesure où, sous certaines conditions, ils peuvent être à l'origine de fusion généralisée du cœur. La détection de rupture de gaine fait partie des lignes de défense, associée au concept de « cœur propre » qui interdit de fonctionner avec des ruptures de gaine.

La prise en compte de la possibilité d'une fusion du cœur conduit à étudier les interactions entre le corium et le caloporteur sodium ou plomb, avec l'éventualité d'un dégagement d'énergie mécanique qui vienne solliciter la limite du circuit primaire, qui doit donc être conçu avec une certaine résistance. La validation des codes de calcul dans ce domaine requiert des expérimentations difficiles à réaliser (nécessité de préparer à plus de 2000 °C un corium expérimental de taille suffisamment représentative).

L'accident grave devant être couvert par le dimensionnement de l'installation, il faut se préoccuper du devenir du corium et de son refroidissement sur le long terme. On peut concevoir ainsi pour le SFR ou le GFR un récupérateur de corium à l'instar de ce qui est fait sur l'EPR. La question se pose différemment sur le LFR puisque le corium flotte plus ou moins dans le caloporteur. Enfin, il faut donner à l'accident grave, qui correspond classiquement à la fusion du cœur, une définition différente pour le MSR.

4.2. Manutention du combustible

L'utilisation de caloporteurs autres que l'eau complexifie la manutention des assemblages combustibles. Citons en particulier la question de savoir si l'on a besoin de pouvoir réaliser, rapidement ou non, le déchargement complet du cœur au cours de la durée de vie du réacteur. Ou bien la prévention des erreurs de manutention, le lavage des assemblages... Le poste manutention peut avoir un impact important sur la disponibilité du réacteur, même pour un réacteur à sels fondus où l'indisponibilité peut venir d'une panne prolongée du système de traitement en ligne des sels.

4.3. Instrumentation et inspection en service

Si le caloporteur est opaque, comme le plomb ou le sodium, l'inspection des structures peut devenir un vrai défi alors qu'elle est obligatoire dans

la démonstration de sûreté. Mais, au-delà de l'opacité, d'autres obstacles peuvent apparaître comme la température (la température d'arrêt à « froid » d'un RNR plomb est autour de 400 °C) ou le rayonnement qui peut raccourcir très fortement la durée de vie du capteur. Même si des techniques, ultrasonores notamment, ont pu être développées et mises en œuvre avec succès par le passé sur les RNR-Na, l'inspection en service reste un sujet pour lequel de grandes avancées sont encore nécessaires pour atteindre un niveau qui soit considéré comme suffisamment industriel.

L'accident de Fukushima a fait entrer dans le référentiel de conception le besoin de disposer d'une instrumentation post-accidentelle capable de renseigner l'exploitant sur l'état de son installation pendant et après l'accident (localisation du corium par exemple).

4.4. Disponibilité du caloporteur

Un des critères intervenant dans le choix du caloporteur est son prix et sa disponibilité. Le sodium et le plomb ne posent pas de problème particulier. La disponibilité du bismuth, seulement deux fois plus abondant que l'or à la surface de la Terre, doit être étudiée de près pour un déploiement industriel. Quant à l'hélium, sa cherté impose une très bonne maîtrise des fuites, et il faut faire attention aux capacités de production qui peuvent avoir un impact sur les prix et la disponibilité.

Conclusion

Le présent chapitre ne saurait prétendre à l'exhaustivité. On a cherché à illustrer la grande variété d'enjeux en lien avec le choix du caloporteur.

Méfions-nous donc des jugements rapides, basés sur une sélection trop partielle de critères. Il n'existe pas de caloporteur idéal qui résolve tous les inconvénients des autres caloporteurs. Le choix du caloporteur ne peut se faire que dans la confrontation du concepteur avec tous les enjeux entrant en ligne de compte, qu'ils soient considérés comme nobles (par exemple la beauté du concept neutronique) ou plus vulgaires (c'est chaud donc on perd beaucoup de temps à la maintenance).

Enfin, il y a indubitablement un lien entre la maturité technologique, le retour d'expérience et la sûreté. Dans un contexte où les exigences de sûreté n'arrêtent pas d'augmenter, il y a de fait une « barrière à l'entrée » pour les concepts basés sur des caloporteurs moins usuels.

CHAPITRE 4

Les conclusions du séminaire :
quelles actions
en termes de recherche
et développement ?

Yves Bamberger

EDF

1 | Que présente ce chapitre et comment est-il organisé ?

Ce chapitre présente de façon synthétique les principales actions de R&D scientifiques et techniques liées au caloporteur qui semblent actuellement nécessaires pour les différentes filières. Suivant les cas, ces actions sont :

- soit issues de l'expérience d'exploitation d'un réacteur de cette filière (par exemple celle de Superphénix pour les réacteurs au sodium, réacteurs navals pour les réacteurs au plomb) ;
- soit parties des travaux en cours ou à venir pour préciser le design, la construction, l'exploitation, la maintenance, la sûreté, le démantèlement des réacteurs de la filière mais aussi la conception, la fabrication, le transport, le stockage des combustibles.

La complétude des actions dépend de la maturité des travaux sur la filière au niveau mondial.

À des questions spécifiques près, le plan suivi s'efforce d'être le même chaque fois pour faciliter la lecture et les comparaisons : conception, cœur et caloporteur(s), durée de vie (supérieure à 60 ans), disponibilité, exploitabilité et sûreté (pour être un réacteur de génération IV), inspectabilité et maintenance, traitement des accidents graves, manutention du combustible, démantèlement. Les actions sont présentées sous forme d'une liste (qui rassemble en fait largement des éléments des autres chapitres).

Par ailleurs, plusieurs actions-clés concernent toutes les filières et ceci fait l'objet du paragraphe 2 ci-dessous.

2 | Les actions-clés concernant toutes les filières

Trois familles d'actions concernent toutes les filières et sont relatives :

- aux matériaux et aux soudures ;
- aux corrosions des matériaux et au contrôle des processus chimiques ;
- aux simulations numériques et à l'instrumentation.

Ce sont des domaines « universels » que l'on rencontre dans toute industrie...

La connaissance approfondie des matériaux, qui est toujours un point essentiel, concerne ici à la fois le caloporteur et les matériaux avec lesquels il est en contact (cuve et internes de cuve, pompes, échangeurs de

chaleur, joints). C'est le préalable pour dimensionner « en gros » le couple taille/puissance du réacteur, pour faire un calage du cycle thermodynamique, identifier les premiers arguments pour ou contre la solution envisagée et, évidemment, pour ensuite faire toutes les études scientifiques nécessaires.

Il s'agit d'abord de connaître les caractéristiques thermiques et mécaniques du fluide caloporteur dans le domaine de fonctionnement (température et pression), y compris les caractéristiques des changements de phase éventuels, la cinétique de changement de phase (de liquide vers solide, de liquide vers gaz, en fonction des températures en fonctionnement normal, à l'arrêt ou en situation accidentelle) et de l'impact de l'irradiation (c'est-à-dire durée du cycle d'exploitation avant déchargement et rechargement, puissance thermique spécifique, gradient thermique, taux de variation, etc.) en fonction des caractéristiques du combustible envisagé.

Il s'agit ensuite de préciser les caractéristiques des interactions entre le fluide caloporteur et les parois, notamment les caractéristiques thermohydrauliques, en particulier dans les couches limites, pour pouvoir simuler les écoulements, et notamment prendre en compte la turbulence. Les écoulements ont lieu parfois dans des zones très « confinées » ou étroites dont l'étude n'est pas facile car les hypothèses phénoménologiques usuelles faites sur la turbulence ne s'appliquent pas de façon évidente. La pertinence des représentations par des champs moyens peut se poser.

Il s'agit enfin de préciser les questions de soudabilité des matériaux envisagés pour les circuits. On sait que les procédés de soudage modifient localement les matériaux (les ZAT, zones affectées thermiquement...), ce qui peut avoir des conséquences notamment sur la résistance du matériau, son vieillissement, sa fragilité, sa résistance à la corrosion, ce qui conduit à la deuxième famille d'actions-clés.

Deuxième famille d'actions-clés : la recherche sur les corrosions ou les érosions des matériaux en interaction avec le caloporteur (et les produits qu'il transporte soit en raison des corrosions de diverses parties du circuit, soit pour assurer certaines régulations du système), avec la chimie éventuellement agressive qu'elle constitue. Son complément évident est l'étude de la chimie du fluide – modifiée par les produits de corrosion – et le contrôle de cette chimie. Il s'agit de préciser les paramètres permettant d'une part l'étude globale du fonctionnement thermohydraulique et chimique du circuit, mais aussi les phénomènes locaux tels les dépôts avec leurs lots de conséquences potentiellement nocives (ralentissements, bouchages). Ces travaux de recherche doivent concerner aussi bien le fonctionnement normal que le fonctionnement en cas de fuite, voire de brèche.

Une troisième famille d'actions de recherche concerne la simulation numérique *temps réel*. Certes les codes scientifiques progressent sans cesse tant

grâce aux progrès des connaissances scientifiques qu'aux progrès des ordinateurs. La question que l'on peut se poser pour les travaux sur les réacteurs de la génération IV est celle d'une simulation temps réel de leur fonctionnement, régulièrement recalée par des mesures – ce qui pose aussi la question de l'instrumentation. Un tel challenge n'est probablement pas inaccessible à l'horizon 2050. Il pourrait permettre de progresser en termes de qualité d'exploitation et de sûreté.

Une telle démarche est à articuler avec les besoins d'instrumentation innovante (dans et hors cœur, fibres optiques et spectroscopie laser, thermomètres ultrasonores, etc.) en fonctionnement normal pour faciliter la conduite et renforcer la sûreté et recalibrer des simulations temps réel. La recherche sur de l'instrumentation post-accidentelle concerne aussi toutes les filières.

3 | Les réacteurs au sodium à neutrons rapides

C'est la famille de réacteurs rapides pour laquelle l'expérience d'exploitation mondiale est la plus forte (400 ans), mais sans les spécificités génération IV.

Conception, cœur et caloporteur

- Design du cœur pour la maîtrise de la réactivité,
- capacité à détecter des bulles de gaz,
- capacité de détection rapide d'interactions sodium/eau/air,
- choix des caloporteurs secondaires et conception des échangeurs intermédiaires et des générateurs de vapeur pour transférer de manière robuste l'énergie à la turbine¹.

Disponibilité, exploitabilité, sûreté

- Choix des aciers et matériaux de structures résistants à la fragilisation et à la corrosion sous contraintes mécaniques et thermiques au contact du sodium,

¹ Il y a aussi à prendre en compte les questions de vibrations et de stabilité des structures. En particulier sous gradient thermique puisque la qualité des échanges thermiques et les coûts poussent vers des structures minces, alors qu'une faible épaisseur est favorable à des vibrations et des instabilités. On a à faire face à une contradiction dans les stratégies qui, comme toujours dans ce cas dans les conceptions d'ingénierie, conduit à des compromis.

- conception des joints et des étanchéités pour prévenir les fuites,
- mitigation de l'activation du sodium (sodium-22...) et purification du fluide primaire (et secondaire).

Inspectabilité, maintenance

- Instrumentation dans le sodium et imagerie (ultrasons, rayons X),
- nouveaux outils de détection de fissures dans les soudures,
- nouvelles méthodes de détection des fuites de sodium, maîtrise des aérosols et des feux de sodium,
- conception de boucles d'essais sur les problématiques spécifiques du sodium.

Prévention et traitement des accidents graves

- Traitement des risques globaux et locaux de solidification du sodium et diversification
- des outils de maîtrise de la chaleur (passifs et actifs),
- choix des matériaux sacrificiels pour le cendrier de corium.

Manutention du combustible

- Recherche de nouveaux process plus simples dans le contexte du sodium.

4 | Les réacteurs au plomb

Des réacteurs de cette famille ont été construits pour les sous-marins nucléaires.

Conception, cœur et caloporteur

- Conception d'un design compact pour gérer le poids élevé (générateur de vapeur dans la cuve),
- traitement de la problématique de la chute des grappes en raison de la poussée d'Archimède dans le plomb,
- approfondissement de la connaissance des eutectiques plomb-bismuth pour les conditions de fonctionnement, et notamment la viscosité.

Disponibilité, exploitabilité, sûreté

- Développement des matériaux de structure pour maîtriser la corrosion et les risques de synergie entre fragilisation et irradiation dans le contexte du plomb,
- contrôle des films d'oxydes aux interfaces,
- maîtrise de l'érosion des pompes par le plomb,
- conception robuste des générateurs de vapeur et détection rapide des interactions plomb/eau,
- contrôle de pureté et purification du caloporteur (polonium-210, hydrogène...).

Inspectabilité, maintenance

- Instrumentation dans le plomb et imagerie (ultrasons, rayons X),
- innovation pour la détection des fuites de plomb-bismuth.

Prévention et traitement des accidents graves

- Traitement des risques globaux et locaux de solidification du plomb et diversification des outils de maîtrise de la chaleur (passifs et actifs),
- connaissance et maîtrise des accidents sévères dans le contexte du plomb en raison de sa densité.

5 | Les réacteurs à sels fondus

L'expérience sur cette technologie, outre un substantiel programme de recherche en physique, en chimie, en matériaux, tant sous irradiations que dans des boucles, a été liée à l'exploitation due au *Molten Salt Reactor Experiment* (MSRE) conduite de 1964 à 1969 au Laboratoire national d'Oak Ridge. Les équipes concernées du CNRS ont éveillé l'intérêt de la communauté internationale vers une version à neutrons rapides des réacteurs à neutrons rapides.

Conception, cœur et caloporteur

- Optimisation de la composition du sel et design correspondant du cœur,
- maîtrise effective du potentiel redox en même temps dans la zone « froide » et la zone « chaude »,

- management des produits de fission et du tritium,
- physicochimie des interfaces entre le sel et les matériaux des structures,
- problématique du fluide intermédiaire.

Disponibilité, exploitabilité, sûreté

- Conception des joints et des étanchéités pour prévenir les fuites,
- contrôle de la chimie en exploitation,
- purge du sel et retraitement,
- management des produits de fission et du tritium,
- design des générateurs de vapeur,
- maîtrise des risques de solidification du sel.

Inspectabilité, maintenance

- Méthodes de détection des fuites de sel,
- méthodes de détection d'interactions sel/eau ou sel/vapeur,
- instrumentation innovante en service et pour réparation.

Prévention et traitement des accidents graves

- Définition des accidents sévères dimensionnant.

6 | Les réacteurs à gaz

Un élément simplificateur et un autre qui complique pour cette famille de réacteurs, dont aucun projet antérieur n'a été construit : le circuit primaire est monophasique, mais la température et la pression sont élevées.

Conception, cœur et caloporteur

- Choix de la pression primaire et design du cœur pour gérer les refroidissements en exploitation normale et accidentelle,
- intégrité du fuel jusqu'à 1 600 °C,

- phénoménologie des matériaux et notamment du SiC en cas d'accident sévère.

Disponibilité, exploitabilité, sûreté

- Matériaux de structures résistants à la pression, la température et la corrosion par l'hélium et ses impuretés – notamment utilisation de céramiques compte tenu des températures et des pressions (mais, au moins, il n'y a pas de risque de diphasique dans le primaire !),
- conception redondante et diversifiée des systèmes de sûreté (convection naturelle, systèmes actifs),
- conception et fabrication du générateur de vapeur,
- conception de tests,
- management des fissures et des ruptures,
- purification de l'hélium.

Inspectabilité, maintenance

- Instrumentation et contrôle de la pureté de l'hélium,
- détection des fuites (avant rupture LBB).

7 | Au-delà des questions scientifiques et techniques

Pour aller plus loin vers des démonstrateurs, les listes précédentes de thèmes de recherche centrées sur et autour du caloporteur doivent être complétées par bien d'autres items.

Il y a à définir le cycle du combustible et à faire les recherches et les développements nécessaires.

Plus largement, s'appuyant sur des résultats scientifiques permettant d'assurer les démonstrations nécessaires pour la sûreté, innover d'une manière audacieuse sur nombre de points, notamment technologiques, sera nécessaire : cela concerne tant les choix de conception que celui des méthodes et outils de construction, de l'existence et/ou du développement d'outils adaptés à la maintenance et à l'inspection comme on l'a dit à plusieurs reprises.

Rappelons brièvement à titre d'exemple combien les réacteurs civils et militaires actuels, à divers niveaux de puissance, ont été le fruit d'innovations audacieuses qui ont fait leurs preuves ! Il reste à faire aussi bien sinon mieux pour les réacteurs rapides du futur, d'abord pour développer puis maintenir les compétences humaines nécessaires.

POSTFACE

L'importance de l'industrie nucléaire en France a conduit à plusieurs reprises l'Académie des sciences à examiner les questions que cette industrie posait : sûreté des réacteurs, problèmes des déchets, retour d'expérience après accident. En particulier, l'accident grave des réacteurs de Fukushima en mars 2011 a donné lieu à une série d'études conduisant à un rapport en trois parties concernant :

- les conditions géophysiques dans lesquelles cette industrie s'était développée : risques de tremblements de terre, tsunamis, perte de refroidissement, etc. ;
- les risques liés aux différents types de réacteurs existants ou à venir, et les recherches à conduire pour les réduire ;
- les effets des radiations liées à cette industrie sur la biosphère et en particulier l'Homme.

C'est cette même démarche qui a conduit l'Académie à organiser deux journées les 19 et 20 février 2013, destinées à faire le point sur les divers types de réacteurs à l'étude dits de *quatrième génération*. Les mots sont parfois imprécis : c'est ainsi que la troisième génération, celle des EPR en construction, si elle représente un progrès très significatif en matière de sûreté en cas d'accident ou d'attentat terroriste, met en œuvre les mêmes principes que ceux qui régissent les 58 réacteurs de deuxième génération en fonctionnement sur le sol français. En revanche, la quatrième génération vise à exploiter des principes physiques bien différents. À l'échelle internationale, un consortium intitulé *Generation IV International Forum* a proposé aux pays partenaires (douze grands pays) de poursuivre des recherches sur six types de réacteurs utilisant les neutrons *rapides*, c'est-à-dire issus directement de la fission sans qu'il soit nécessaire de les ralentir (on dit *modérer*), comme c'est le cas du parc actuel des 58 réacteurs français qui utilisent comme modérateur de l'eau sous pression. L'intérêt du point de vue du combustible est rappelé ci-dessous, mais il y a également l'espoir de réduire par transmutation la quantité d'actinides mineurs dans les déchets.

Dès les années de l'après Seconde Guerre mondiale, à côté des réacteurs à neutrons modérés, qui ont conduit aux trois générations successives de l'industrie nucléaire que nous connaissons, des réacteurs expérimentaux ont été lancés dans le but d'utiliser des matières *a priori* non *fissiles*, mais *fertiles*, c'est-à-dire pouvant donner naissance, sous l'effet d'un flux de neutrons, à des produits fissiles. Rappelons que le seul élément fissile présent dans la nature est l'isotope 235 de l'uranium, alors que l'isotope 238, qui est 140 fois plus

abondant, n'est que fertile puisqu'en absorbant les neutrons rapides issus de la fission, il conduit à du plutonium qui lui est fissile. De même le thorium, abondant dans la nature, irradié par des neutrons rapides, produit de l'uranium-233 fissile.

Cela a donc conduit à étudier des réacteurs nucléaires à neutrons rapides qui utiliseraient comme source de neutrons rapides le plutonium extrait des déchets des réacteurs usuels, chargés en uranium-238 ou en thorium qui sont fertiles. Il existe sur le sol français plus de 200 000 tonnes d'uranium *appauvri*, c'est-à-dire constitué presque exclusivement de l'isotope 238. Ce « gisement » est le résultat de la nécessité, pour faire fonctionner les réacteurs usuels à neutrons modérés, d'enrichir le mélange 235-238 constituant le minerai d'uranium pour le porter des 0,7 % du minerai naturel aux 3,5 % en isotope 235 nécessaires, laissant inutilisé le minerai appauvri. Des réacteurs chargés en plutonium et en uranium appauvri ou en thorium seraient susceptibles de fournir l'énergie électrique au niveau actuel de la consommation française pendant des milliers d'années. L'autre intérêt de cette voie serait de transmuter, non seulement le plutonium, mais des *actinides* comme l'américium ou le curium présents dans les déchets des réacteurs à neutrons lents. Cette technique réduirait également les risques de prolifération. Le plutonium est donc à la fois le corps le plus radioactif contenu dans les déchets de l'industrie nucléaire actuelle, mais également un combustible potentiel. Bien entendu, cette voie de production d'énergie, quel qu'en soit l'intérêt économique, ou l'indépendance en approvisionnement qu'elle apporterait, n'a de sens que si la sûreté des installations à neutrons rapides est au moins équivalente à celle des meilleurs réacteurs à neutrons lents tels que les EPR.

Une vingtaine de réacteurs expérimentaux à neutrons rapides ont fonctionné dans le monde depuis 1946, deux sont en activité (Japon et Chine) et deux en construction presque achevée aujourd'hui (Inde et Russie). Si ces réacteurs n'ont pas besoin de modérateur pour ralentir les neutrons, ils ont besoin d'un fluide caloporteur pour transporter la chaleur émise par les réactions de fission vers une source froide, puisqu'un réacteur n'est en définitive qu'une bouilloire produisant de la vapeur d'eau destinée à actionner des turbines génératrices d'électricité. La première contrainte se situe donc là : garantir que la radioactivité de la source chaude reste confinée dans celle-ci sans possibilité de transmission au circuit de la source froide.

Il n'existe que peu de fluides susceptibles de servir de caloporteurs : le lecteur de ce rapport a découvert les contraintes qui expliquent que le choix soit réduit. En réalité, depuis 1962, tous les réacteurs à neutrons rapides construits ou en voie d'achèvement ont eu pour caloporteur le sodium. Le rapport fait le point sur ce type de réacteurs, ainsi que ceux qui pourraient utiliser comme caloporteur du plomb fondu, de l'eau supercritique, un gaz à haute température comme l'hélium ou des sels fondus (en particulier associés

au thorium). Les exposés des journées de février 2013 ont permis de jauger combien les recherches à conduire pour explorer la faisabilité et la sécurité de ces nouveaux types de réacteurs seront encore longues.

La France a choisi de prolonger l'expérience acquise depuis 1967 sur les réacteurs rapides avec pour caloporteur le sodium. C'est le projet ASTRID, qui devrait présenter des caractéristiques bien différentes de celles des réacteurs rapides antérieurs, sur deux plans au moins : d'une part une stabilité intrinsèque en cas d'élévation inopinée de température, que possèdent les réacteurs à neutrons modérés mais qui était absente des réacteurs rapides antérieurs. D'autre part, aucune expérience n'a permis encore d'explorer en vraie grandeur les possibilités de transmutation des actinides qui permettraient de réduire sensiblement l'activité des déchets ultimes.

De même que l'Airbus A380 ne ressemble guère à l'aéroplane de Blériot, les réacteurs de demain n'auront sans doute plus grand chose en commun avec ceux que nous avons connus jusqu'ici.

Édouard Brézin
Membre de l'Académie des sciences