

IRSNINSTITUT
DE RADIOPROTECTION
ET DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE*Faire avancer la sûreté nucléaire*

Examen des systèmes nucléaires de 4^{ème} génération

RESUME DU RAPPORT

De nombreuses études de prospective énergétique réalisées à la fin des années 1990 envisagent une pénurie de la ressource en uranium au cours du XXI^{ème} siècle. Dans ce contexte, le Département de l'énergie américain (DOE - « Department Of Energy ») a créé, en 2000, le « Generation IV International Forum » (GIF), dont l'objectif est de coordonner les activités de recherche et développement devant aboutir au déploiement de systèmes nucléaires (réacteurs et installations du cycle du combustible associées), dits de 4^{ème} génération, à l'horizon de la seconde moitié du XXI^{ème} siècle.

La première action du GIF a consisté à sélectionner, parmi plus d'une centaine de systèmes proposés par les pays participants, dont la France, six systèmes jugés comme les plus prometteurs au regard de différents critères, établis sur la base des objectifs suivants :

- la poursuite des progrès en compétitivité et en sûreté réalisés pour les réacteurs à eau de troisième génération ;
- une meilleure utilisation des ressources en uranium ;
- une réduction des déchets radioactifs, notamment ceux de haute activité à vie longue ;
- une protection renforcée contre les actions de malveillance et les possibilités de détournement ou de vol de matières nucléaires.

Les six systèmes retenus par le GIF sont les suivants :

- les réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium (« Sodium cooled Fast Reactors » - SFR) ;
- les réacteurs à très haute température, à spectre thermique (« Very High Temperature Reactors » - VHTR) ;
- les réacteurs à neutrons rapides refroidis au gaz (« Gas cooled Fast Reactors » - GFR) ;
- les réacteurs à neutrons rapides refroidis au plomb (« Lead cooled Fast Reactors » - LFR) ou à l'eutectique plomb-bismuth (LBE pour « Lead Bismuth Eutectic ») ;
- les réacteurs à sels fondus à spectre rapide ou thermique (« Molten Salt Reactors » - MSR) ;
- les réacteurs refroidis à l'eau supercritique à spectre rapide ou thermique (« SuperCritical Water Reactors » - SCWR).

Plusieurs systèmes à spectre rapide ont été sélectionnés par le GIF car ils favorisent la transmutation de matériaux fertiles en matériaux fissiles et, dans certaines configurations, sont capables de surgénération. C'est le cas des réacteurs de type SFR, LFR, GFR et MSR. Ces caractéristiques pourraient contribuer à une meilleure utilisation des ressources énergétiques.

L'utilisation de caloporteurs à haute température permet par ailleurs d'améliorer le rendement énergétique, tant pour les installations nucléaires électrogènes que pour les installations nucléaires qui pourraient produire de la chaleur pour des applications industrielles, comme le VHTR.

En France, le choix des acteurs industriels s'est porté sur le concept SFR pour le développement d'un prototype de réacteur de quatrième génération (projet ASTRID - « Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration »), à l'horizon 2020. Pour sa part, l'ASN a souligné « l'importance qu'elle accorde à la justification du point de vue de la sûreté et de la radioprotection du choix d'une filière par rapport aux autres retenues par le GIF ». Elle considère à cet égard que « la filière qui serait retenue pour le développement d'une quatrième génération de réacteurs en France [...] doit présenter un niveau de protection des intérêts mentionnés à l'article L593-1 du code de l'environnement significativement supérieur à celui des réacteurs de génération III¹ ». Dans ce cadre, elle a souhaité recueillir l'avis du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires (GPR) sur les caractéristiques en termes de sûreté et de radioprotection des six systèmes étudiés par le GIF.

Tout d'abord, l'IRSN souligne la difficulté de dresser un bilan « équilibré » des systèmes nucléaires retenus par le GIF en termes de sûreté et de radioprotection, certains concepts étant déjà en partie éprouvés alors que d'autres ne sont qu'à un stade de développement préliminaire. Ainsi, certaines technologies bénéficient d'un retour d'expérience conséquent et d'études approfondies, d'autres étant au stade de projet.

De plus, la sûreté des installations repose à la fois sur leurs caractéristiques intrinsèques et sur les dispositions de conception et d'exploitation mises en œuvre. La sûreté des différents systèmes ne peut donc être appréciée que de façon très partielle à ce stade, les conceptions actuellement à l'étude ne correspondant pas nécessairement à celles qui pourraient in fine être retenues pour des réacteurs de quatrième génération et le cycle de combustible associé. C'est pourquoi l'évaluation réalisée par l'IRSN vise à apprécier le « potentiel de sûreté » des différents systèmes tel qu'il peut être appréhendé actuellement, compte tenu des connaissances disponibles. Ainsi, l'IRSN s'est attaché à examiner les caractéristiques intrinsèques de chaque système et les contraintes associées en termes de conception et d'exploitation, intégrant les aspects propres aux installations du cycle ; il estime en particulier intéressant de privilégier, pour une prochaine génération d'installations nucléaires, des concepts « pardonnants », peu sensibles aux événements susceptibles de se produire dans l'installation ou à l'extérieur de celle-ci.

Réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium (SFR)

Le bilan effectué conduit l'IRSN à considérer que, à ce jour, parmi les différents systèmes nucléaires envisagés, seul le système SFR présente une maturité suffisante pour que la réalisation d'un prototype de réacteur de quatrième génération soit envisageable dans la première moitié du XXI^{ème} siècle. De plus, le scénario de déploiement de SFR se substituant à un parc de PWR, à l'horizon de la fin du siècle, semble accessible, compte tenu du plutonium disponible en début de déploiement et de la mise en œuvre d'un cycle du combustible « fermé », basé sur un combustible oxyde, déjà éprouvé ; la mise en œuvre de ce scénario nécessite toutefois l'aboutissement d'études et de développements technologiques pour la plupart déjà identifiés. L'utilisation d'un combustible métallique est également envisageable mais à plus long terme, car elle conduirait à une modification majeure des technologies de traitement actuellement mises en œuvre et nécessiterait des actions de R&D importantes. De tels efforts n'apparaissent justifiés que si un gain substantiel en termes de sûreté du réacteur est obtenu par l'utilisation du combustible métallique.

¹ C'est-à-dire répondant à des objectifs de sûreté du type de ceux retenus pour le réacteur EPR de Flamanville 3 en cours de construction.

Le principal atout des SFR en termes de sûreté réside dans l'utilisation d'un caloporteur liquide, sous faible pression et dont la température en fonctionnement normal présente une marge importante (300°C) par rapport à sa température d'ébullition, ce qui génère des délais de grâce importants, de l'ordre de plusieurs heures, en cas de perte des moyens de refroidissement. Toutefois, l'avantage associé à la température élevée d'ébullition du sodium doit être modulé par le fait que l'intégrité des structures ne pourra pas être maintenue au voisinage de cette température. Par ailleurs, l'utilisation du sodium présente un certain nombre d'inconvénients liés à sa forte réactivité avec l'eau et l'air, mais également avec le combustible MOX. Des dispositions de conception doivent être prises pour limiter les risques associés.

Ainsi, s'il apparaît possible qu'un réacteur SFR puisse présenter un niveau de sûreté au moins équivalent à celui visé pour les réacteurs à eau sous pression de type EPR, l'IRSN ne peut pas se prononcer sur la possibilité d'atteindre un niveau de sûreté significativement supérieur, compte tenu en particulier des différences de conception et de l'état des études et recherches. Le système nucléaire associé au SFR fait l'objet de travaux importants de recherche et de développement, en France et à l'étranger, dont le projet de réacteur ASTRID, développé par le CEA en collaboration avec AREVA et EDF. L'examen du dossier d'options de sûreté de ce réacteur devrait permettre d'évaluer plus précisément la faisabilité et la sûreté de différentes solutions technologiques à l'étude.

Réacteurs à très haute température (VHTR)

Le VHTR bénéficie du retour d'expérience d'exploitation des réacteurs de type HTR (« High Temperature Reactor »). Alors qu'il vise des performances techniques plus élevées que le HTR, il n'apporte pas d'avancée en termes de sûreté par rapport à ce type de réacteur. Cependant, le niveau de sûreté des derniers HTR développés dans les années 80 est d'ores et déjà supérieur à celui des autres systèmes sélectionnés par le GIF, avec, en particulier, un comportement naturellement sûr à l'égard de la perte des moyens de refroidissement qui rend possible la conception d'un réacteur qui ne nécessiterait pas de moyens actifs d'évacuation de la puissance résiduelle. Le système VHTR pourrait donc apporter des améliorations de sûreté notables par rapport aux réacteurs de troisième génération, notamment en termes de prévention de la fusion du cœur. Toutefois, la faisabilité d'un VHTR n'est pas acquise, elle dépendra notamment du développement de combustibles et de matériaux résistant aux hautes températures, les températures de fonctionnement actuellement envisagées, de l'ordre de 1000°C, étant proches des températures de transformation des matériaux couramment utilisés dans l'industrie nucléaire. De plus, la réalisation d'un tel réacteur nécessiterait de déterminer précisément les risques associés à la présence de poussières de graphite.

De surcroît, ce système tel qu'il est défini à ce jour ne permettrait pas une gestion optimale dans la durée des ressources naturelles et des déchets, l'entreposage en l'état des déchets de structure et des combustibles usés ne pouvant pas être une solution pérenne. Des voies de gestion alternatives sont toutefois étudiées pour limiter les volumes de graphite à stocker. Bien qu'ayant été envisagée par le passé, la mise en œuvre d'un cycle « fermé » pour la filière VHTR n'est actuellement pas réalisable. C'est pourquoi la démonstration de la maîtrise de la gestion des déchets issus du VHTR et leur comportement à long terme en situation de stockage (associé à un conditionnement approprié restant à définir) seront des éléments de décision importants. Toutefois, la mise en œuvre, à plus long terme, d'un cycle du combustible au thorium (^{233}U -Th) pourrait rendre plus crédible l'option d'un cycle fermé, mais nécessiterait de mener des travaux de R&D conséquents pour en démontrer la faisabilité.

Le déploiement d'un tel cycle resterait en tout état de cause long et complexe. Quoiqu'il en soit, les performances du VHTR en termes de sûreté sont obtenues au prix d'une limitation importante de la puissance unitaire. Il est donc très improbable que des VHTR puissent remplacer à terme les réacteurs électrogènes du parc français. Dans ce contexte, le VHTR s'apparente donc plus, du point de vue de l'IRSN, à un concept dédié à la consommation du plutonium en appui par exemple au parc de PWR, permettant ainsi de réduire l'inventaire en Pu dans le cycle du combustible, voire de le réduire sensiblement dans le cadre d'un scénario de sortie du nucléaire.

Les quatre autres systèmes étudiés ne bénéficient pas d'un retour d'expérience directement utilisable ; leur réalisation poserait des difficultés technologiques qui ne permettent pas d'envisager un passage à l'échelle industrielle aux échéances visées. On peut toutefois distinguer, d'une part le LFR et le GFR, pour lesquels la construction de réacteurs de petite taille pourrait intervenir dans la première moitié du XXI^{ème} siècle, d'autre part le MSR et le SCWR, pour lesquels de premières réalisations apparaissent difficilement envisageables avant la fin du siècle.

Réacteurs à neutrons rapides refroidis au plomb (LFR)

Le plomb présente des propriétés neutroniques intéressantes et, contrairement au sodium, ne réagit, de façon violente, ni avec l'eau ni avec l'air. Les délais de grâce en cas de perte des moyens de refroidissement sont importants compte tenu de l'inertie thermique associée au grand volume du plomb et à sa masse volumique très élevée. La température d'ébullition élevée à la pression atmosphérique garantit par ailleurs des marges importantes en fonctionnement normal et écarte le risque d'ébullition du caloporteur ; le risque d'insertion de réactivité par effet de vide, qui pourrait résulter d'une ébullition du caloporteur lors de transitoires de perte du débit traversant le cœur, sans chute des barres absorbantes, est ainsi limité. Toutefois, comme pour le SFR, la ruine des structures interviendrait pour des températures bien inférieures.

Le principal inconvénient des réacteurs à neutrons rapides refroidis au plomb (ou au LBE) est lié à la nature corrosive et érosive du caloporteur vis-à-vis des structures en acier inoxydable. La maîtrise du procédé envisagé actuellement, qui consiste à créer une couche d'oxyde de fer à la surface des structures, semble très délicate ; elle engendre des contraintes fortes d'exploitation, en termes de températures de fonctionnement et de purification du fluide primaire. La gamme de températures envisageables pour le fonctionnement du réacteur est également limitée par le risque de gel du plomb. La sûreté du LFR reposerait donc en grande partie sur les procédures d'exploitation, ce qui n'apparaît pas souhaitable pour un réacteur de génération IV. Le caractère hautement toxique du plomb et de ses produits dérivés, en particulier l'isotope 210 du polonium (²¹⁰Po) produit en cas d'utilisation de plomb-bismuth, pose également un problème d'acceptabilité vis-à-vis de l'impact potentiel de l'installation dans l'environnement.

En l'état actuel des connaissances et des études, l'IRSN ne peut pas se prononcer sur la possibilité pour le LFR d'atteindre un niveau de sûreté significativement supérieur à celui des réacteurs de troisième génération. Il constate de plus qu'un certain nombre de difficultés technologiques doivent être réglées avant d'envisager la réalisation d'un réacteur de ce type.

Réacteurs à neutrons rapides refroidis au gaz (GFR)

Au stade actuel du développement du GFR, le prototype d'un réacteur industriel ne serait pas techniquement réalisable. En effet, le cahier des charges très ambitieux du GFR, s'agissant notamment des températures de fonctionnement visées, pose des problèmes technologiques encore loin d'être résolus. Par contre, la construction d'un réacteur expérimental de faible puissance est envisageable et constituerait une étape indispensable pour un éventuel développement de la filière. En termes de sûreté, le GFR n'affiche pas de qualité intrinsèque susceptible d'engendrer des progrès significatifs par rapport aux réacteurs de génération III. L'inconvénient majeur du GFR est la densité de puissance relativement élevée du cœur au regard de la faible inertie thermique du fluide primaire. A l'heure actuelle, cette difficulté est traitée en recherchant à développer un combustible réfractaire, conservant son intégrité jusqu'à plus de 1600°C. Néanmoins, au vu des éléments disponibles dans la littérature, la faisabilité d'un tel combustible n'est pas acquise. Ainsi, le refroidissement du cœur à court terme nécessite des moyens actifs et présenterait des délais de grâce plus courts que pour les réacteurs de troisième génération. Le GFR apparaît également moins performant en termes de limitation des conséquences d'un accident grave que les autres systèmes sélectionnés par le GIF, le caloporteur utilisé ne présentant pas de propriété de rétention des produits radioactifs. La démonstration de sûreté reposerait presque exclusivement sur la fiabilité et les performances des systèmes de protection et de sauvegarde. Ainsi, au vu des éléments qui précèdent, l'IRSN estime que la conception du GFR telle qu'envisagée actuellement doit encore profondément évoluer pour correspondre aux objectifs de sûreté visés pour les réacteurs de quatrième génération.

Comme pour le SFR, plusieurs types de combustible pourraient être utilisés pour les filières GFR et LFR, les combustibles sous forme de carbure et sous forme de nitrure étant respectivement associés à ces deux filières dans le cadre des projets actuels du GIF. La faisabilité de la fabrication et du traitement de ces combustibles n'est pas démontrée à l'échelle industrielle, le développement de certaines voies dont la pyrochimie étant encore au stade du laboratoire. Le choix de ces filières impliquerait par ailleurs de reconsidérer les principes de conception et de sûreté des usines de fabrication et de traitement de ces combustibles, à caractère pyrophorique.

La réalisation de réacteurs de type MSR ou SCWR, même expérimentaux ou prototypes, n'est pas envisageable dans la première moitié du XXI^{ème} siècle. Leur faisabilité n'est en effet pas acquise et ne saurait l'être, en particulier pour le MSR, à court terme.

Réacteurs à sels fondus (MSR)

Le MSR est fortement différent des autres systèmes proposés par le GIF notamment par le fait que, pour certains modèles, le caloporteur et le combustible sont confondus et que le combustible est sous forme liquide. C'est en particulier le cas du « Molten Salt Fast Reactor » (MSFR) développé par le CNRS qui constitue le modèle de référence retenu par le GIF. Ses caractéristiques lui confèrent des propriétés intrinsèques neutroniques potentiellement intéressantes, permettant un fonctionnement a priori très stable du réacteur. La très faible inertie thermique du sel et les températures très élevées de fonctionnement imposent toutefois la mise en œuvre de dispositifs de vidange du sel combustible. La sûreté de ce système repose essentiellement sur la fiabilité et les performances de ces dispositifs. Le sel présente en revanche certains inconvénients : il est corrosif et sa température de cristallisation est relativement élevée. Quelques enseignements ont pu être tirés à cet égard de l'exploitation du réacteur MSRE construit aux Etats-Unis dans les années 1950.

Il est par ailleurs nécessaire de coupler le réacteur à une unité de traitement du sel et l'analyse de sûreté du système devra prendre en compte les risques associés au couplage des deux installations. Il faut enfin souligner le caractère hautement toxique de certains sels ainsi que des substances générées par les procédés mis en œuvre dans l'unité de traitement du sel combustible qui pourrait poser un problème d'acceptabilité de ce système en termes d'impact environnemental.

Le MSR présente toutefois un certain nombre d'avantages tels que ses capacités d'incinération, de surgénération, d'économie des ressources naturelles et de recyclage des actinides, même si la faisabilité des opérations de traitement du sel combustible n'est actuellement pas acquise. De plus, les scénarios de déploiement de MSFR sont, à l'heure actuelle, en cours d'étude : les seuls scénarios disponibles ne sont que prospectifs et n'ont eu pour but que de tester les capacités de déploiement de cette filière dans des conditions tendues en termes de ressources en matières fissiles et donc non représentatives de la situation énergétique en France.

Réacteurs à eau supercritique

Enfin, le SCWR, fonctionnant en spectre thermique, est présenté comme une évolution des réacteurs à eau actuels et bénéficie ainsi en partie de leur retour d'expérience, en particulier de celui des réacteurs à eau bouillante (BWR). Son principal intérêt est économique : les températures de fonctionnement envisagées permettent en effet de viser un rendement de l'ordre de 45%.

Bien que, lors du fonctionnement en puissance, l'utilisation d'eau supercritique permette d'éviter les problèmes liés au changement de phase liquide-vapeur, tels que la crise d'ébullition nucléée ou l'assèchement, qui constituent des facteurs limitatifs pour les PWR et les BWR, il ne présente pas de caractéristique intrinsèque particulièrement favorable en termes de sûreté ; il possède par exemple une très faible inertie thermique lorsque le réacteur est à l'arrêt. L'utilisation de l'eau supercritique dans un réacteur nucléaire soulève par ailleurs de nombreuses questions, notamment son comportement sous flux neutronique (phénomène de radiolyse). Le comportement très particulier de l'eau dans la région pseudo-critique, avec des variations significatives des propriétés thermodynamiques en fonction du flux thermique dans le combustible et du débit massique, nécessite également de nombreuses études. A cet égard, les accidents de dépressurisation, qui entraîneront une séparation des phases eau et vapeur et de fortes variations des échanges thermiques en fonction du titre du mélange, doivent faire l'objet d'une attention particulière et nécessitent d'importants efforts de compréhension des phénomènes à modéliser. Seul système du GIF à utiliser de l'eau comme caloporteur, l'état actuel de son développement ne permet pas de se positionner sur sa capacité à atteindre un niveau de sûreté significativement supérieur à celui des réacteurs de troisième génération.

Du point de vue de la fabrication du combustible, l'IRSN n'a pas identifié, à ce stade, de difficulté particulière. Toutefois, les contraintes liées à son traitement devraient être prises en compte au stade de la conception de l'élément combustible.

En complément, il peut également être noté que l'établissement d'une démonstration de sûreté robuste des réacteurs de type SCWR et MSR apparaît plus délicat que pour les autres systèmes, du fait du fort couplage entre les phénomènes neutroniques, thermohydrauliques, voire thermochimiques dans le cas des MSR.

Conclusion

L'IRSN rappelle que l'examen des systèmes de quatrième génération sélectionnés par le GIF a essentiellement porté sur leurs caractéristiques intrinsèques afin d'en apprécier le « potentiel de sûreté ». La sûreté des installations reposera au final également sur les dispositions de conception et d'exploitation qui seront mises en œuvre. En tout état de cause, les appréciations portées sur les différents systèmes nécessiteront d'être revues une fois la définition des systèmes plus aboutie et de nouvelles connaissances acquises, notamment si le déploiement d'un parc nucléaire de quatrième génération devait être différé et reporté à la fin de ce siècle. De même, l'émergence de nouveaux scénarios électronucléaires plus réalistes, tenant compte des contraintes industrielles et intégrant la fin d'exploitation des réacteurs actuels et celles de futurs parcs, pourrait influencer l'appréciation portée aujourd'hui sur ces différents systèmes. En effet, du fait d'objectifs temporels de déploiement parfois très différents, d'écarts de maturité importants et d'un état des connaissances très inégal entre les différents systèmes nucléaires examinés, un bilan en termes de sûreté et de radioprotection « équilibré » de ces systèmes n'est pour l'instant pas réalisable. Aussi, l'éclairage fourni dans le rapport de l'IRSN doit être considéré avec précaution.

Au stade actuel des développements, l'IRSN ne dispose pas d'éléments permettant de conclure à la possibilité d'atteindre, pour les systèmes examinés, un niveau de sûreté significativement supérieur à celui des réacteurs de génération III, si ce n'est pour le VHTR, dont la puissance est faible. De ce fait, ce système n'apparaît pas adapté à l'objectif de renouvellement du parc électrogène actuel, si celui-ci est confirmé, et n'est par ailleurs pas réalisable à court terme, compte tenu des températures mises en jeu.

De nombreux travaux restent toutefois nécessaires pour confirmer cette position générale. Peu d'études sont par exemple disponibles sur le comportement en accident grave des différents systèmes.

L'IRSN rappelle par ailleurs que les systèmes de génération IV sélectionnés par le GIF visent à s'inscrire dans différents contextes nationaux. Les systèmes retenus peuvent être associés à différents modes de gestion du combustible (cycle « ouvert » ou « fermé », surgénération ou incinération du plutonium...) et ne sont donc pas tous adaptés au contexte énergétique français. A cet égard, certains critères tels qu'une gestion durable et optimisée des ressources naturelles et des déchets, associés notamment aux réacteurs à neutrons rapides, ne sont pas forcément compatibles avec une amélioration notable de la sûreté de ces réacteurs, en particulier du fait des températures élevées de fonctionnement et du caractère toxique et corrosif de la plupart des caloporteurs envisagés.

A cet égard, pour ce qui concerne les SFR et potentiellement les GFR et les LFR, l'IRSN rappelle sa position relative aux études menées sur la transmutation des actinides mineurs, à savoir que cette option ne présente qu'un intérêt très limité, en termes de réduction d'inventaire et d'emprise du stockage géologique, au vu des contraintes induites sur les installations du cycle du combustible, les réacteurs et les transports, sur le plan de la sûreté et de la radioprotection. L'ASN a d'ailleurs récemment pris position pour indiquer que la possibilité de transmutation des actinides mineurs ne constituerait pas un critère de choix d'une future filière.

Enfin, il faut rappeler que le choix d'un éventuel déploiement industriel d'une filière de réacteurs de quatrième génération en France sera nécessairement lié aux avantages apportés par la nouvelle filière, non seulement en termes d'exploitation et de sûreté du parc de réacteurs, mais également en termes de cohérence et de performance du cycle du combustible associé, incluant les aspects de sûreté, de radioprotection, de gestion des

matières et de minimisation de la production de déchets radioactifs, sans préjuger de la compétitivité économique globale du système nucléaire. Ce choix ne pourra donc être fait, le moment venu, que dans le cadre d'une approche globale, sur la base d'études multicritères intégrant les différents aspects précités.

TABLE DES MATIERES

1. INTRODUCTION	17
1.1 RAPPEL DU CONTEXTE	17
1.2 OBJECTIFS DE LA REUNION DU GPR ET ORGANISATION DE L'INSTRUCTION	19
1.3 CONTENU DU RAPPORT	21
2. REACTEURS A NEUTRONS RAPIDES REFROIDIS AU SODIUM - SFR	23
2.1 HISTORIQUE ET PERSPECTIVES DE DEVELOPPEMENT	23
2.2 PRINCIPALES CARACTERISTIQUES	25
2.3 MAITRISE DES FONCTIONS DE SURETE.....	33
2.4 ANALYSE DES RISQUES	37
2.5 IMPACT DANS L'ENVIRONNEMENT, RADIOPROTECTION ET DEMANTELEMENT	43
2.6 MATURETE DU CONCEPT ET BESOINS DE R&D	46
2.7 CONCLUSION.....	49
3. REACTEURS A TRES HAUTE TEMPERATURE - VHTR	51
3.1 HISTORIQUE ET PERSPECTIVES DE DEVELOPPEMENT	51
3.2 PRINCIPALES CARACTERISTIQUES	54
3.3 MAITRISE DES FONCTIONS DE SURETE.....	63
3.4 ANALYSE DES RISQUES	66
3.5 IMPACT DANS L'ENVIRONNEMENT, RADIOPROTECTION ET DEMANTELEMENT	71
3.6 MATURETE DU CONCEPT ET BESOINS DE R&D	73
3.7 CONCLUSION.....	75
4. REACTEURS A NEUTRONS RAPIDES REFROIDIS AU GAZ - GFR	77
4.1 HISTORIQUE ET PERSPECTIVES DE DEVELOPPEMENT	77
4.2 PRINCIPALES CARACTERISTIQUES	79
4.3 MAITRISE DES FONCTIONS DE SURETE.....	88
4.4 ANALYSE DES RISQUES	93
4.5 IMPACT DANS L'ENVIRONNEMENT ET RADIOPROTECTION.....	97
4.6 MATURETE DU CONCEPT ET BESOINS DE R&D	98
4.7 CONCLUSION.....	99

5.	REACTEURS A NEUTRONS RAPIDES REFROIDIS AU PLOMB - LFR	100
5.1	HISTORIQUE ET PERSPECTIVES DE DEVELOPPEMENT	100
5.2	PRINCIPALES CARACTERISTIQUES	101
5.3	MAITRISE DES FONCTIONS DE SURETE.....	107
5.4	ANALYSE DES RISQUES	112
5.5	IMPACT DANS L'ENVIRONNEMENT ET RADIOPROTECTION.....	119
5.6	MATURITE DU CONCEPT ET BESOINS DE R&D	121
5.7	CONCLUSION.....	122
6.	REACTEURS A SELS FONDUS - MSR	125
6.1	HISTORIQUE ET PERSPECTIVES DE DEVELOPPEMENT	125
6.2	PRINCIPALES CARACTERISTIQUES	126
6.3	MAITRISE DES FONCTIONS DE SURETE.....	134
6.4	ANALYSE DES RISQUES	138
6.5	IMPACT DANS L'ENVIRONNEMENT ET RADIOPROTECTION.....	143
6.6	MATURITE DU CONCEPT ET BESOINS DE R&D	145
6.7	CONCLUSION POUR LES REACTEURS UTILISANT DU SEL COMBUSTIBLE	147
6.8	REACTEURS MSR UTILISANT DU COMBUSTIBLE SOLIDE	148
7.	REACTEURS A EAU SUPERCRITIQUE - SCWR	152
7.1	HISTORIQUE ET PERSPECTIVES DE DEVELOPPEMENT	152
7.2	PRINCIPALES CARACTERISTIQUES	153
7.3	MAITRISE DES FONCTIONS DE SURETE.....	161
7.4	ANALYSE DES RISQUES	163
7.5	IMPACT DANS L'ENVIRONNEMENT ET RADIOPROTECTION.....	165
7.6	MATURITE DU CONCEPT ET BESOINS DE R&D	166
7.7	CONCLUSION.....	167
8.	ELEMENTS DE COMPARAISON DES SIX REACTEURS RETENUS PAR LE GIF	169
8.1	SYNTHESE DES PRINCIPALES CARACTERISTIQUES DES REACTEURS	169
8.2	THEMES D'ANALYSE	170
8.3	CARACTERISTIQUES NEUTRONIQUES ET MAITRISE DE LA REACTIVITE.....	176
8.4	SENSIBILITE AUX PERTES DE REFROIDISSEMENT	182
8.5	FONCTION DE CONFINEMENT	186

8.6 SURETE EN EXPLOITATION	187
8.7 INSPECTION EN SERVICE	191
8.8 COMPORTEMENT EN ACCIDENT GRAVE ET VOIES DE REJETS	192
8.9 TOXICITE DES SUBSTANCES CHIMIQUES	201
8.10 SENSIBILITE AUX AGRESSIONS : CAS DU SEISME	202
8.11 MATURITE DU CONCEPT ET DIFFICULTES TECHNOLOGIQUES	204
8.12 SYNTHESE DES POINTS A APPROFONDIR DANS LE CADRE DE LA DEMONSTRATION DE SURETE	205
9. CYCLES DU COMBUSTIBLE ASSOCIES AUX SYSTEMES RETENUS PAR LE GIF ...	209
9.1 COMBUSTIBLES UTILISABLES DANS LES SFR, GFR ET LFR	210
9.2 COMBUSTIBLES SOUS FORME D'OXYDE	211
9.3 COMBUSTIBLES SOUS FORME DE CARBURE ET DE NITRURE	212
9.4 GESTION DES DECHETS DE PROCEDE ISSUS DU TRAITEMENT DES COMBUSTIBLES SOUS FORME D'OXYDE, DE CARBURE ET DE NITRURE.....	214
9.5 COMBUSTIBLE SOUS FORME METALLIQUE.....	215
9.6 FILIERE MSR.....	216
9.7 FILIERE VHTR	217
9.8 FILIERE SCWR.....	219
9.9 TRANSPORTS.....	219
9.10 CONCLUSION	219
10. TRANSMUTATION DES ELEMENTS RADIOACTIFS A VIE LONGUE	221
10.1 BASES PHYSIQUES DE LA TRANSMUTATION.....	221
10.2 CONTEXTE	222
10.3 EVALUATION DU BIEN-FONDE DE SCENARIOS	223
10.4 INFLUENCE DE LA TRANSMUTATION SUR LES INSTALLATIONS ET LES TRANSPORTS	224
10.5 CONCLUSION	225
11. CONCLUSION	227
12. REFERENCES.....	229
ANNEXE I : SAISINE DE L'ASN.....	235
ANNEXE II : ELEMENTS SUR LES COEFFICIENTS DE CONTRE-REACTION GLOBAUX.	239
ANNEXE III : LES DIFFERENTS TYPES DE COMBUSTIBLES NUCLEAIRES ENVISAGES POUR LES REACTEURS DE GEN IV.....	240

Liste des acronymes

ADC	Accident de Dimensionnement du Confinement (Superphénix)
ADS	Accelerator Driven System
AEN	Agence pour l'Energie Nucléaire
AIDA	Alde au Démantèlement des Armes
AIEA	Agence Internationale de l'Energie Atomique
ALFRED	Advanced Lead Fast Reactor European Demonstrator
AM	Actinides Mineurs
ARE	Aircraft Reactor Experiment
ASN	Autorité de Sûreté Nucléaire
ASTRID	Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration
BISO	BiStructural iSOtropic
BTI	Bouchage Total Instantané
CANDU	CANadian Deuterium Uranium
CCAM	Couvertures Chargées en Actinides Mineurs
CPPF	Comité de Programme Préparation du Futur
CEA	Commissariat à l'Energie Atomique et aux Energies Alternatives
Cp	Capacité thermique massique
dpa	Déplacement Par Atome
DHR	Decay Heat Removal (circuit de refroidissement de secours)
DOE	Department Of Energy
EI	Echangeurs Intermédiaires
ENEA	Organisme italien pour les nouvelles technologies, l'énergie et le développement durable
ESNII	European Sustainable Nuclear Industrial Initiative
FBTR	Fast Breeder Test Reactor
GFR	Gas cooled Fast Reactor
GIF	Generation IV International Forum
GPR	Groupe Permanent d'experts pour les Réacteurs nucléaires
GV	Générateur de Vapeur
HAVL	Haute Activité à Vie Longue

HPLWR	High Performance Light Water Reactor
ICB	Interaction Corium-Béton
INL	Idaho National Laboratory
INPRO	International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles
IRSN	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire
ISIR	In Service Inspection and Repair
JAEA	Japan Atomic Energy Agency
LBE	Lead Bismuth Eutectic
LEADER	Lead-cooled European Advanced DEMonstration Reactor
LFR	Lead cooled Fast Reactors
LOCA	LOss of Coolant Accident
LOFC	LOss of Forced Coolant Flow
LWR	Light Water Reactor
MC	Mixed uranium plutonium Carbide
MN	Mixed uranium plutonium Nitride
MOSART	MOlten Salt Actinide Recycler and Transmuter
MSBR	Molten Salt Breeder Reactor
MSFR	Molten Salt Fast Reactor
MSR	Molten Salt Reactor
MSRE	Molten Salt Reactor Experiment
MYRRHA	Multipurpose hYbrid Research Reactor for High-tech Application
NCII	Nuclear Cogeneration Industrial Initiative
NGNP	Next Generation Nuclear Plant
NRA	Nuclear Regulation Authority (Autorité de sûreté japonaise)
ODS	Oxide Dispersed Strengthened
ORNL	Oak Ridge National Laboratory
PBMR	Pebble Bed Modular Reactor
PCRD	Programmes Communs de Recherche et de Développement
PF	Produits de Fission
PFBR	Prototype Fast Breeder Reactor (SFR indien)
PFR	Prototype Fast Reactor (SFR britannique)

PNGMDR	Plan National de Gestion des Matières et des Déchets Radioactifs
RHWG	Reactor Harmonization Working Group (WENRA)
RNR	Réacteurs à Neutrons Rapides
RSE	Réaction entre le Sodium et l'Eau
RTGV	Rupture de Tube de Générateur de Vapeur
SCWR	SuperCritical Water Reactors
SFR	Sodium cooled Fast Reactors
SNETP	Sustainable Nuclear Energy Technology Platform
TRISO	TRistructural ISOtropic (combustible des VHTR)
VHTR	Very High Temperature Reactors
WENRA	Western European Nuclear Regulators Association

DEFINITIONS

Dans le cadre du présent rapport, les définitions suivantes sont retenues :

Accident grave : Un accident grave dans un réacteur nucléaire est un accident au cours duquel la fonction de confinement des éléments radioactifs issus du combustible nucléaire est significativement dégradée, que le combustible soit dans le réacteur, en cours de manutention ou dans une zone d'entreposage.

Autonomie : Délai pendant lequel les fonctions de sûreté sont assurées par les ressources propres au site, dans une situation accidentelle donnée, avant qu'il ne soit nécessaire de faire intervenir des moyens extérieurs (appoint en fioul, sources d'énergie mobiles, etc.).

Délai de grâce : Période au cours de laquelle une fonction de sûreté est assurée, en cas d'événement, sans que l'intervention de personnel ne soit nécessaire.

Réacteurs de génération III : Appellation donnée aux réacteurs bénéficiant d'une sûreté améliorée par rapport aux réacteurs mis en service jusque dans les années 1990, essentiellement basés sur des technologies à eau légère ou lourde. Les réacteurs de génération III se caractérisent en particulier par une prise en compte des accidents graves à la conception et une amélioration de la protection contre les agressions.

Réacteurs de génération IV : Appellation donnée aux réacteurs futurs dont la construction est envisagée au plus tôt dans la seconde moitié du XXI^{ème} siècle, répondant à des objectifs d'économie des ressources en uranium, de compétitivité, d'amélioration de la sûreté par rapport aux réacteurs de la génération précédente, de réduction des déchets et de protection contre les actes de malveillance et les possibilités de détournement ou de vol de matières nucléaires.

Séquence accidentelle : Succession d'événements survenant au cours de l'exploitation de l'installation et susceptible de conduire à une dégradation d'une ou plusieurs barrières de confinement.

Situation redoutée : Etat dégradé de l'installation ou conséquences d'une séquence accidentelle que l'on cherche à éviter (fusion du cœur pour les réacteurs de type PWR, libération d'un potentiel de danger, etc.).

Systèmes passifs : Systèmes ne nécessitant aucune source de courant alternatif pour fonctionner.

1. INTRODUCTION

1.1 RAPPEL DU CONTEXTE

1.1.1 CONTEXTE INTERNATIONAL

De nombreuses études de prospective énergétique réalisées à la fin des années 1990 envisagent une pénurie de la ressource en uranium au cours du XXI^{ème} siècle. Dans ce contexte, le Département de l'énergie américain (DOE - « Department Of Energy ») a créé, en 2000, le « Generation IV International Forum » (GIF) dont l'objectif est de coordonner les activités de recherche et de développement devant aboutir au déploiement de systèmes nucléaires de 4^{ème} génération à l'horizon du milieu du XXI^{ème} siècle. Il regroupe aujourd'hui 13 pays parmi lesquels la France.

La première action du GIF a consisté à sélectionner, parmi plus d'une centaine de systèmes proposés par les pays participants, six systèmes jugés comme les plus prometteurs au regard de différents critères, établis sur la base des objectifs suivants :

- la poursuite des progrès en compétitivité et en sûreté réalisés pour les réacteurs à eau de troisième génération ;
- une meilleure utilisation des ressources en uranium ;
- une réduction des déchets radioactifs, notamment ceux de haute activité à vie longue ;
- une protection renforcée contre les actions de malveillance et les possibilités de détournement ou de vol de matières nucléaires.

Un certain nombre de systèmes à spectre rapide ont été sélectionnés car ils favorisent la transmutation de matériaux fertiles en matériaux fissiles et, dans certaines configurations, sont capables de surgénération. Ces caractéristiques contribuent à une meilleure utilisation des ressources énergétiques. L'utilisation de caloporteurs fonctionnant à haute température permet également d'améliorer le rendement énergétique et de limiter le rejet dans l'atmosphère d'une partie de l'énergie thermique produite, tant pour les installations nucléaires électrogènes que pour les installations nucléaires produisant de la chaleur pour des applications industrielles.

On trouvera ainsi, parmi les systèmes sélectionnés par le GIF, des systèmes présentant un bon rendement énergétique, des systèmes permettant la transmutation des actinides mineurs, un système permettant la production de chaleur industrielle (VHTR) ; le choix vise également des systèmes auxquels peuvent être associés différents types de cycles (cycle ouvert, semi-fermé...) ou des cycles symbiotiques qui permettent de gérer des périodes de transition en combinant des réacteurs à spectre thermique et à spectre rapide. La sélection du GIF s'inscrit ainsi dans différents contextes nationaux et permet de répondre à des besoins divers.

Les six systèmes retenus par le GIF (référence 1) sont les suivants :

- les réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium (« Sodium cooled Fast Reactors » - SFR) ;
- les réacteurs à très haute température à spectre thermique (« Very High Temperature Reactors » - VHTR) ;
- les réacteurs à neutrons rapides refroidis au gaz (« Gas cooled Fast Reactors » - GFR) ;
- les réacteurs à neutrons rapides refroidis au plomb (« Lead cooled Fast Reactors » - LFR) ou à l'eutectique plomb-bismuth (LBE pour « Lead Bismuth Eutectic ») ;

- les réacteurs à sels fondus (« Molten Salt Reactors » - MSR) ;
- les réacteurs refroidis à l'eau supercritique (« SuperCritical Water Reactors » - SCWR).

Le GIF a ensuite élaboré un plan de développement de ces technologies (référence 1), édité en 2002, définissant les principes de la coopération internationale dans ce domaine. Ce plan a été revu récemment et publié en mars 2014 (référence 2). Dans ce cadre, les perspectives de déploiement industriel initialement envisagées à l'horizon de la seconde moitié du XXI^{ème} siècle, après une première expérience d'exploitation de réacteurs expérimentaux, de « démonstrateurs » ou de « prototypes » (référence 1), sont notablement revues pour certains systèmes, le GIF reconnaissant que 10 à 15 ans d'études seront nécessaires pour statuer sur leur faisabilité.

En parallèle, l'Agence Internationale pour l'Energie Atomique (AIEA) a lancé, en 2000, le programme INPRO (« International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles ») qui vise à promouvoir le développement de systèmes nucléaires innovants permettant de satisfaire les besoins énergétiques futurs, tout en respectant des objectifs de compétitivité économique, de sûreté, de respect de l'environnement, de résistance à la prolifération et d'acceptation par le public. A la différence du GIF, le programme INPRO n'a pas pour objectif de coordonner des actions techniques de R&D. Il vise à déterminer, dans un premier temps, les besoins énergétiques des pays et les objectifs associés en termes de développement de l'énergie nucléaire, compte tenu de la diversité des situations, et de préciser ensuite comment les systèmes innovants peuvent contribuer à les satisfaire. Il vise également à définir des critères et des méthodologies pour l'analyse et la comparaison des divers concepts de réacteurs innovants.

En Europe, la « Sustainable Nuclear Energy Technology Platform » (SNETP) a été mise en place en 2009 pour développer les actions de recherche, de développement et de démonstration (RD&D) pour les réacteurs à eau légère (actuels et futurs), le cycle du combustible, trois concepts à neutrons rapides et des moyens de co-génération (pouvant utiliser les VHTR).

Au sein de la SNETP, une entité spéciale dénommée ESNII (« European Sustainable Nuclear Industrial Initiative ») s'est focalisée sur les réacteurs à neutrons rapides de type SFR, LFR et GFR (référence 3) avec :

- comme solution de référence, le prototype de SFR ASTRID (« Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration ») ;
- comme solutions alternatives, les démonstrateurs ALLEGRO pour les GFR et ALFRED (« Advanced Lead Fast Reactor European Demonstrator ») pour les LFR ;
- le démonstrateur MYRRHA (« Multipurpose hYbrid Research Reactor for High-tech Application ») basé sur le concept ADS (« Accelerator Driven System ») couplant un accélérateur de protons et un réacteur utilisant la fission nucléaire dans un état sous-critique. Les ADS ne font pas partie des systèmes proposés par le GIF mais l'installation MYRRHA pourrait apporter, si elle est réalisée, des informations utiles pour les LFR car cette installation sera refroidie au plomb bismuth (LBE) ; l'installation MYRRHA pourrait également servir d'outil d'irradiation des matériaux de structure et de combustible en spectre rapide.

Enfin, différents projets financés par la Commission Européenne dans le cadre des Programmes Communs de Recherche et de Développement (PCRD) portent sur les concepts retenus par le GIF et viennent, pour certains, en support de l'ESNII.

1.1.2 CONTEXTE FRANÇAIS

Parallèlement, la France a marqué son engagement dans le développement des réacteurs de quatrième génération, notamment au travers de l'objectif fixé par le Président de la République Française au mois de janvier 2006 visant, dans la continuité de la loi 2005-781 définissant les orientations de la politique énergétique française, la mise en service d'un prototype de réacteur de quatrième génération en 2020. Cet objectif est étroitement lié aux objectifs relatifs à la gestion durable des matières et des déchets radioactifs par l'intermédiaire de la loi 2006-739 du 28 juin 2006 qui prévoyait une évaluation, en 2012, des perspectives industrielles des nouvelles générations de réacteurs, ainsi que des réacteurs pilotés par accélérateur, en regard de leur capacité en termes de séparation et de transmutation des éléments radioactifs à vie longue. Cette demande législative a été déclinée dans le décret du 16 avril 2008 fixant les prescriptions relatives au Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs (PNGMDR) qui confie au Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA) la coordination des recherches conduites sur la séparation et la transmutation des éléments radioactifs à vie longue.

Lors des séances du 20 décembre 2006 puis du 20 mai 2008, le Comité de l'énergie atomique a orienté les acteurs industriels français vers les réacteurs à neutrons rapides, refroidis au sodium ou au gaz, notamment en regard des objectifs d'économie des ressources en uranium et de réduction des déchets (capacité à brûler le plutonium ou au contraire à en produire à partir de l'isotope ^{238}U), capacité à transmuter les actinides mineurs tels que l'américium et le curium). En 2009, les travaux se sont recentrés sur les SFR. Ce choix semble avoir été opéré principalement sur des considérations de maturité de la filière, de savoir-faire disponible et de cohérence avec les objectifs de la stratégie nationale de fermeture du cycle et de gestion des déchets à vie longue. Dans cette perspective, les concepteurs et les exploitants français (CEA, AREVA, EDF) se sont associés en constituant le « Projet RNR-Na », chargé de définir et de mener la R&D nécessaire au développement d'une future filière de SFR.

Le prototype de SFR ASTRID mentionné plus haut est actuellement à l'étude, sous la conduite du CEA, en associant AREVA et EDF². Sa mise en service est actuellement envisagée à l'horizon 2025.

1.2 OBJECTIFS DE LA REUNION DU GPR ET ORGANISATION DE L'INSTRUCTION

1.2.1 DEMANDE DE L'ASN

Dans le cadre du développement des systèmes de quatrième génération en France, l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) souhaite disposer d'un avis du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires (GPR) sur les caractéristiques en termes de sûreté et de radioprotection des six concepts étudiés par le GIF (référence 4). La saisine de l'ASN figure en annexe I du présent rapport. Dans cette saisine, « *l'ASN souligne l'importance qu'elle accorde à la justification du point de vue de la sûreté et de la radioprotection du choix d'une filière par rapport aux autres retenues par le GIF. L'ASN considère en particulier que la filière qui serait retenue pour le développement d'une quatrième génération de réacteurs en France, dont le déploiement industriel se ferait au*

² Le Document d'Orientations de Sûreté du projet ASTRID a été examiné par le Groupe permanent d'experts chargé des réacteurs nucléaires le 27 juin 2013.

plus tôt au milieu du siècle, doit présenter un niveau de protection des intérêts mentionnés à l'article L593-1 du code de l'environnement significativement supérieur à celui des réacteurs de génération III³ ».

L'ASN précise que « l'analyse se focalisera sur les réacteurs mais abordera également les considérations relatives aux cycles du combustible. A titre d'information, des éléments sur les possibilités de transmutation des éléments radioactifs à vie longue dans les différents systèmes seront également présentés ».

Ainsi, le Directeur général de l'ASN indique que, « pour ce qui concerne les concepts de réacteur, je souhaite recueillir l'avis du GPR sur chacun des concepts de réacteurs, tels qu'ils pourraient être construits vers 2050, notamment sur les points suivants :

- les caractéristiques générales en matière de sûreté et de radioprotection des différents concepts ;
- la maturité des concepts et les besoins de R&D vis-à-vis de la sûreté nucléaire et de la radioprotection ;
- les risques spécifiques associés ;
- les principales séquences accidentelles ;
- les éléments de retour d'expérience éventuellement disponibles ;
- les points durs et les éventuels verrous technologiques qui seraient à lever avant d'envisager la construction d'un prototype ou d'un réacteur industriel. »

Il est précisé qu' « un classement des concepts n'est pas a priori recherché ».

« Pour ce qui concerne les aspects liés aux cycles du combustible, [le Directeur général de l'ASN] souhaite recueillir l'avis du GPR sur :

- les différentes options de cycles du combustible envisageables par système (cycle ouvert, cycle fermé, cycles symbiotiques, conditions de déploiement...), en particulier celles prises en compte dans les études de scénarios technico-économiques menées par le CEA dans le cadre de la loi [n°2006-739 du 28 juin 2006 relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs] (scénarios auxquels est notamment associé le déploiement d'un parc de réacteurs RNR-Na) ;
- l'état de la R&D sur les procédés associés aux opérations du cycle du combustible (état de maturité, verrous technologiques, enjeux de sûreté et de radioprotection déjà identifiés...) ;
- la gestion des matières et des déchets produits lors des opérations du cycle (inventaires/flux, caractéristiques, besoins d'entrepôts, impact sur les installations du cycle et le stockage...). »

Enfin, « pour ce qui concerne les options de transmutation des éléments radioactifs à vie longue, le GPR prendra connaissance de l'avis [IRSN n°2012-00363 du 3 août 2012] relatif à l'évaluation, sur le plan de la sûreté, de la radioprotection et de la gestion des matières et des déchets, de la faisabilité et de l'intérêt de la mise en œuvre, à l'échelle industrielle, de ces différentes options ».

« En conclusion, l'ASN souhaite recueillir, pour la mi-2014, l'avis du GPR sur les systèmes nucléaires de 4^{ème} génération sélectionnés par le GIF, principalement sous l'angle du renforcement de la protection des intérêts

³ C'est-à-dire répondant à des objectifs de sûreté du type de ceux retenus pour le réacteur EPR de Flamanville 3 en cours de construction.

mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement par rapport aux réacteurs de troisième génération de type EPR. »

1.2.2 ORGANISATION DE L'INSTRUCTION ET DOSSIER SUPPORT

Le projet RNR-Na a été désigné par le Comité Programme de Préparation du Futur (CPPF) comme l'interlocuteur de l'IRSN dans le cadre de cette instruction.

L'examen des six systèmes nucléaires mené par l'IRSN s'est basé sur le dossier remis par le Projet RNR-Na, incluant les références 6 à 12.

Les éléments de comparaison entre les six systèmes nucléaires étudiés étant très peu détaillés et datant de quelques années, l'IRSN s'est appuyé sur d'autres documents pour dresser un bilan des avantages et inconvénients des filières à l'étude par le GIF, notamment les références 13 et 14, différents rapports de l'AIEA et quelques articles publiés dans des revues scientifiques.

Enfin, l'IRSN a fait appel à des organismes spécialisés dans trois des six filières de réacteurs examinés afin de disposer d'éléments techniques plus précis :

- le Laboratoire de Physique Subatomique et de Cosmologie (LPSC) de l'Institut National de Physique Nucléaire et de Physique des Particules (IN2P3) du CNRS, qui développe, en France, le projet « Molten Salt Fast Reactor » (MSFR) ;
- l'organisme allemand KIT (Karlsruhe Institute of Technology) qui a été impliqué dans les projets européens de développement de SCWR ;
- l'organisme allemand TÜV Rheinland, qui a été le support de l'Autorité de sûreté allemande pour l'évaluation de la sûreté des HTR construits en Allemagne.

Des échanges techniques avec le projet RNR-Na, tenus respectivement les 27 novembre 2013, 14 et 15 janvier 2014, ont enfin permis de conforter, voire de compléter les éléments listés ci-dessus.

1.3 CONTENU DU RAPPORT

Le présent rapport vise à apporter des éléments d'appréciation sur les systèmes nucléaires de 4^{ème} génération actuellement à l'étude par le GIF, compte tenu des informations disponibles à ce jour.

Il présente tout d'abord, dans les chapitres 2 à 7, les principales caractéristiques des six concepts de réacteurs associés aux systèmes retenus par le GIF : sont successivement abordés, pour chaque réacteur, l'historique et les perspectives de développement, le principe de fonctionnement et les éléments de conception générale, les barrières de confinement, les moyens de maîtrise des fonctions de sûreté, les risques particuliers inhérents au concept ainsi que les principales séquences accidentelles étudiées. L'impact dans l'environnement, les avantages et les inconvénients en termes de radioprotection et, pour quelques systèmes, de démantèlement sont ensuite abordés. Enfin, le retour d'expérience disponible est décrit et les principaux besoins en recherche et développement sont précisés. Pour mener son analyse, l'IRSN s'est appuyé sur des projets de développement en cours ; ces éléments sont repris dans le rapport afin d'illustrer les conceptions envisagées actuellement et d'apprécier la maturité des différents concepts. En conclusion, les principaux avantages et inconvénients en termes de sûreté et de radioprotection des différents réacteurs sont résumés. Le chapitre 8 reprend ces éléments et les met en perspective selon une approche thématique.

Le chapitre 9 apporte un éclairage complémentaire sur la sûreté des cycles de combustible envisageables pour les différents types de réacteurs ainsi que sur la faisabilité de certaines options de gestion des combustibles. Un état très succinct de la R&D menée sur les procédés du cycle a été en particulier établi pour apprécier le niveau atteint de faisabilité industrielle et identifier d'éventuels points durs ou d'éventuelles difficultés techniques pouvant accompagner, voire mettre en cause, le déploiement des différentes filières.

Le chapitre 10 présente les conclusions de l'avis IRSN, cité en référence 5, portant sur les études relatives aux perspectives industrielles de séparation et de transmutation des actinides mineurs pour les SFR et sur l'intérêt de cette option pour la gestion des déchets de haute activité à vie longue (intérêt pour le stockage, impact sur la sûreté des installations du cycle). Il traite également, de façon très succincte, de la capacité des autres systèmes à transmuter les actinides.

Enfin, une conclusion générale est présentée au chapitre 11.

Nota : L'IRSN souligne la difficulté de dresser un bilan « équilibré » des systèmes nucléaires retenus par le GIF en termes de sûreté et de radioprotection, compte tenu de la disparité constatée en termes de retour d'expérience, d'état des connaissances et d'études disponibles pour les différents systèmes. Cette disparité est propice à des erreurs de perspectives.

Par ailleurs, la sûreté des installations repose à la fois sur leurs caractéristiques intrinsèques et sur les dispositions de conception et d'exploitation mises en œuvre. La sûreté des différents systèmes ne peut donc être appréciée que de façon très partielle à ce stade, les conceptions actuellement à l'étude ne correspondant pas nécessairement à celles qui pourraient *in fine* être retenues pour des réacteurs de quatrième génération et le cycle du combustible associé. C'est pourquoi l'évaluation réalisée par l'IRSN vise à apprécier le « potentiel de sûreté » des différents systèmes tel qu'il peut être appréhendé actuellement, compte tenu des connaissances disponibles. Ainsi, l'IRSN s'est attaché à examiner les caractéristiques intrinsèques de chaque système et les contraintes associées en termes de conception et d'exploitation, intégrant les aspects propres aux installations du cycle ; il estime en particulier a priori intéressant de privilégier, pour une prochaine génération d'installations nucléaires, des concepts « pardonnants », peu sensibles aux événements susceptibles de se produire dans l'installation ou à l'extérieur de celle-ci.

2. REACTEURS A NEUTRONS RAPIDES REFROIDIS AU SODIUM - SFR

2.1 HISTORIQUE ET PERSPECTIVES DE DEVELOPPEMENT

2.1.1 HISTORIQUE

Dès le début de l'ère du nucléaire civil, les réacteurs à neutrons rapides ont montré qu'ils permettaient la transmutation de matériaux fertiles en matériaux fissiles et, dans certaines configurations, étaient capables de surgénération. Cette possibilité a été mise en avant dans une perspective de rareté de l'uranium enrichi et de faibles ressources en uranium naturel. Très rapidement, le choix du caloporteur s'est porté sur le sodium.

Des réacteurs expérimentaux, des prototypes industriels ainsi que des réacteurs de taille industrielle ont été construits et exploités dans plusieurs pays. Le premier réacteur nucléaire électrogène de ce type a été le réacteur EBR-I construit sur le site de l'Idaho National Laboratory (INL) aux USA (1,4 MWth⁴, 0,2 MWe). Il a été exploité de 1951 à 1963.

Par la suite, plusieurs SFR ont été exploités ou continuent de l'être :

- en France, le réacteur Rapsodie (25 puis 40 MWth non électrogène) a fonctionné de 1967 à 1982, le réacteur Phénix (565 MWth, 250 MWe) a fonctionné de 1973 à 2009 et le réacteur Superphénix (3000 MWth, 1240 MWe) a fonctionné de 1985 à 1998 ;
- en Grande-Bretagne, le réacteur PFR (650 MWth, 250 MWe) a fonctionné de 1974 à 1994 ;
- en Allemagne, le réacteur KNK-1 (60 MWth non électrogène) a été mis en service en 1972, puis modifié et renommé KNK-2 en 1977, puis arrêté définitivement en 1992 ; par la suite, la construction du réacteur SNR 300 (330 MWe), commencée en 1972, a été abandonnée en 1991 ;
- au Kazakhstan, le réacteur BN 350 (750 MWth, 250 MWe) a fonctionné de 1972 à 1998 ;
- en Russie, les réacteurs BOR 60 (60 MWth, 12 MWe) et BN 600 (1470 MWth, 550 MWe) sont en fonctionnement respectivement depuis 1968 et 1980 ;
- aux Etats-Unis, le réacteur EBR-II (62 MWth, 20 MWe) a fonctionné de 1963 à 1993 et le réacteur FFTF (400 MWth non électrogène) de 1980 à 1993 ;
- au Japon, le réacteur expérimental JOYO (140 MWth non électrogène) a démarré en 1997 ; il est à l'arrêt depuis 2007, date à laquelle un dispositif expérimental situé au-dessus du cœur a été fortement endommagé lors d'une opération de manutention ;
- au Japon également, le réacteur prototype Monju (714 MWth, 280 MWe) a démarré en 1994 ; son fonctionnement, interrompu après un feu de sodium survenu en 1995, a repris en 2010. Peu après son redémarrage, une hotte servant à la manutention est tombée dans le circuit primaire. En mai 2013, la NRA (Nuclear Regulation Authority) a refusé le redémarrage du réacteur suite à des manquements en termes d'assurance qualité (défaut d'inspection de nombreux composants) de la part de JAEA (Japan Atomic Energy Agency), exploitant de ce réacteur ;
- en Inde, un SFR expérimental FBTR (40 MWth, 13 MWe) fonctionne depuis 1985 ;
- en Chine, le réacteur CEFR (« Chinese Experimental Fast Reactor », 60 MWth, 25 MWe) a été couplé

⁴ Dans le rapport, l'acronyme MWth exprime une puissance thermique et l'acronyme MWe une puissance électrique.

au réseau électrique en 2011 puis arrêté pour une revue de sûreté. Il est le fruit d'une collaboration étroite entre la Chine et divers instituts nucléaires russes. L'IRSN n'a pas d'information sur une éventuelle reprise du fonctionnement de ce réacteur.

Les SFR cumulent ainsi environ 400 années-réacteur de fonctionnement.

En juin 2013, seuls trois réacteurs étaient toujours en fonctionnement (BOR 60, BN 600 et FBTR).

En France, dans les années 1980 et après la mise en service de Superphénix, des études ont été réalisées concernant un projet de réacteur SFR de 1500 MWe (dénommé « RNR 1500 ») ; le rapport préliminaire de sûreté a été examiné par le GPR. Ensuite, des études ont été poursuivies dans un cadre européen et ont associé les Allemands, les Britanniques et les Français (projet EFR – « European Fast Reactor »). Ce projet a finalement été abandonné en 1998, après avoir été ralenti à partir de 1993 suite au retrait des électriciens allemands, en l'absence d'autorisation pour exploiter le réacteur SNR-300.

2.1.2 PROJETS EN COURS ET PERSPECTIVES DE DEVELOPPEMENT

Plusieurs projets sont en cours, avec un degré d'avancement variable :

- en Inde, la première divergence du réacteur prototype indien PFBR (« Prototype Fast Breeder Reactor ») de 500 MWe est annoncée pour la fin 2014 ; ce prototype devrait être suivi de plusieurs SFR de 1000 MWe ;
- en Russie, la construction du réacteur BN 800 (800 MWe), arrêtée au moment de la dissolution de l'URSS, a repris ; le cœur est en cours de chargement et le démarrage est prévu en 2014 ; la Russie envisage également le développement d'une version commerciale d'une puissance de 1200 MWe (BN 1200) dans la continuité du BN 800 ; un réacteur d'essai de type SFR dénommé MBIR, dont l'originalité repose sur des boucles d'essais internes au circuit primaire qui peuvent être refroidies par différents caloporteurs (plomb, LBE, caloporteur gazeux ou sels fondus), est également en cours de développement ;
- au Japon, l'avant-projet sommaire du JSFR (« Japan Sodium cooled Fast Reactor »), d'une puissance de 1500 MWe, est prévu en 2015, mais l'accident de Fukushima Dai-ichi rend ce projet incertain ;
- en Chine, le projet CDFR (« Chinese Demonstration Fast Reactor »), d'une puissance comprise entre 600 et 900 MWe, est en cours, préfigurant l'étape commerciale du CCFR (« Chinese Commercial Fast Reactor ») de 1000-1500 MWe ;
- la Corée du Sud envisage la construction vers 2030 d'un prototype de SFR, d'une puissance thermique de 390 MW et une puissance électrique de 150 MW (référence 24) ;
- aux Etats-Unis, la société Terrapower propose un concept de SFR de 1200 MWth (500 MWe) capable de fonctionner 40 ans avec le même cœur (référence 25) tandis que General Electric Hitachi propose le réacteur PRISM (« Power Reactor Innovative Small Module ») d'une puissance de 310 MWe ;
- enfin, en France, la mise en service du réacteur ASTRID, d'une puissance de 600 MWe, est envisagée à l'horizon 2025. Ce réacteur est présenté par ses concepteurs comme un prototype de réacteurs SFR de 4^{ème} génération visant à disposer de qualifications expérimentales, de validations industrielles ainsi que de la maturité et du retour d'expérience nécessaires au développement d'une filière industrielle.

2.2 PRINCIPALES CARACTERISTIQUES

2.2.1 ELEMENTS DE CONCEPTION GENERALE

Deux concepts de SFR existent :

- un concept « intégré » pour lequel le circuit primaire est totalement contenu dans une cuve dans laquelle les pompes primaires et des échangeurs de chaleur (échangeurs intermédiaires) sont immergés ; ce concept a été retenu pour une très large majorité des projets de SFR en cours ;
- un concept « à boucles » pour lequel le sodium primaire circule dans des boucles reliant une cuve principale (contenant uniquement le cœur comme dans les PWR) aux autres gros composants (pompes primaires, échangeurs intermédiaires et générateurs de vapeur). Ce modèle est en particulier retenu pour le FBTR en Inde et pour le JSFR au Japon.

Dans les SFR de type « intégré » construits jusqu'à présent ou à l'étude, le sodium du circuit primaire n'échange pas directement sa chaleur avec l'eau du circuit de production d'électricité mais avec du sodium contenu dans un circuit dit intermédiaire, constitué de plusieurs boucles indépendantes, chacune comportant au moins un échangeur intermédiaire situé dans la cuve et un ou plusieurs générateurs de vapeur (GV) qui alimentent la turbine.

Les parties vides de sodium des circuits primaire et intermédiaire des SFR sont remplies avec du gaz neutre, généralement de l'argon (cas du volume ou plenum situé au-dessus du sodium contenu dans la cuve principale, appelé ciel de pile, ou de l'espace en gaz situé au-dessus des niveaux libres des générateurs de vapeur). Les figures ci-dessous présentent des schémas de principe d'un SFR de type « intégré » avec, sur la Figure 1, le circuit primaire et, sur la Figure 2, un circuit intermédiaire dont le point commun avec le circuit primaire est constitué par deux échangeurs intermédiaires.

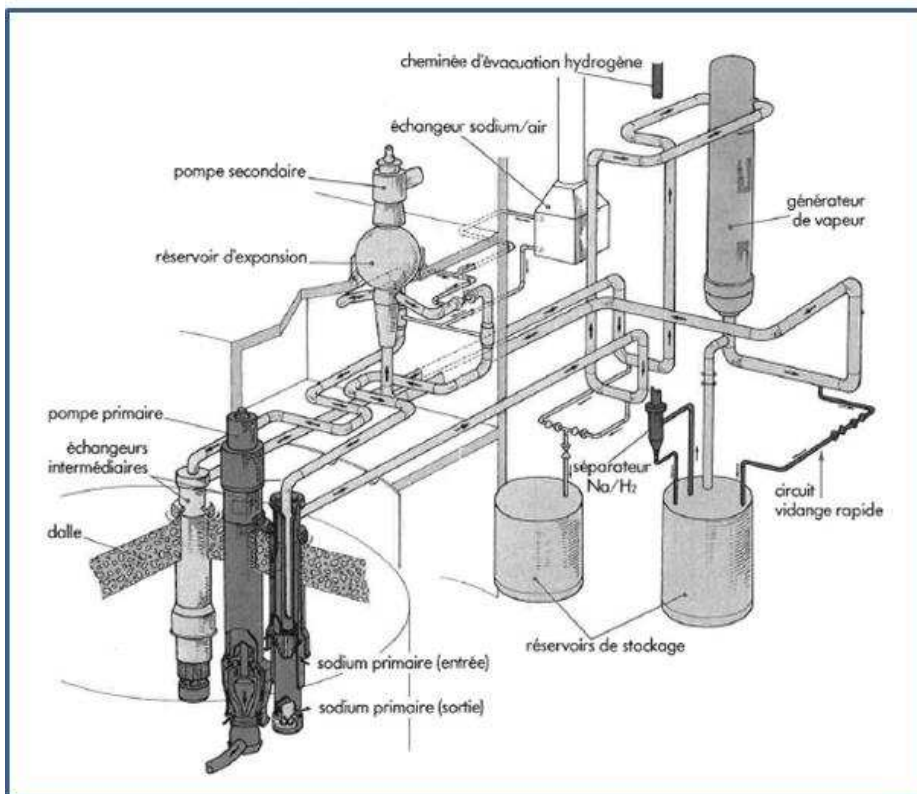
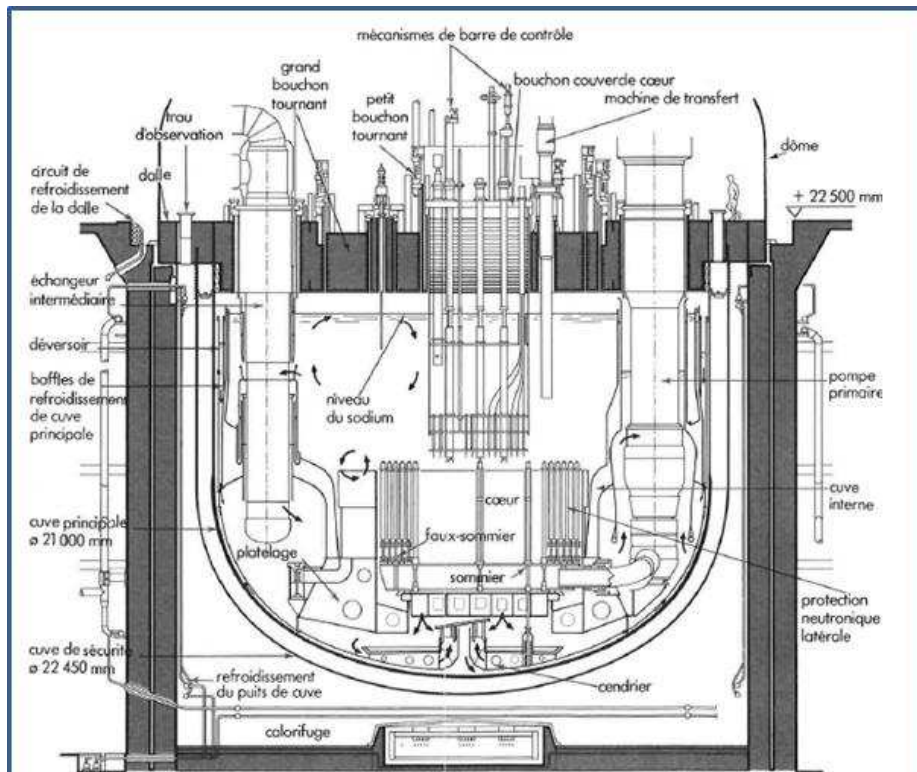


Figure 2 : Schéma d'un SFR de type « intégré » - circuit intermédiaire

La Figure 3 présente un SFR à boucles.

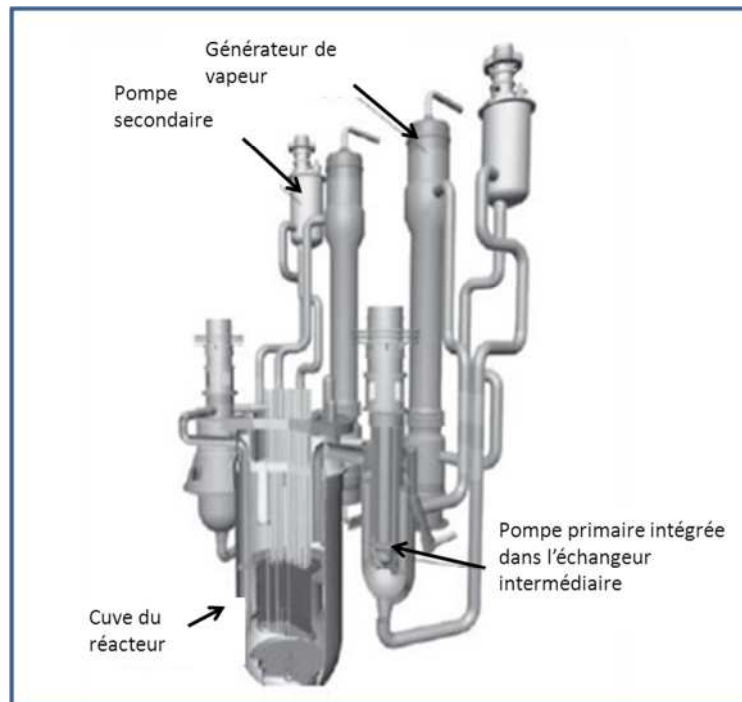


Figure 3 : Schéma d'un SFR à « boucles »

Dans les deux cas, le refroidissement du réacteur est assuré par des pompes immergées dans le sodium. Elles alimentent en sodium le sommier, zone située à l'entrée du cœur. La température à l'entrée du cœur est imposée par le circuit intermédiaire en sodium et le circuit secondaire en eau. De façon générale, les températures dans les circuits primaire et intermédiaire sont comprises entre 400°C et 550°C.

2.2.2 OPTIONS GENERALES DE SURETE

La technologie SFR a été initialement développée dans le but d'utiliser de l'uranium naturel et de réaliser de la surgénération, tout en assurant la viabilité du cycle du combustible. Pour cela, les cœurs des réacteurs à neutrons rapides possèdent généralement une fraction volumique de combustible et une densité de puissance élevées⁵. Pour assurer le refroidissement de tels cœurs, les concepts à métaux liquides utilisent un fluide primaire monophasique, non ou faiblement pressurisé.

Bien que les métaux liquides soient des caloporteurs très efficaces, les cœurs ainsi conçus sont sensibles aux perturbations locales de refroidissement (bouchages) et de puissance. Pour le SFR, la sûreté du réacteur est également fortement influencée par la nature chimiquement réactive du sodium (y compris à l'égard du combustible) et par l'accroissement de puissance potentiel qui résulterait de sa vidange. Enfin, quel que soit le métal liquide employé, il est très difficile de réaliser des appoints conséquents de caloporteur en cas de fuite du circuit primaire. Ainsi, des caractéristiques précitées, découlent les options générales de sûreté suivantes :

- la perte du caloporteur primaire est rendue très peu probable, par la mise en œuvre d'une double enveloppe entourant le circuit primaire et équipée d'une détection de fuite ;
- les volumes situés au-dessus des niveaux libres des circuits de sodium sont inertés en permanence et protégés des éventuelles entrées d'air (surpression et balayage de gaz neutre) ;
- les températures des gaines des assemblages sont surveillées, en fonctionnement, par un système utilisant les mesures des températures en sortie des assemblages qui permet également de détecter rapidement un éventuel bouchage local ;
- le cœur est équipé d'un système de détection de ruptures de gaines relié au système de protection ainsi que d'un système de localisation de fuite ;
- si la conversion de l'énergie est réalisée par un cycle de Rankine, le circuit en eau/vapeur est isolé du circuit de sodium primaire activé par un circuit intermédiaire en sodium ;
- les risques associés aux éventuels fuites et feux de sodium font l'objet d'une démarche de défense en profondeur impliquant notamment des systèmes de détection, d'isolement et de vidange rapide (circuits dédiés de vidange) ;
- le bâtiment du réacteur réalise un confinement dynamique (système de ventilation/filtration) et il est généralement dimensionné pour assurer la maîtrise d'un feu de sodium primaire de faible ampleur.

2.2.3 COMBUSTIBLE

Le combustible utilisé dans les SFR est généralement de l'oxyde d'uranium et de plutonium (MOX - (U,Pu)O₂), avec une teneur en plutonium sensiblement supérieure (15% à 20%) à celle du MOX utilisé dans les PWR. Ce combustible est relativement peu dense et modère légèrement le spectre neutronique.

Les Etats-Unis disposent d'un retour d'expérience important d'utilisation du combustible métallique dans ce type de réacteur, bien que plus modeste toutefois que le retour d'expérience d'utilisation du combustible sous forme d'oxyde. Le combustible métallique est très compact, ce qui permet de concevoir un cœur de relativement petite

⁵ Dans un pays disposant de stocks de plutonium, les SFR peuvent, à moyen terme, être utilisés pour réduire ce stock (voir le chapitre 9).

taille. Il ne modère pas, ce qui conduit à un spectre neutronique plus dur qu'avec du combustible oxyde ; le coefficient Doppler et l'efficacité des barres sont donc diminués. L'Inde fait fonctionner le réacteur expérimental FBTR avec du combustible sous forme de carbure. Les caractéristiques de ces combustibles et le retour d'expérience associé sont rappelés succinctement dans l'annexe III.

2.2.4 CALOPORTEUR

Le sodium à l'état liquide est utilisé comme caloporteur du fait de ses bonnes caractéristiques neutroniques (faible effet de modération et faible capacité d'absorption des neutrons). Le sodium s'est imposé rapidement comme le caloporteur le plus approprié suite à l'utilisation, pour les tous premiers réacteurs, de mercure ou de l'eutectique sodium-potassium (NaK).

En plus de ses caractéristiques neutroniques, le sodium a l'avantage d'avoir une température d'ébullition élevée (880°C sous un bar), ce qui permet de concevoir des réacteurs avec :

- une température du caloporteur en sortie du cœur de l'ordre de 550°C permettant de viser un rendement thermique de l'installation⁶ élevé (40% à 45%) tout en disposant d'une marge importante par rapport à la température d'ébullition du sodium lors des transitoires accidentels ; cette température d'ébullition n'est cependant pas compatible avec la tenue des aciers inoxydables ;
- un circuit primaire non pressurisé pour le concept « intégré » ou faiblement pressurisé pour le concept « à boucles ».

La conductivité thermique élevée du sodium (environ 70 fois celle de l'eau) assure par ailleurs un coefficient d'échange important entre les gaines et le sodium.

Le sodium est stable sous flux neutronique avec toutefois la production de deux isotopes radioactifs : l'isotope 22 de période 15 heures et l'isotope 24 de période 2,6 ans mais en quantité nettement moindre que celle de l'isotope 22, ce qui permet des interventions dans le circuit primaire après quelques jours d'arrêt.

2.2.5 BARRIERES DE CONFINEMENT

Les barrières de confinement sont généralement au nombre de trois.

2.2.5.1 Première barrière

Elle est constituée par les gaines des éléments combustibles.

La pression des gaz de fission dans la gaine augmente tout au long de la durée de vie des aiguilles combustibles car une majorité des gaz de fission produits dans le combustible sont relâchés dans des vases d'expansion prévus à cet effet en parties basse ou haute des aiguilles.

Les ruptures de gaines sont de deux types : les ruptures « gaz » pour lesquelles seuls des PF gazeux sont relâchés et les ruptures « ouvertes » pour lesquelles le sodium entre en contact avec le combustible.

⁶ Dans la suite du rapport, on désignera par rendement thermique de l'installation le rapport entre la puissance électrique délivrée par l'alternateur et la puissance thermique produite par les réactions nucléaires dans le cœur du réacteur.

En cas de ruptures « gaz », les PF gazeux migrent vers le ciel de pile et peuvent provoquer une augmentation de pression lorsque le nombre de ruptures est très important ; des rejets peuvent alors avoir lieu par les soupapes de protection du circuit d'argon du ciel de pile. De plus, l'occurrence d'un grand nombre de ruptures « gaz », alors que le réacteur est en puissance, pourrait conduire, en fonction de la position axiale des ruptures, à une augmentation de puissance du fait de l'injection d'une quantité importante de gaz dans le cœur (effet de vide - voir le paragraphe 2.3.1).

En cas de rupture « ouverte » dans une aiguille contenant du combustible MOX, il se forme un composé dont les caractéristiques thermomécaniques peuvent conduire à une augmentation de la taille de la rupture et à la dissémination de combustible dans le sodium primaire.

Surveillance de la première barrière

Les SFR construits en France sont équipés d'un système permettant de détecter les neutrons différés émis par certains PF (dont certains isotopes du brome). Le seuil de détection est calé pour éviter un agrandissement du défaut et son dépassement conduit à un arrêt automatique du réacteur. Le retour d'expérience a montré que ce système, appelé DND (Détection de Neutrons Différés), permet de détecter des « ruptures ouvertes » de faible taille.

Un système complémentaire permet ensuite de détecter l'assemblage où a eu lieu la fuite, cet assemblage étant ensuite évacué du cœur. L'exploitant s'interdit ainsi de fonctionner avec des ruptures de gaines « ouvertes » (concept de réacteur « propre »).

Par ailleurs, les mesures de température en sortie des assemblages permettent d'estimer la température de la gaine la plus chaude. Les SFR Phénix et Superphénix étaient équipés d'un poste d'arrêt automatique en cas de dépassement d'une valeur-seuil de la température de la gaine la plus chaude.

2.2.5.2 Deuxième barrière

Pour les SFR de type « intégré », la deuxième barrière du réacteur est relativement complexe ; elle est constituée par plusieurs équipements dont :

- la cuve principale du réacteur et la cuve de sécurité, cette dernière étant prévue pour collecter le sodium primaire en cas de la fuite de la cuve principale ;
- la fermeture supérieure du réacteur ;
- les circuits auxiliaires véhiculant du sodium primaire ou du gaz de couverture (argon) hors du circuit primaire ;
- les tubes des échangeurs intermédiaires (EI) séparant le sodium primaire du sodium intermédiaire ;
- les tubes des échangeurs des circuits d'évacuation de la puissance résiduelle (EPuR) immergés dans le circuit primaire.

Cette barrière n'est pas étanche : il existe des fuites d'argon au travers de la fermeture supérieure du circuit primaire ; l'ouverture des soupapes permettant de contrôler la pression du ciel de pile entraîne également des rejets d'argon, éventuellement différés, dans l'environnement.

Des matériaux éprouvés assurent la tenue des équipements composant cette barrière avec notamment un acier austénitique à faible teneur en carbone et à teneur en azote contrôlée utilisé pour la cuve principale.

Surveillance de la deuxième barrière

La surveillance de la deuxième barrière repose sur le suivi de différents paramètres tels que les températures des structures (supportage du cœur, cuves, bouchon-couvercle-cœur), le niveau de sodium dans le circuit primaire, la mesure d'activité dans le gaz remplissant l'espace inter-cuves et dans le ciel de pile ainsi que sur la détection de la présence de sodium dans l'espace inter-cuves.

L'inspection en service de la deuxième barrière constitue toutefois un point faible de ce type de réacteur du fait que le sodium est « optiquement opaque » et à température élevée (200°C environ lorsque le réacteur peut être inspecté).

Il convient toutefois de rappeler que, pour Superphénix, le contrôle de la cuve principale a pu être effectué, compte tenu de sa faible épaisseur, par un dispositif (engin MIR) pouvant être placé dans l'espace situé entre la cuve principale et la cuve de sécurité. Il n'y avait par contre pas de possibilité d'inspection de la cuve principale par l'intérieur. La fermeture supérieure du réacteur ne peut pas non plus être inspectée depuis l'intérieur de la cuve.

Pour le prototype ASTRID, l'orientation de conception est, d'une part de minimiser les besoins d'inspections (ex. absence de soudure dans les zones sensibles), d'autre part de faciliter l'accès aux zones dont la défaillance aurait des conséquences vis-à-vis de la sûreté. L'IRSN note que des actions de R&D sont engagées concernant l'application de nouvelles technologies d'inspection périodique fonctionnant en sodium. Il souligne que la possibilité d'inspecter en service l'ensemble des circuits importants pour la sûreté d'une installation est un prérequis pour un réacteur de quatrième génération. En Inde, les efforts se sont portés sur un matériel d'inspection de la cuve principale du type MIR utilisé pour Superphénix (voir l'article cité en référence 33). Au Japon, des systèmes à ultrasons fonctionnant en sodium sont également proposés. L'efficacité de ces techniques reste toutefois à démontrer.

2.2.5.3 Troisième barrière

La troisième barrière assure le confinement des produits radioactifs et du sodium primaire (substance toxique) lors de situations accidentelles conduisant à la défaillance des deux premières barrières.

Elle est constituée par le bâtiment du réacteur qui peut aussi contenir les installations de manutention et d'entreposage des assemblages neufs et irradiés. Dans la plupart des cas, les générateurs de vapeur sont situés à l'extérieur de ce bâtiment mais peuvent aussi être à l'intérieur, comme dans le projet japonais JSFR.

La troisième barrière a un rôle de protection contre les agressions externes, notamment les chutes d'avion.

Surveillance de la troisième barrière

Un suivi de la pression en continu permet de s'assurer que le bâtiment du réacteur reste en dépression par rapport au milieu extérieur.

2.2.6 MANUTENTION ET ENTREPOSAGE DES ASSEMBLAGES

La manutention et l'entreposage des assemblages neufs et irradiés dans les SFR présentent un certain nombre de particularités. Les opérations de manutention sont brièvement décrites ci-après depuis l'entreposage sur le site

des assemblages neufs jusqu'à l'entreposage des assemblages irradiés, sur la base des choix de conception faits pour Phénix et Superphénix (voir la Figure 4 extraite de la référence 12) et envisagés pour l'EFR.

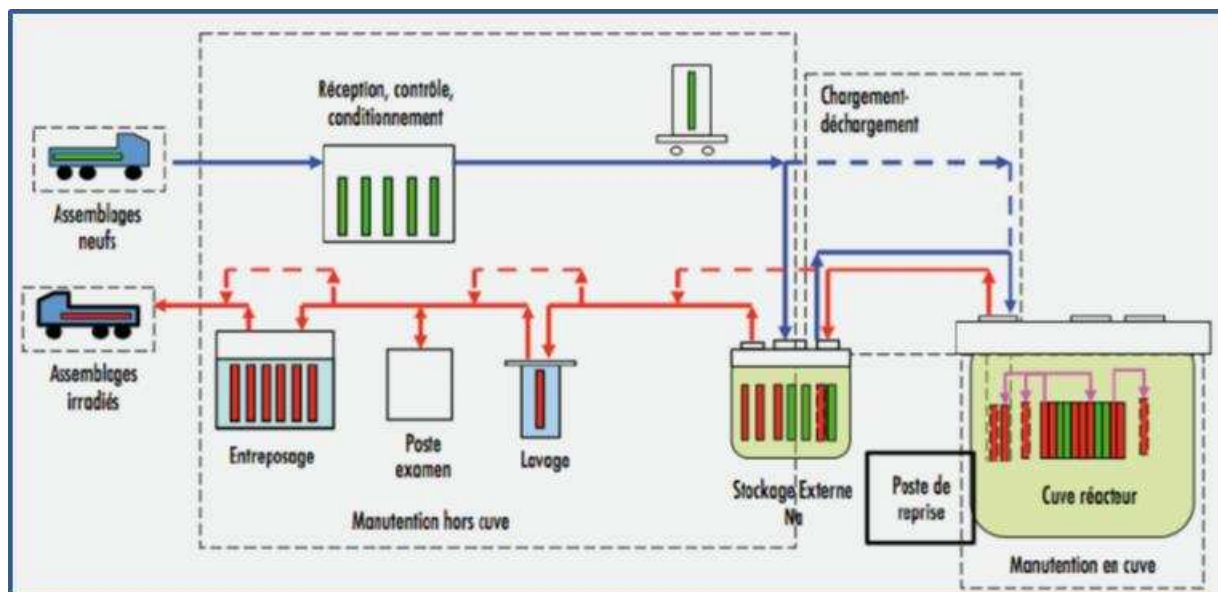


Figure 4 : Schéma de la manutention dans un SFR

Les assemblages neufs sont entreposés en premier lieu dans une fosse dédiée située dans la zone de « réception, contrôle, conditionnement » indiquée sur la Figure 4. Du fait de leur teneur en plutonium, ces assemblages ont une puissance initiale non nulle (entre 300 et 400 W par assemblage pour Superphénix) et sont refroidis par un système de ventilation. La suite des opérations se fait en aveugle, sans ouverture des différentes cuves réceptionnant successivement le combustible, le réacteur étant à l'arrêt.

Les assemblages neufs sont ensuite placés dans une zone de « stockage externe » indiquée sur la Figure 4, constituée d'une cuve remplie de sodium (barillets dans Phénix et Superphénix). Les assemblages sont ensuite introduits dans la cuve du réacteur par un système de sas, les assemblages étant transférés, un à un, dans un pot en sodium jusqu'au poste de reprise situé dans la cuve du réacteur. Le bras du système de manutention du réacteur vient prendre l'assemblage dans son pot puis le déposer dans un emplacement du cœur ; cette opération nécessite de découpler les barres de commande de leurs mécanismes pour assurer la rotation des bouchons tournants. Sur Phénix et Superphénix, un système dénommé « Visus » permettait de vérifier qu'il n'y avait pas d'obstacle à leur rotation⁷. Dans le projet EFR, il n'était pas prévu de stockage externe mais une zone de « stockage interne » placée en périphérie de la cuve du réacteur.

Le déchargement d'un assemblage irradié jusque dans la cuve d'entreposage se fait de façon symétrique.

La décroissance de la puissance résiduelle se fait dans la zone de stockage externe ou interne. Une puissance résiduelle limitée est requise pour laver les assemblages en vue d'éliminer la pellicule résiduelle de sodium existant sur leurs structures (zone de « lavage » sur la Figure 4) et il existe des méthodes éprouvées pour enlever cette pellicule. Le transfert de l'assemblage irradié vers la zone de lavage peut se faire, comme dans Superphénix, en ambiance gazeuse à l'aide d'une soufflante embarquée. Une fois lavés, les assemblages peuvent être

⁷ Les SFR japonais JOYO et indien FBTR ne sont pas équipés d'un tel système et ont subi des accidents ayant conduit à des arrêts de longue durée et à des réparations complexes mais sans conséquences radiologiques.

entreposés dans une piscine en eau (zone « Entreposage » sur la Figure 4), en attente de leur transfert vers l'unité de retraitement. La cuve d'entreposage des assemblages et sa fermeture supérieure jouent alors le rôle de deuxième barrière de confinement.

2.3 MAITRISE DES FONCTIONS DE SURETE

2.3.1 MAITRISE DE LA REACTIVITE

Le réacteur est conçu pour qu'une augmentation faible de la puissance ou des températures du sodium à l'entrée ou en sortie du cœur conduise, en conditions de fonctionnement normales et incidentelles, à une diminution de la réactivité (coefficients de contre-réaction globaux négatifs - voir l'annexe II). Ceci permet d'assurer un fonctionnement stable du réacteur. La grande quantité de sodium confère en effet une inertie thermique importante au circuit primaire, surtout dans le cas du concept intégré, ce qui permet aux contre-réactions d'agir.

Toutefois, lors de conditions de fonctionnement accidentelles, il est possible que la réactivité augmente de façon temporaire, soit de façon globale, soit dans certaines zones du cœur, en particulier en cas de vidange du sodium ou de passage de gaz (effet de vide).

L'effet de vide dépend de la taille du cœur et de sa conception. Il varie en fonction de la localisation du gaz dans le cœur. L'effet de vide global peut être positif et sa valeur d'autant plus importante que le cœur est de grande taille (par exemple, cet effet était voisin de zéro pour Phénix et valait plusieurs dollars pour Superphénix et l'EFR). Il peut néanmoins être réduit par des dispositions de conception comme l'insertion de matériau fertile au sein du matériau fissile. Toutefois, il faut garder à l'esprit que, même si l'effet de vide global est négatif, des contre-réactions au niveau local peuvent être positives et que le gain obtenu sur l'effet de vide conduit à dégrader d'autres paramètres neutroniques : une optimisation globale doit donc être réalisée.

Il convient de souligner que des efforts importants sont faits par le CEA, dans le cadre du projet ASTRID, pour développer des cœurs ayant un faible effet de vide global.

La réactivité peut aussi augmenter en cas de compaction du cœur par rapprochement des assemblages, le cœur n'étant pas dans sa configuration la plus réactive en régime nominal. Les concepteurs étudient, dans le cadre du projet ASTRID, la possibilité de minimiser cet effet en cas de sollicitation énergétique, en concevant un cœur relativement compact en régime nominal, auquel seraient associées des dispositions de surveillance de la géométrie du cœur et, si nécessaire, des dispositifs anti-compaction.

Les barres absorbantes

Dans les SFR, le système de contrôle de la réactivité est constitué uniquement de barres absorbantes utilisant, dans la plupart des cas, du carbure de bore (B_4C).

La fonction d'arrêt automatique du réacteur doit être assurée par des systèmes redondants et diversifiés afin d'atteindre un niveau de fiabilité élevée (pour l'EFR, une probabilité de défaillance inférieure à 10^{-7} par sollicitation était visée pour la perte totale de la fonction d'arrêt automatique du réacteur).

Afin d'augmenter la fiabilité des systèmes d'arrêt automatique, des systèmes innovants capables de faire chuter les barres sans intervention du système de protection sont à l'étude. A titre d'exemple, on peut citer :

- un système constitué d'une masse absorbante maintenue au-dessus du cœur par un lien solide (tige métallique) ; le lien en question serait rompu par un mécanisme de dilatation différentielle thermique sur dépassement d'un seuil de température ; la masse absorbante qui lui est solidaire chuterait alors par gravité dans le cœur. Ainsi, ce système est capable d'agir suite à une élévation de la température en sortie du cœur consécutive à une perte des pompes primaires cumulée avec la défaillance des systèmes d'arrêt d'urgence (système innovant SEPIA - Sentinelle passive d'insertion d'anti-réactivité - proposé par le CEA) ;
- un système entraînant, sur un signal de température élevée du sodium en sortie des assemblages également, la chute des barres absorbantes par perte du pouvoir magnétique des électro-aimants soutenant les barres de commande ; un tel système dénommé SASS (Safe-Actuated Shutdown System) a été présenté par l'organisme japonais JAEA dans l'article cité en référence 26.

En conclusion, la maîtrise de la réactivité dans les SFR passe, d'une part par une optimisation des paramètres du cœur, d'autre part par une fiabilité élevée des systèmes d'arrêt automatique. De nombreux travaux sont en cours pour ce qui concerne ces deux aspects dans le cadre des projets de développement de réacteurs de type SFR.

2.3.2 EVACUATION DE LA PUISSANCE RESIDUELLE

La capacité thermique massique élevée du sodium d'une part, le volume important de sodium d'autre part, confèrent aux SFR une inertie thermique élevée, ce qui conduit à une augmentation de la température du sodium lente en cas de perte des moyens de refroidissement et permet de disposer de délais de grâce importants pour la mise en service des systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle.

Toutefois, au-delà des premières heures, en l'absence prolongée de refroidissement, les températures du sodium, des structures, dont celles de supportage du cœur et des cuves du réacteur vont augmenter : les structures pourraient *in fine* se rompre par fluage thermique, pour des températures inférieures à la température d'ébullition du sodium. Le cœur, certainement endommagé par de nombreuses ruptures de gaine, ne va plus être refroidi et va s'écrouler dans le puits de cuve. Les conséquences radiologiques d'un tel accident n'ont jamais été évaluées en France.

Différentes solutions technologiques sont à l'étude pour renforcer les dispositions de prévention de ces situations. Elles reposent sur l'utilisation d'une combinaison de systèmes tels que :

- les circuits normaux d'évacuation de la puissance (circuits d'eau des GV) : cette solution est retenue en Inde par les concepteurs du PFBR (référence 32) ;
- des circuits connectés aux boucles intermédiaires comme par exemple des échangeurs sodium-air (BPR) dans Superphénix ou dans le réacteur BN 800 (référence 30) ;
- des circuits connectés au circuit primaire ; c'est la solution qui a été mise en œuvre pour Superphénix (système de refroidissement de secours - RUR) et qui avait été envisagée pour l'EFR mais aussi pour BN 1200 en Russie (référence 29), PBFR (références 30 et 32) et JSFR (réacteur à boucles) au Japon (voir la Figure 5 extraite de la référence 31 - systèmes DRACS et PRACS) ; cette solution, largement privilégiée dans les projets de réacteurs de type SFR, notamment ASTRID, présente toutefois, de l'avis de l'IRSN, des modes communs potentiels de défaillance des circuits (utilisation de sodium, circuits immergés dans le circuit primaire ce qui nécessite le maintien de l'inventaire en

sodium dans la cuve du réacteur, cheminées constituant la source froide) ; ce sujet a été identifié par le Projet RNR-Na et constitue un axe de R&D important ;

- des circuits extrayant la puissance au travers des cuves principale et de sécurité (circuits d'ultime secours - US - de Phénix et de refroidissement du puits de cuve - RUS - de Superphénix).

Une diversification peut également être obtenue par l'utilisation d'un autre fluide que le sodium pour l'un des systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle (huile ou NaK par exemple) : cela permettrait de s'affranchir du risque de gel du caloporteur en cas de refroidissement excessif des circuits utilisant du sodium.

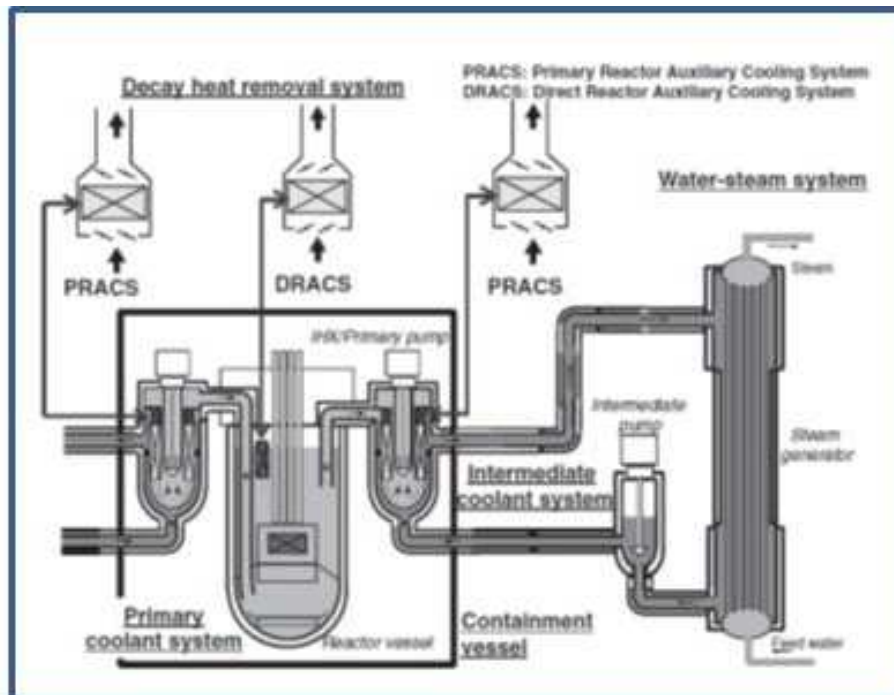


Figure 5 : Système EPR du réacteur SFR à boucles (concept JSFR japonais)

La Figure 6 relative à Superphénix illustre, pour un réacteur de type intégré, les différents systèmes participant à l'évacuation de la puissance résiduelle énumérés ci-dessus.

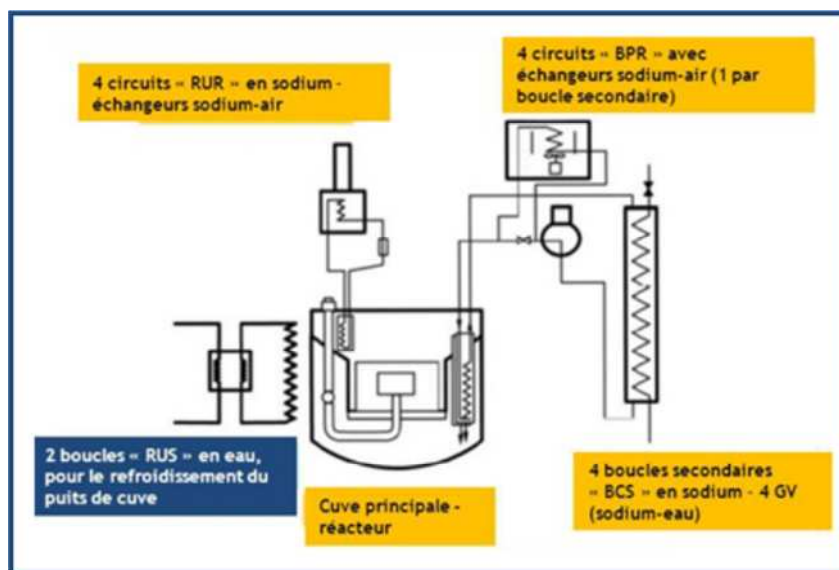


Figure 6 : Différentes solutions technologiques pour les systèmes EPR de SFR illustrées par le cas de Superphénix

Le coefficient de dilatation élevé du sodium et la plage de températures dans laquelle il reste sous forme liquide permettent en outre d'établir des écoulements capables de refroidir le cœur en convection naturelle. Cette caractéristique inhérente au concept doit pouvoir être valorisée par une conception adaptée des circuits. Ainsi, en cas de perte des sources électriques normales et de secours, le caractère suffisant du refroidissement assuré par la circulation du sodium en convection naturelle dans le cœur, mais aussi dans les systèmes d'EPuR, devrait pouvoir être démontré. Il convient de rappeler que, pour Superphénix, la possibilité de convection naturelle a été démontrée par essai pour certains circuits pris individuellement mais n'a jamais pu être vérifiée de façon globale et simultanée pour l'ensemble des circuits sollicités. Pour Phénix, un essai de convection naturelle à la fois dans le circuit primaire et dans une boucle du circuit intermédiaire était prévu : il n'a pas pu être mené à son terme.

L'inertie thermique élevée d'un SFR permet de limiter fortement la cinétique d'augmentation de la température du caloporteur en cas d'absence de refroidissement et de disposer ainsi de délais importants (plusieurs heures) pour la mise en œuvre de moyens de secours d'évacuation de la puissance résiduelle, avant d'atteindre des températures pouvant conduire à des dommages sur la cuve et les structures. A cet égard, une étude du comportement du circuit primaire allant jusqu'à la ruine des structures de supportage du cœur et des cuves en cas de perte totale de longue durée de la fonction d'évacuation de la puissance résiduelle apparaît incontournable afin de préciser les délais disponibles pour la restauration d'un moyen de refroidissement.

Compte tenu des conséquences de la perte durable des systèmes de refroidissement, plusieurs systèmes diversifiés d'évacuation de la puissance résiduelle doivent être prévus pour assurer une fiabilité élevée de la fonction ; des études sont conduites dans le cadre de différents projets pour développer des systèmes présentant peu ou pas de mode commun. La conception doit également viser à faciliter le refroidissement du circuit primaire en circulation naturelle : la démonstration de l'efficacité d'un refroidissement par convection naturelle devra alors être établie.

2.3.3 CONFINEMENT DES MATIERES RADIOACTIVES

Les deux premières barrières présentées au paragraphe 2.2.5 assurent le confinement statique des produits radioactifs et du sodium primaire. En cas de défaillance de ces deux barrières, le confinement ultime des produits radioactifs lors des situations accidentelles est assuré par le bâtiment du réacteur, un confinement dynamique maintenant en dépression l'atmosphère du bâtiment par rapport au milieu extérieur.

Le concept de SFR « intégré » présente un avantage en matière de confinement dans la mesure où le sodium primaire et l'argon du circuit primaire sont sous faible pression et restent confinés, en grande majorité, à l'intérieur de la deuxième barrière (cuve principale) : il n'existe pas, comme dans les PWR, de circulation de fluide primaire à l'extérieur du bâtiment du réacteur en fonctionnement normal ou accidentel. Toutefois, il existe un risque de bipasse de la deuxième barrière :

- quelques circuits auxiliaires (circuit de purification par exemple) peuvent faire circuler une faible proportion du sodium primaire à l'extérieur de la cuve principale ;
- la fermeture supérieure du réacteur n'est pas totalement étanche à l'argon ; l'argon présent dans le bâtiment du réacteur est repris par la ventilation du bâtiment ;
- l'argon du ciel de pile « respire » afin de maintenir une pression compatible avec la tenue de la

deuxième barrière. La deuxième barrière est protégée contre les surpressions par des soupapes qui, en cas d'ouverture, pourraient conduire à des rejets d'argon à la cheminée après un éventuel passage dans des réservoirs de décroissance. La rupture d'un grand nombre de gaines peut ainsi entraîner des rejets via le circuit d'argon du fait de la grande quantité de gaz de fission qu'elles contiennent (voir le paragraphe 2.2.5.1).

Par ailleurs, la stratégie de confinement des produits radioactifs doit tenir compte de la possibilité de relâchement de sodium primaire au-dessus de la dalle du réacteur en cas d'accident énergétique de fusion du cœur.

Enfin, des dispositions adaptées doivent également être mises en œuvre afin de limiter les conséquences d'un rejet de sodium intermédiaire.

2.4 ANALYSE DES RISQUES

2.4.1 RISQUES INHERENTS A L'UTILISATION DE SODIUM

2.4.1.1 Interaction entre le sodium et l'air

Fuites et feu de sodium

Comme tous les métaux alcalins, le sodium est très avide d'oxygène. Il s'enflamme instantanément au contact de l'oxygène, pour des températures supérieures à 120°C environ, quand la proportion d'oxygène dans le milieu environnant atteint 1% à 2%.

En fonction du degré de pulvérisation du sodium, la combustion peut conduire à une augmentation de pression très rapide (en quelques secondes) et à une augmentation de température (en quelques minutes) dans les locaux concernés. Les locaux où transitent des tuyauteries véhiculant du sodium doivent donc être conçus pour résister à ces augmentations de pression et de température, en supposant des brèches de taille importante. Un feu de sodium peut de plus être aggravé par le contact entre le sodium et le béton constituant les parois du local ; des réactions exothermiques avec certains composés du béton peuvent alors se produire, provoquant une dégradation de la tenue mécanique du béton ; le dégagement de l'eau contenue dans le béton peut enfin entraîner une combustion, voire une explosion d'hydrogène.

La conception doit donc viser à prévenir le risque de fuite en limitant les sources potentielles d'agression des tuyauteries et à améliorer la détection précoce des fuites.

Augmentation de la teneur en impuretés dans le sodium suite à une entrée d'air dans les circuits

En cas d'entrée d'air dans les circuits contenant du sodium, la quantité d'hydrure et d'oxyde croît, ce qui peut augmenter les risques de bouchage d'assemblages ou de ralentissement, voire de blocage de la chute des barres.

Sur Phénix et Superphénix, un système de détection fondée sur une mesure du débit de sodium au travers d'un orifice maintenu à basse température (« indicateur de bouchage ») avait été mis en place pour détecter une augmentation anormale de la quantité d'hydrure et d'oxyde dans le sodium.

2.4.1.2 Réaction sodium-eau (RSE)

Le sodium réagit également avec l'eau. La mise en présence d'eau et de sodium conduit à une chaîne de réactions chimiques. La première réaction chimique produit de l'hydroxyde de sodium et de l'hydrogène ; elle est instantanée, irréversible et exothermique. Elle est suivie d'autres réactions (comme l'hydratation de l'hydroxyde de sodium), mais c'est la première réaction qui est essentiellement considérée dans les études de sûreté. Le lieu privilégié de la réaction sodium-eau dans un SFR est localisé au niveau des tubes des générateurs de vapeur (GV) où l'eau/vapeur circule à une pression beaucoup plus élevée que celle du sodium (écart de 18 MPa bar environ). Dans la plupart des conceptions actuelles, l'eau circule à l'intérieur des tubes dont l'épaisseur est généralement de 2 à 4 mm et le diamètre de quelques centimètres. La RSE induite par une fuite de tube d'eau est un phénomène instable : la fissure initiale s'agrandit et les parois métalliques voisines (tubes ou enveloppe du GV) sont attaquées par la chaleur et les produits de la réaction. Les parois voisines peuvent être percées, soit par effet dit de « wastage » (effet chalumeau), soit par instabilité plastique (éclatement sous l'effet du fluage thermique induit par la température très élevée existant dans la zone de réaction). Par effet domino, un grand nombre de tubes d'un GV peut ainsi être rompu.

Les conséquences pour la sûreté d'une RSE dans un générateur de vapeur sont :

- une augmentation de la pression dans le circuit intermédiaire suite à l'apport d'hydrogène, qui pourrait endommager les tubes des échangeurs intermédiaires (deuxième barrière) ;
- un risque de rupture de l'enveloppe externe du GV pouvant conduire au déversement d'eau et de sodium dans le bâtiment abritant le GV et à une réaction sodium-eau-air.

La production d'hydrogène dans le circuit intermédiaire et la surpression qui en résulte dans les tubes des échangeurs intermédiaires (EI) engendrent au final un risque potentiel d'injection de gaz dans le circuit primaire (effet en réactivité) et de propagation d'une onde de pression (ébranlement du cœur induisant également un effet potentiel en réactivité).

Une réaction sodium-eau-air de grande ampleur dans le bâtiment du GV engendrerait une surpression importante et, éventuellement, une explosion d'hydrogène susceptible d'agresser le bâtiment du réacteur (onde de pression, projectiles).

Les autres zones à risque de RSE se situent :

- dans la zone de lavage des assemblages irradiés et des gros composants primaires ;
- aux endroits où du sodium primaire pourrait entrer en contact avec le béton des structures ;
- au niveau des capacités en sodium, en cas de fuite de sodium et d'inondation induite ou concomitante.

L'hydroxyde de sodium en solution dans l'eau produit de la soude caustique qui est très corrosive pour les structures ; cette corrosion pourrait affecter une boucle du circuit intermédiaire suite au déversement d'une quantité importante d'eau dans le sodium résultant d'une ou plusieurs ruptures de tubes de GV.

Les conséquences de la réaction entre l'eau et le sodium ont ainsi tout d'abord conduit les concepteurs de SFR à interposer un circuit intermédiaire en sodium entre le sodium primaire ayant traversé le cœur et l'eau, afin d'éviter les effets d'une réaction sodium-eau sur le cœur (effets de pression, passage de gaz en particulier).

De plus, afin de limiter le risque de rupture des tubes des générateurs de vapeur et, le cas échéant, les conséquences de cette rupture, des efforts sont faits en termes de conception des tubes (matériau et limitation du nombre de soudures en particulier) et de détection rapide de petites fuites d'eau afin d'engager au plus tôt une séquence d'isolement et de dépressurisation du générateur de vapeur affecté.

Il convient de noter l'existence de deux types de conception de GV dans les SFR qui ont déjà fonctionné :

- des GV modulaires, comme dans Phénix, pour lesquels chaque module ne comporte qu'un nombre limité de tubes. Cette solution permet de limiter les conséquences, en cas d'accident, et, par la suite, de remplacer uniquement le module dans lequel s'est produite la RSE ;
- des GV « intégraux » ou « monobloc », comme dans Superphénix, qui nécessitent, en cas de RSE, une réparation du GV « in situ » ou un remplacement du GV.

Quelques exemples de solutions innovantes permettant de réduire l'impact d'une RSE dans l'installation, voire de supprimer le risque de RSE dans les GV sont citées ci-dessous :

- pour ASTRID, des GV modulaires sont envisagés avec une conception telle que l'enveloppe du circuit intermédiaire pourrait résister à la rupture de tous les tubes du module ;
- une autre solution consiste à supprimer le risque de RSE dans les GV en remplaçant le circuit secondaire en eau par un circuit en gaz neutre ;
- en Russie, des GV dits inversés ont été testés dans les réacteurs BOR-60 : dans ces GV, l'eau circule à l'extérieur des tubes et le sodium à l'intérieur. En cas de fissure, l'eau pénétrera dans le tube mais le risque de propagation aux tubes voisins sera nettement limité ;
- en Inde, l'organisme IGCAR a développé une sonde électrochimique apte à détecter des RSE : ce procédé est beaucoup plus simple que celui utilisé jusqu'à présent dans les SFR français et présente des temps de réponse plus courts. Cette sonde a été testée avec succès sur Phénix en 2008 et 2009.

2.4.1.3 Réaction entre le sodium et le combustible de type MOX

En cas de rupture de la gaine d'un élément combustible, le sodium peut venir en contact avec le combustible à l'état solide (une fois que les produits de fission gazeux ont été relâchés dans le sodium) ce qui entraîne la dissémination de combustible dans le sodium primaire. Ce sujet a déjà été abordé au paragraphe 2.2.5.1 relatif à la première barrière de confinement.

De même, en situation d'accident grave, il existe un risque de réaction entre le combustible fondu et le sodium. Ce point est abordé au paragraphe 2.4.2.4.

2.4.1.4 Gel du sodium

Lorsqu'il est pur, le sodium se solidifie à 98°C quelle que soit la pression. Le gel du sodium du circuit primaire peut survenir après un très long arrêt du réacteur, lorsque les fuites thermiques ne peuvent plus être compensées par la puissance résiduelle et la puissance dissipée par les pompes primaires. Un tel arrêt peut être rencontré au cours de l'exploitation en cas par exemple d'inspection, de modifications ou de remplacement de gros composants. Des moyens additionnels de chauffage doivent donc être prévus (cordons chauffants par exemple). Le risque associé au gel du sodium est la fissuration des structures du fait de la contraction ou de l'expansion du

sodium lors d'un changement de phase (et a priori plutôt lors du dégel, le sodium se dilatant lorsqu'il fond, contrairement à l'eau).

Il faut également s'assurer que les tuyauteries assurant la vidange de certains composants comme, par exemple, les boucles intermédiaires, ne sont pas bouchées par des amas de sodium solide. Lors de la RSE survenue en 1987 dans l'un des GV du réacteur PFR au Royaume Uni, une tuyauterie de vidange était bouchée du fait de la défaillance des cordons de chauffage : la vidange du sodium avait alors été ralentie et la RSE entretenue.

2.4.1.5 Fragilisation des aciers en présence du sodium

Des travaux de R&D ont montré que certains aciers peuvent être fragilisés au contact du sodium liquide à des températures typiques du fonctionnement des SFR. Si les aciers austénitiques utilisés par exemple pour Phénix et Superphénix (aciers de types 316 et 15-15 Titane ayant une bonne ductilité) semblent peu ou pas sujets à une fragilisation en présence de sodium, l'influence du taux d'impuretés non métalliques dans le sodium (oxygène, hydrogène) semble devoir être encore étudiée. Cependant, des aciers d'une plus grande dureté, tels que le T91 (acier de type martensitique contenant 9% de chrome et 1% de molybdène), sont envisagés pour certaines structures (tubes des générateurs de vapeur, circuit intermédiaire, tubes hexagonaux des assemblages combustibles). On notera que le T91 est susceptible d'être fragilisé, même au contact de sodium pur.

2.4.2 SEQUENCES ACCIDENTELLES

L'objet de ce paragraphe est de présenter les principales séquences accidentelles pouvant survenir dans un SFR.

2.4.2.1 Remontée intempestive d'une barre de contrôle

La remontée intempestive d'une barre de contrôle peut conduire à une augmentation de puissance dans les assemblages voisins de la barre et à une fusion du combustible, en particulier lors d'un transitoire non protégé, c'est-à-dire sans chute des barres.

Ce sujet a fait l'objet de très nombreuses études pour Superphénix du fait, d'une part des valeurs élevées de la puissance linéique et de la température à cœur du combustible en fonctionnement normal, d'autre part de la difficulté de détecter la remontée de barres par les mesures neutroniques et par les mesures de température en sortie des assemblages adjacents à la barre. Le Projet RNR-Na a précisé que cette difficulté est spécifique à la conception du réacteur de la centrale de Creys-Malville et que des travaux de R&D sont en cours afin de développer des moyens de détection plus performants.

Les solutions envisagées par ailleurs pour minimiser les conséquences d'une remontée de barre sont la limitation de la puissance linéique ainsi que de la chute de réactivité au cours du cycle.

2.4.2.2 Erreur de manutention

Dans les SFR, il n'est pas prévu de moyen autre que les barres absorbantes pour introduire de l'anti-réactivité.

Au moins pour les SFR étudiés en France, l'anti-réactivité insérée par les barres absorbantes est dimensionnée de façon à assurer la sous-criticité du cœur en cas d'erreur de manutention simple ou double (ex. mise en place d'un assemblage combustible à la place d'un assemblage absorbant, retrait successif de deux assemblages absorbants).

De plus, la surveillance neutronique du cœur doit permettre de détecter l'approche de la criticité en cas d'erreurs allant au-delà de la double erreur de manutention.

2.4.2.3 Bouchages locaux

La forte puissance volumique dégagée dans les assemblages combustibles des SFR et le concept d'assemblages fermés (faisceau d'aiguilles entouré d'un tube hexagonal) rendent ces assemblages sensibles aux défauts de refroidissement locaux dont ceux induits par des bouchages. En cas de bouchage, des ruptures de gaine, voire une fusion du combustible ou des gaines, ne peuvent être écartées. Comme indiqué précédemment, la présence d'impuretés dans le sodium est de nature à favoriser l'apparition de bouchages.

On distingue les bouchages externes et internes selon que le bouchage se produit hors du faisceau ou dans le faisceau d'aiguilles. Le bouchage externe va conduire à une réduction du débit de sodium traversant l'assemblage et à une élévation de la température du sodium en sortie de l'assemblage alors que le bouchage interne va limiter l'échauffement dans et au voisinage immédiat du bouchage (par exemple dans le canal triangulaire défini par trois aiguilles). Vis-à-vis des bouchages internes, il convient de noter que la conception des assemblages avec fil espaceur enroulé autour des aiguilles et la présence d'un vase d'expansion situé en partie basse des aiguilles sont des éléments favorables à la limitation du risque d'accumulation de particules au niveau de la zone fissile.

Détection des bouchages

Un poste de protection, basé sur la mesure de la température délivrée par des thermocouples placés en sortie des assemblages, doit permettre de détecter des bouchages externes avant que des températures inacceptables ne soient atteintes dans l'assemblage incriminé. L'efficacité d'un tel système a été démontrée sur Superphénix en 1986 : le système de protection a permis de détecter un assemblage partiellement bouché en pied. Le cas des bouchages internes est très différent : en effet, en fonction de l'ampleur de la zone bouchée, il n'est pas sûr que la mesure de température en sortie des assemblages puisse détecter l'augmentation locale de température même si elle conduit à la fusion du combustible ou de la gaine de certaines aiguilles combustibles.

Les séquences de bouchage interne au faisceau d'aiguilles sont des initiateurs possibles de la fusion généralisée du cœur d'un SFR. Des moyens performants sont nécessaires pour limiter la propagation d'une fusion locale aux assemblages voisins.

2.4.2.4 Accident grave

Les transitoires de perte des moyens de refroidissement ou d'insertion de réactivité sont susceptibles de conduire à la fusion du cœur ou à la ruine des structures (supportage du cœur, cuves).

La phénoménologie des accidents de réactivité dans les réacteurs à spectre rapide est complexe puisque l'accident de réactivité ne se termine pas forcément avec la dispersion du combustible engendrée par le pic de puissance. Le taux d'enrichissement relativement élevé du combustible rend possible la redistribution des matériaux dans des configurations critiques : on parle alors d'excursion secondaire qui vient s'ajouter à l'excursion initiale de réactivité (désignée parfois par le terme « excursion primaire »). Cette phase secondaire pose des défis particuliers aux concepteurs de ces réacteurs, notamment parce qu'il est très difficile de prédire de manière fiable la configuration géométrique du combustible à l'issue de l'excursion primaire.

Les concepteurs de SFR tentent actuellement d'« éliminer » le risque d'excursion secondaire en concevant par exemple des chemins d'évacuation du combustible fondu en dehors du cœur jusqu'à un récupérateur prévu pour empêcher un retour en criticité.

La plupart des réacteurs en cours de construction (PFBR en Inde et BN 800 en Russie) ou en projet (BN 1200 en Russie, projets coréen et japonais, ASTRID) sont équipés d'un récupérateur de corium dont la fonction est d'assurer le refroidissement du combustible fondu et le maintien de sa sous-criticité. Des dispositions particulières visent à prévenir le risque d'excursion secondaire pendant la phase de cheminement du combustible fondu depuis la cuve.

Lorsqu'il est interne à la cuve, le récupérateur permet d'éviter un contact direct entre le corium et la cuve, contact qui mènerait à la ruine rapide de cette dernière. Le récupérateur pose néanmoins des problèmes de dimensionnement géométrique. Le récupérateur du PFBR indien par exemple est conçu pour ne recueillir que 7 assemblages sur un total de 181. Cette hypothèse découle très probablement de la prise en compte d'un accident de bouchage d'un assemblage avec propagation de la fusion limitée aux six assemblages voisins. Ce dimensionnement revient donc implicitement à :

- « éliminer pratiquement » les accidents de perte de l'évacuation de la puissance résiduelle (si ce n'est pour une courte période ne conduisant pas à la fusion du cœur) ;
- démontrer que la fusion initiée par un bouchage d'assemblage ne se propagera pas au-delà de ses six voisins.

Il faudra par ailleurs démontrer que le corium se relocalise effectivement bien dans le récupérateur et que la conception permet d'assurer que le corium sera dans une configuration excluant tout risque de criticité. Certains des essais EAGLE menés par les Japonais au Kazakhstan ont mis en évidence un entraînement du combustible fondu vers le haut de la cuve ; cette dispersion du combustible, si elle peut être favorable du point de vue du risque de retour en criticité, ne l'est pas forcément du point de vue des sollicitations thermiques de la cuve. Il semble toutefois qu'un certain délai de grâce existe, une récupération même tardive des moyens de refroidissement permettant alors d'éviter le percement de la cuve, même en cas de relocalisation de masses significatives de corium. Les réflexions doivent néanmoins être poursuivies.

Lorsqu'il est externe à la cuve principale, le récupérateur peut être placé soit entre la cuve principale et la cuve de sécurité, soit à l'extérieur de la cuve de sécurité. Cette dernière option permettrait, en cas de rupture des deux cuves, d'éviter un phénomène d'interaction corium-béton (ICB) et ainsi la production de gaz inflammables.

De façon similaire à ce qui peut survenir dans un PWR en cas de fusion de combustible à haute pression, la mise en contact du sodium avec le combustible fondu peut provoquer une interaction thermodynamique entraînant une vaporisation brutale du sodium. Il convient toutefois de noter que les valeurs élevées de la conductivité thermique et de la température d'ébullition du sodium peuvent conduire à des interactions différentes de celles se produisant lors d'un accident de fusion du cœur survenant dans un PWR. Des travaux supplémentaires sont donc nécessaires pour dimensionner le bâtiment du réacteur.

Un contact du sodium avec l'eau pourrait également entraîner, outre une réaction chimique, une réaction thermodynamique et la vaporisation brutale de l'eau (« explosion de vapeur »), accompagnée d'effets de

surpression. Cette situation pourrait apparaître au niveau des échangeurs entre les boucles intermédiaires et le circuit secondaire s'il fonctionne en eau.

Principales voies de rejets

Lors d'un accident de fusion du cœur, il s'ensuit une forte montée en pression et en température du ciel de pile ce qui peut conduire à :

- une expulsion de sodium primaire par soulèvement de la fermeture supérieure du circuit primaire et un risque de feu de sodium ;
- un transfert de PF et d'aérosols de combustible se trouvant dans le ciel de pile vers l'enceinte de confinement par les fuites au travers de la fermeture supérieure du circuit primaire ;
- un transfert de PF et d'aérosols de combustible par le circuit d'argon du ciel de pile.

Pour les 2 derniers points, l'évaluation des conséquences radiologiques passe par la détermination du terme source dans le ciel de pile basée sur une analyse du mécanisme des transferts des PF et des actinides depuis le cœur.

La cinétique de relâchement et de piégeage des PF depuis le combustible fondu jusque dans l'environnement est un sujet nécessitant des actions de R&D.

En cas d'ICB, la montée en pression de l'enceinte sera accélérée et il existe, à terme, un risque de percée du radier en l'absence de récupérateur de corium ou en cas de défaillance de celui-ci. Il convient de souligner les effets particulièrement néfastes d'un rejet liquide par le sol avec un risque de contamination et de déversement de métal liquide dans les nappes phréatiques. Le Projet RNR-Na estime que le risque de déversement de métal liquide est très peu probable du fait de la transformation rapide du sodium en oxyde, hydroxyde et autres composés.

2.5 IMPACT DANS L'ENVIRONNEMENT, RADIOPROTECTION ET DEMANTELEMENT

L'impact dans l'environnement en fonctionnement normal est directement lié aux termes sources présents dans l'installation et dépend en particulier :

- du choix du combustible et de la gestion associée ;
- du choix des matériaux du circuit principal et de ses circuits auxiliaires ;
- des traitements de surface visant à limiter les produits de corrosion ou d'érosion ;
- de la conception des circuits afin d'éviter les zones d'accumulation possible des dépôts de produits de corrosion ;
- des dispositions de confinement des matières toxiques ;
- des procédés de purification du fluide primaire ;
- des procédés de traitement des effluents.

Composition du fluide primaire

Le sodium contient à l'origine quelques impuretés minérales présentes à des teneurs de l'ordre d'un à quelques centaines de mg par kg de sodium (nickel, potassium, brome, soufre, chlore, etc.). L'oxygène et l'eau constituent également des impuretés. Elles peuvent provenir des gaz de balayage ou être introduites lors des manutentions.

L'hydrogène peut aussi contaminer le sodium par perméation en provenance du circuit secondaire à travers les échangeurs intermédiaires.

À ces impuretés s'ajoute la formation au cours du temps de produits de corrosion et d'érosion. Une dissolution sélective de certains éléments de l'acier (fer, chrome, nickel et manganèse notamment) a en effet été observée dans le métal liquide. Ces phénomènes dépendent de la température du fluide primaire mais également de la teneur en oxygène dissous (référence 27). Sur Superphénix, la formation de composés de formule $\text{Na}_x\text{M}_y\text{O}_z$ a été également observée. Le comportement de ces impuretés dans le sodium reste encore à étudier.

Le sodium liquide favorise également la diffusion du carbure de bore (B_4C) des barres de contrôle vers les gaines entraînant la carburation de l'acier de ces gaines, ce qui les fragilise. Ce phénomène influe à la fois sur la teneur en impuretés du sodium et sur la composition du terme source avec notamment la formation de l'isotope 14 du carbone (^{14}C).

Le terme source comprend enfin le tritium formé dans le combustible (fission ternaire) et par activation du bore des barres de contrôle, ainsi que des produits de fission (PF) libérés par lixiviation des radionucléides du combustible par le sodium ou suite à une ou plusieurs ruptures de gaine (même si un système d'arrêt automatique du réacteur permet de les détecter très rapidement).

La présence de ces différentes impuretés peut avoir des répercussions sur la contamination des circuits et donc potentiellement sur la radioprotection des travailleurs, sur la composition des effluents à traiter avant leur rejet dans l'environnement et sur la composition des rejets en situation accidentelle.

En vue d'éliminer, autant que possible, toutes ces impuretés, la conception prévoit de purifier le sodium en continu, à l'aide de pièges froids. Cependant, le bilan environnemental réalisé sur Phénix en 2009 tend à montrer que tous les radionucléides ne sont pas piégés ; le manganèse (^{54}Mn) et le cobalt (^{60}Co) représentent la part prépondérante de l'activité mesurée dans les effluents de lavage des assemblages irradiés (chapitre 23 de la référence 23). De plus, ce bilan ne porte que sur les éléments qui contribueraient de façon prépondérante à l'activité globale. D'autres éléments, moins actifs ou non actifs, qui se trouvent dans le sodium, nécessiteraient d'être pris en considération dans les études d'impact, ainsi que lors des étapes de préparation au démantèlement.

Radioprotection

D'une manière générale, les doses reçues en exploitation, dans les SFR, sont faibles, un facteur 10 en deçà des doses observées dans les PWR en exploitation en France.

La forte réactivité du sodium avec l'air et l'eau nécessite de confiner au maximum le caloporteur ; cela implique la réalisation d'un certain nombre d'actions par télémanipulation, ce qui, du point de vue de la radioprotection, contribue à limiter l'exposition des travailleurs. Les contraintes de maintien de la propreté du fluide primaire imposées par ailleurs limitent également l'activité dans le circuit primaire ainsi que les opérations de décontamination des pièces lors du lavage.

Le concept intégré contribue à une meilleure maîtrise de l'irradiation, compte tenu du fait que le caloporteur (circuit primaire et circuit secondaire) apporte une protection vis-à-vis des expositions γ .

Le concept à boucles facilite la maintenance comparativement au concept intégré par la vidange possible des boucles et réduit ainsi les temps d'exposition lors des inspections de fond de cuve.

Les deux concepts présentent donc tous deux des avantages distincts en termes de radioprotection. Il peut être noté que la mise en œuvre de l'option de transmutation des actinides mineurs serait défavorable en termes de radioprotection.

Rejets et effluents

Au-delà de la prise en compte du sodium, de la soude et d'autres espèces sodées pour lesquelles la principale voie d'exposition est l'inhalation, l'estimation des conséquences des accidents conduisant à des rejets toxiques, par exemple les incendies, devra prendre en compte les impuretés métalliques qui peuvent aussi être rejetées et présenter des risques sanitaires potentiels à moyen et long termes, notamment par ingestion de produits contaminés.

On notera à cet égard que, pour un certain nombre de composés du sodium générés par réaction du sodium avec l'air ou l'eau (tels que l'oxyde de sodium Na_2O , le peroxyde de sodium Na_2O_2 ou l'hydrure de sodium) ou avec le combustible de type MOX (urano-plutonate de sodium...), aucune valeur toxicologique de référence (VTR) n'est disponible.

Par ailleurs, des études récentes ont montré que la capacité de rétention des produits de fission (PF) par le sodium souvent mise en avant, et particulièrement pour les PF volatils (iode, tellure, césium) serait limitée (référence 28). Ces éléments pourraient donc être émis dans l'atmosphère en quantité non négligeable en situations accidentelles. De la même façon, dans ces situations, des éléments beaucoup moins volatils pourraient être émis par entraînement mécanique suite à un phénomène énergétique (référence 28).

Démantèlement

Contrairement à la plupart des autres concepts, un retour d'expérience du démantèlement des SFR est disponible aussi bien sur le démantèlement des SFR construits en France (réacteurs Rapsodie, Phénix et Superphénix) que sur l'avancement du démantèlement de réacteurs de ce type dans d'autres pays. Ce retour d'expérience a permis d'identifier les difficultés rencontrées (adaptation des outillages pour le déchargement complet du cœur, difficultés pour la vidange complète de la cuve en raison de rétentions, présence de dépôts d'aérosols de sodium dans les traversées de la dalle, etc.) et de tirer des enseignements à prendre en compte à la conception des futurs réacteurs de ce type, lors de leur exploitation ainsi que des actions de recherche et de développement. En particulier AREVA conclut que le retour d'expérience des opérations de démantèlement des réacteurs de ce type et des études réalisées pour les projets de démantèlement en cours montre que la déconstruction de ces réacteurs ne présente pas d'impasse technique.

De l'examen du retour d'expérience disponible, l'IRSN n'a en effet pas identifié de point réhibitoire susceptible de remettre en cause la faisabilité du démantèlement des réacteurs SFR, même si certaines opérations peuvent s'avérer complexes. Les spécificités des SFR sont essentiellement liées à la présence de sodium et de ses dérivés (NaK), ce qui nécessite la mise en œuvre de procédés de traitement du sodium résiduel (rétentions et films restant dans les équipements suite à la vidange du sodium). A cet égard, le retour d'expérience du démantèlement de la centrale de Superphénix montre notamment une bonne maîtrise du procédé de traitement du sodium (installation TNA) et des procédés de traitement du sodium résiduel.

2.6 MATURITE DU CONCEPT ET BESOINS DE R&D

La maturité d'un concept dépend en premier lieu du retour d'expérience de conception et d'exploitation mais également de l'importance des travaux de R&D et des études disponibles.

On rappelle que le SFR bénéficie d'un retour d'expérience important avec environ 400 années-réacteur de fonctionnement et que de nombreuses études ont été menées sur ce type de réacteur.

2.6.1 RETOUR D'EXPERIENCE

Les enseignements tirés du retour d'expérience de conception et d'exploitation des réacteurs de type SFR ont été examinés par le Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires à plusieurs occasions ; tout d'abord à l'occasion des réunions du GPR relatives à l'examen du projet RNR-1500, puis, plus récemment, dans le cadre de l'examen du Document d'orientations de sûreté du projet ASTRID. L'analyse du retour d'expérience d'exploitation des SFR a notamment mis en exergue des domaines dans lesquels des innovations étaient souhaitables pour améliorer la sûreté du concept. Ces domaines sont repris ci-dessous.

Eléments combustibles

L'objectif de surgénération poursuivi dans le cadre des projets de SFR a conduit à acquérir les connaissances et les techniques nécessaires pour fabriquer, irradier et retraiter du combustible contenant une forte proportion de plutonium, de l'ordre de 10% à 30%. La France dispose d'un solide retour d'expérience dans le domaine de la fabrication des pastilles de type MOX. Le retour d'expérience disponible concernant leur comportement sous irradiation est également important : environ 430 000 aiguilles ont été irradiées dans les SFR français et dans le réacteur PFR en Grande-Bretagne (référence 23) et 54 000 aiguilles au Japon (référence 21) avec des taux de combustion allant jusqu'à 150 000 MWj/tonne d'oxyde. L'Inde a aussi irradié des aiguilles de type MOX dans le réacteur FBTR jusqu'à des taux de 112 000 MWj/tonne. Des matériaux de gaine tels que l'acier de type 15-15 Ti écroui assurant un bon comportement des éléments combustibles sous flux rapide jusqu'à des doses de 100 dpa (déplacements par atome) sont actuellement disponibles.

Le combustible MOX est donc logiquement privilégié par les concepteurs français. L'IRSN estime que le combustible métallique pourrait également présenter certains avantages, notamment en cas de dégradation du cœur, et qu'un bilan des avantages et inconvénients respectifs du combustible métallique⁸ et du combustible MOX serait utile dans la perspective du développement d'une filière SFR. En effet, bien qu'il conduise à un spectre plus dur, le combustible métallique n'interagit pas chimiquement avec le sodium, contrairement au MOX. De plus, le combustible métallique a une température de fusion inférieure, d'une centaine de degrés, à la température d'ébullition du sodium. Avec une conception adaptée, ceci pourrait permettre de favoriser l'évacuation du combustible fondu des zones où le sodium risque de bouillir. Cette caractéristique a conduit les Etats-Unis à choisir ce combustible pour leurs travaux relatifs aux SFR (références 34, 35 et 36). Le retour d'expérience disponible sur l'utilisation du combustible métallique reste toutefois plus modeste que celui relatif à l'utilisation de combustible oxyde. De même, l'utilisation de combustible métallique implique de réaliser un certain nombre de développements pour ce qui concerne le cycle du combustible (voir chapitre 10).

⁸ Le combustible métallique a été étudié principalement aux Etats-Unis et des irradiations jusqu'à 20 at% ont été réalisées dans les réacteurs EBR-II et FFTF.

Le Projet RNR-Na estime pour sa part que le combustible métallique présente des inconvénients majeurs en termes de sûreté, en particulier un effet de vide qui peut être très important dans certaines situations. Il a indiqué au cours de la réunion du 14 janvier 2014 avoir mené des études sur le sujet ; ces études concluent à l'intérêt d'utiliser du MOX qui bénéficie notamment d'un retour d'expérience très important.

L'IRSN considère que, si le concept SFR était retenu pour un déploiement industriel en France, il serait utile d'identifier les avantages et inconvénients respectifs du combustible MOX et du combustible métallique en termes de sûreté, vis-à-vis notamment de la maîtrise de la réactivité et du comportement en accident grave, afin de s'assurer de la pertinence du choix finalement retenu.

Matériaux de structure (hors gaine)

Plusieurs matériaux se sont révélés inadaptés au cours de l'exploitation des SFR français, comme l'acier de type 15D3 utilisé pour la cuve d'entreposage des assemblages irradiés (barillet) de Superphénix qui a fui ou l'acier 321 utilisé dans les boucles intermédiaires de Phénix, sujet au phénomène de fissuration en relaxation. L'acier de type 316 L, utilisé pour les cuves principales de Phénix et de Superphénix, a par contre présenté un comportement satisfaisant.

Maîtrise de la réactivité

Les quatre arrêts d'urgence par baisse de la réactivité (AURN) survenus en 1989 et 1990 sur Phénix restent inexpliqués ; l'explication privilégiée est une vibration d'origine mécanique engendrant une modification de la géométrie du cœur ayant entraîné, en début de transitoire, une baisse de la réactivité. De même, l'origine des baisses de réactivité survenues dans EBR II (USA) en 1974 et dans Rapsodie (France) en 1978 n'a pas été identifiée. Par ailleurs, des variations de réactivité positives ont eu lieu en 1994 dans le réacteur FBTR (Inde) suite à des réarrangements d'assemblages lors de certains paliers de montée en puissance, mais la cause a été identifiée et les mesures correctives prises.

L'IRSN considère que, dans le cadre des projets en cours de développement, les cœurs devront être instrumentés de façon à faciliter l'identification des causes de ces phénomènes s'ils venaient à se reproduire.

Enfin, le retour d'expérience a mis en évidence des problèmes de temps de chute de barres de contrôle ou de non-chute du fait de dépôts d'aérosols de sodium dans les parties froides des mécanismes de barres. Ce risque est à prendre également en compte à la conception.

Manutention des assemblages combustibles

Des endommagements d'assemblages pendant la manutention en cœur se sont produits dans le FBTR (Inde) en 1987 et dans le réacteur de Joyo (Japon) en 2007. Pour ces réacteurs, il n'existait pas de système de contrôle permettant de s'assurer de l'absence d'obstacle au-dessus des assemblages avant de commencer la manutention. L'incident de Joyo a été causé par des câbles d'instrumentation reliant une capsule expérimentale placée dans le cœur à l'extérieur de la cuve (au travers de la dalle de fermeture) qui n'ont pas été sectionnés correctement avant la manœuvre du bouchon tournant. L'incident n'a pas eu de conséquences radiologiques, mais le bouchon tournant a été endommagé, rendant le réacteur inutilisable (à l'arrêt depuis 2007).

En France, des dispositions avaient d'ores et déjà été prises dans Phénix et Superphénix pour écarter ce risque.

Fuites et feux de sodium

Dans la grande majorité des cas, les dispositifs de détection ont permis de détecter rapidement les fuites de sodium qui se sont produites dans le passé et de limiter l'ampleur du feu de sodium faisant suite à la fuite. Néanmoins, des fuites et des feux de sodium ont fortement pénalisé la disponibilité de certaines installations : on peut citer la fuite survenue dans le réacteur de Monju (Japon) en 1995 qui a conduit à un arrêt de l'installation pendant 15 ans. Dans une moindre mesure, un délai de 3 mois a été nécessaire suite à la fuite du barillet de Superphénix survenue en 1987 entre la détection de la fuite et sa confirmation.

L'IRSN considère que le système de détection doit permettre de détecter sans équivoque la fuite, la localisation de la fuite restant un point délicat.

Réactions sodium-eau

Comme indiqué précédemment, les tubes de GV des SFR constituent des équipements sensibles car l'eau et le sodium ne sont séparés que par une simple paroi et la surface développée de ces tubes est importante.

L'une des RSE emblématique est celle survenue dans le réacteur soviétique BN 350. Les quelques informations disponibles montrent que la réaction a bien été détectée par la mesure de la concentration d'hydrogène dans le sodium, mais que la séquence d'isolement-décompression du GV ne s'est pas enclenchée. Les produits issus de la RSE se sont propagés dans le sodium et ont conduit à la rupture de l'enveloppe du sodium et à un important feu de sodium (a priori non contaminé).

L'événement le plus riche d'enseignements à l'égard de la RSE est survenu en février 1987, dans le réacteur PFR (Prototype Fast Reactor), au Royaume Uni. L'usure locale des tubes d'un GV induite par des frottements contre une virole a conduit, en l'absence de détection de petites fuites d'eau dans le sodium, à la rupture de 40 tubes et à l'endommagement d'une centaine d'autres. Le système de protection du GV affecté (isolement-décompression) a finalement été sollicité par une pression trop élevée dans le réservoir d'expansion de la boucle secondaire. Une fois ce système activé, la vidange du sodium a été ralentie par un bouchon de sodium gelé dans une tuyauterie qui n'était pas préchauffée. Toutefois, la partie de la deuxième barrière de confinement constituée des tubes des échangeurs intermédiaires n'a pas été affectée et aucun relâchement de produits toxiques n'a eu lieu. Cet événement a mis l'accent sur la nécessité de détecter de façon précoce les RSE.

2.6.2 BESOINS DE R&D

Les thèmes de recherche suivants, tirés notamment de la synthèse en référence 37 relative aux SFR, semblent particulièrement importants au regard de la sûreté :

- évolution de la structure et des propriétés thermo-mécaniques des aiguilles de conception innovante (fort taux de combustion, gaine « ODS - Oxide Dispersed Strengthened - », etc.) sous irradiation ;
- étude du comportement des aiguilles de combustible irradiées lors de transitoires de puissance, notamment le fluage du combustible à haute température et l'impact des gaz de fission sur le comportement du combustible (gonflement et éjection du combustible par la pression des gaz) ;
- étude du comportement en transitoires d'aiguilles de conception innovante (combustible hétérogène axial, combustible à fort taux de combustion, nouveaux matériaux de gainage de type « ODS » et nouveaux procédés de fabrication de combustible (U-Pu)O₂) : détermination de la marge à la rupture

- des gaines et à fusion du combustible ;
- étude de l'impact de la géométrie de l'assemblage et des aiguilles sur la phénoménologie de la phase d'excursion primaire, vérification de l'efficacité des dispositifs d'évacuation des matériaux fondus ;
 - mécanismes de relocalisation du combustible fondu, de solidification et de formation de lits de débris dans le récupérateur ;
 - comportement et évolution des bains fondus mixtes (UO₂-acier) après la phase primaire accidentelle (hydrodynamique, stratification) ;
 - phénoménologie et conséquences des interactions thermodynamiques - entrées de sodium dans un bain fondu, contact entre l'acier fondu et le sodium, réaction entre le sodium et le combustible à haute température, en particulier pour des températures du sodium proches du seuil de saturation susceptibles de favoriser une explosion de vapeur (dispersion du combustible hors zone fissile ou accumulation et risque associé de retour en criticité) ;
 - évaluation des termes sources et des rejets toxiques et radiologiques associés - relâchement hors du combustible, transport et rétention des PF, notamment en accident grave, spéciation chimique et partition dans le sodium primaire, comportement des aérosols de sodium (incorporant des PF) et évolutions physico-chimiques dans l'environnement, en particulier en cas de feu de sodium, comportement des PF suite à une interaction sodium-béton (entraînement par les gaz émis lors de l'interaction : H₂O, H₂, CO₂, CO) ;
 - thématiques liées à la forte réactivité du sodium (avec l'oxygène et dans une moindre mesure avec le béton) et aux conséquences induites (production/accumulation d'hydrogène, cinétique de production des aérosols de sodium).

2.7 CONCLUSION

Le SFR dispose d'un retour d'expérience de conception et d'exploitation important avec une vingtaine de réacteurs construits et exploités dans le monde, cumulant ainsi près de 400 années-réacteur de fonctionnement.

Il présente une certaine sensibilité à l'égard de la fonction de maîtrise de la réactivité, le cœur n'étant pas dans sa configuration la plus réactive en fonctionnement nominal : s'il présente une bonne stabilité en cas de faible variation de puissance (fonctionnement normal et incidentel), une augmentation importante de réactivité peut se produire au cours des conditions de fonctionnement accidentelles, dans certaines zones du cœur ou de façon globale, en particulier en cas de vidange du sodium (effet de vide). Des études d'accidents de passage de gaz dans certaines parties du cœur devront permettre de déterminer la tolérance du concept aux effets de vide locaux compte tenu des performances des systèmes de détection déclenchant l'arrêt automatique du réacteur.

Le principal atout des SFR réside dans l'utilisation d'un caloporteur liquide, sous faible pression et dont la température en fonctionnement normal présente une marge importante (300°C) par rapport à sa température d'ébullition, ce qui génère des délais de grâce importants, de l'ordre de plusieurs heures, en cas de perte des moyens de refroidissement.

Toutefois, l'avantage lié à une température élevée d'ébullition doit être modulé du fait que l'intégrité des structures ne pourra pas être maintenue à ces températures.

Le sodium présente par ailleurs un certain nombre d'inconvénients qui ont un fort impact sur la conception de l'installation :

- le sodium réagit violemment avec l'eau et avec l'air. Des efforts sont menés pour prévenir les feux de sodium et les réactions sodium-eau et, le cas échéant, limiter leurs effets dans l'installation ;
- le sodium réagit avec le combustible de type MOX ;
- les aérosols résultant de la combustion du sodium dans l'air sont toxiques ; on notera toutefois que les effets dans l'environnement ne sont pas rémanents.

Qu'il s'agisse du concept « intégré » ou du concept « à boucles », le SFR dispose d'un retour d'expérience en revanche très favorable en matière de radioprotection. L'exposition des travailleurs pour un concept « intégré » est inférieure de l'ordre d'un facteur 10 à celle relevée dans les PWR actuellement en exploitation en France.

La définition de la stratégie de confinement est un enjeu important de la sûreté des SFR de 4^{ème} génération, du fait notamment des possibilités de rejet de sodium primaire hors de la cuve principale en cas d'accident grave et des possibilités de bipasse.

Au final, l'IRSN considère que l'état des connaissances et le retour d'expérience acquis en matière de conception et d'exploitation des SFR permettent d'envisager la réalisation d'un démonstrateur à court terme, dans la première moitié du XXI^{ème} siècle, des matériaux éprouvés étant disponibles aussi bien pour les structures des assemblages que pour les cuves et les tuyauteries. Des efforts particuliers devront être fournis en termes de démonstration de sûreté concernant la maîtrise de la réactivité en situation accidentelle, le comportement en accident grave à court, moyen et long termes et l'évaluation des conséquences associées ainsi que sur les dispositions de prévention de situations telles que la ruine des structures de supportage du cœur ou des cuves principale et de sécurité.

Concernant le suivi en service, il est nécessaire de développer, d'une part des moyens de surveillance et de détection plus performants dans de nombreux domaines (surveillance du cœur, détection des fuites de sodium et de réaction sodium-eau, etc.) afin de prévenir les accidents, d'autre part l'instrumentation nécessaire pour suivre le comportement du cœur en accident et l'évolution du corium en cas d'accident grave. L'IRSN considère que l'inspection en service des structures constitue un point faible du concept.

L'IRSN ne peut se prononcer sur la possibilité d'atteindre, pour un SFR, un niveau de sûreté significativement supérieur à celui visé pour les réacteurs de génération III en cours de construction, compte tenu en particulier des différences de conception et de l'état des études et recherches. L'analyse de sûreté du prototype ASTRID et les résultats des travaux de recherche et développement menés en France et à l'étranger devraient permettre de mieux apprécier le niveau de sûreté qui pourrait être atteint pour ces réacteurs. L'examen du dossier d'options de sûreté de ce réacteur devrait permettre d'évaluer plus précisément la faisabilité et la sûreté de différentes solutions technologiques à l'étude.

3. REACTEURS A TRES HAUTE TEMPERATURE - VHTR

3.1 HISTORIQUE ET PERSPECTIVES DE DEVELOPPEMENT

3.1.1 HISTORIQUE

Le concept de réacteur nucléaire à haute température modéré au graphite et refroidi au gaz fait partie des tout premiers projets d'utilisation de la fission nucléaire à des fins civiles. Ainsi, dès 1947, un projet de réacteur refroidi à l'hélium, dont le combustible était composé d'uranium dispersé dans des boulets d'oxyde de béryllium ou de graphite, fut conçu aux Etats-Unis (référence 38).

Au début des années 50, le Royaume-Uni développa la technologie Magnox⁹ à uranium naturel métallique refroidi au CO₂, mise en œuvre pour les réacteurs de Calder Hall, dont le premier des quatre exemplaires construits fut couplé au réseau en août 1956 (puissance électrique de 60 MW). On notera que les réacteurs Magnox avaient un comportement naturellement sûr en cas de perte du refroidissement, même sans chute des barres absorbantes, mais à condition de conserver l'inventaire en CO₂.

Le réacteur DRAGON, conçu par les Britanniques, fut le premier réacteur à haute température refroidi à l'hélium mis en service (1966). Peu après, le réacteur HTR de Peach Bottom, développé par General Atomics, démarra en mai 1967. L'utilisation de l'hélium, gaz neutre, autorisait des températures au moins deux fois plus élevées que dans les réacteurs Magnox. Dans le même temps, l'Allemagne reprit la technologie inventée aux Etats-Unis dans les années 40 pour développer un concept à lit de boulets en graphite refroidi à l'hélium, qui aboutit à la mise en service du réacteur expérimental AVR en décembre 1967.

De son côté, la France développait la filière des réacteurs UNGG (Uranium Naturel Graphite Gaz) refroidis au CO₂, dont le premier exemplaire situé à Chinon fut couplé au réseau en 1963.

Le succès des premiers réacteurs HTR refroidis à l'hélium a conduit les concepteurs à envisager des modèles industriels de plus forte puissance. Ainsi, les trois premiers HTR furent suivis par la construction de deux centrales prototypes : l'une à Fort Saint-Vrain dans le Colorado (Etats-Unis), l'autre, appelée THTR-300 (Thorium-Hoch-Temperatur-Reaktor), en Rhénanie-du-Nord-Westphalie (Allemagne). Le réacteur de Fort Saint-Vrain, d'une puissance électrique de 330 MW, possédait un cœur composé de blocs prismatiques de graphite contenant le combustible sous forme de particules sphériques agglomérées dans des bâtonnets de graphite (compacts). Le THTR-300, d'une puissance électrique de 300 MW, avait un cœur composé de boulets (voir la Figure 7). Le passage d'une puissance électrique de 15 MW (AVR) à 300 MW fut réalisé en augmentant le diamètre du cœur et la densité de puissance.

Fort Saint-Vrain, couplé au réseau en 1976, fut arrêté en 1989 après 13 ans d'exploitation, pour des raisons économiques dues au coût de la mise au point technique progressive du prototype et à la correction de défauts de conception. Quant au THTR-300, après un délai de construction de 14 ans (1971-1985) marqué par le renforcement des exigences de sûreté qui a suivi l'accident de Three Mile Island, il n'a été exploité que 4 ans. Divers problèmes techniques ont là aussi réduit considérablement la durée de vie de la THTR-300.

⁹ Magnox est la contraction de « **M**agnesium **n**on-**o**xidising » qui désigne l'alliage de magnésium constituant l'enveloppe étanche des barreaux combustibles d'uranium métallique.

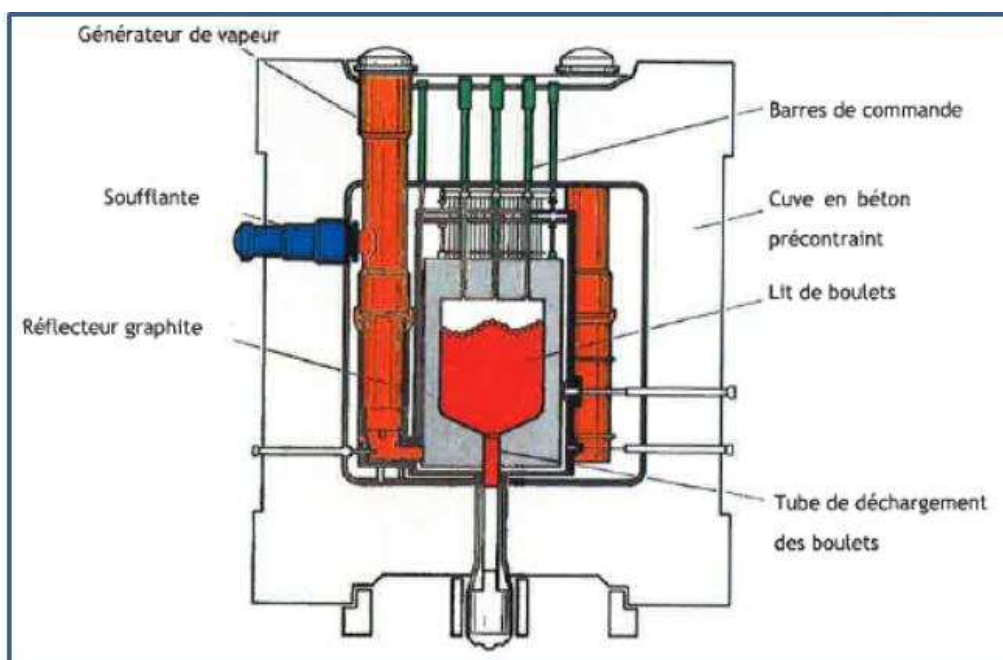


Figure 7 : Schéma du THTR-300

Pendant les années 80, l'état allemand finança des études pour concevoir des HTR de taille encore plus grande que le THTR-300, atteignant une puissance de 3000 MWth. Cependant, l'augmentation de la puissance impliquait la perte des caractéristiques de sûreté passives démontrées avec l'AVR. Siemens/KWU proposa en 1984 un réacteur d'une puissance de 200 MWth, dont la puissance résiduelle pouvait être évacuée au travers de la cuve en acier. Ce réacteur devait pouvoir subir sans dommage des insertions accidentelles de réactivité ou des entrées d'eau. La certification de ce réacteur, dénommé HTR-Modul, se déroula d'avril 1987 à août 1989, mais le projet fut ensuite abandonné pour des raisons économiques et politiques. Il faut noter que le HTR-Modul était conçu pour fournir soit de l'électricité, soit de la chaleur à des procédés industriels (cogénération). Cependant, les efforts des concepteurs pour pénétrer le marché industriel échouèrent.

Après l'abandon de la filière HTR par l'Allemagne et les Etats-Unis, l'Afrique du sud exploita les avancées allemandes pour développer, à partir de 1993, le projet PBMR à lit de boulets, présentant des caractéristiques évoluées (températures plus élevées que le HTR, cycle direct, etc.). Ce projet, proche du concept VHTR, subit plusieurs évolutions majeures au cours de son développement. Il a été finalement abandonné en 2011, après l'arrêt du soutien financier de l'état et faute de client industriel.

Dans les années 90, le concept HTR fut envisagé comme un moyen de réduction du stock russe de plutonium militaire. Ainsi, en 1993 fut lancé le projet russo-américain¹⁰ GT-MHR (600 MWth) qui devait être doté d'une turbine à hélium (cycle de conversion « direct »). Toutefois, bien que le projet n'ait pas été officiellement abandonné, la stratégie russe de réduction des surplus de plutonium militaire repose, depuis 2000, sur la fabrication de MOX pour les PWR et les SFR.

Plus récemment, le Japon a envisagé la conception d'un HTR capable de fournir de la chaleur à des procédés thermochimiques de production d'hydrogène. Dans le cadre de ce projet, JAEA a construit le réacteur

¹⁰ Projet auquel ont participé le MINATOM (Russie), le DOE (EU), General Atomics et FRAMATOME.

expérimental HTTR sur le site d'Oarai. Ce réacteur, d'une puissance de 30 MWth, est conçu pour atteindre la température de 950°C en sortie du cœur ; il a divergé en 1998.

Le dernier en date des réacteurs HTR est le HTR-10 (10 MWth) construit sur le site de l'université de Tsinghua près de Pékin (Figure 8). Il a divergé en 2000 et il est actuellement en exploitation.

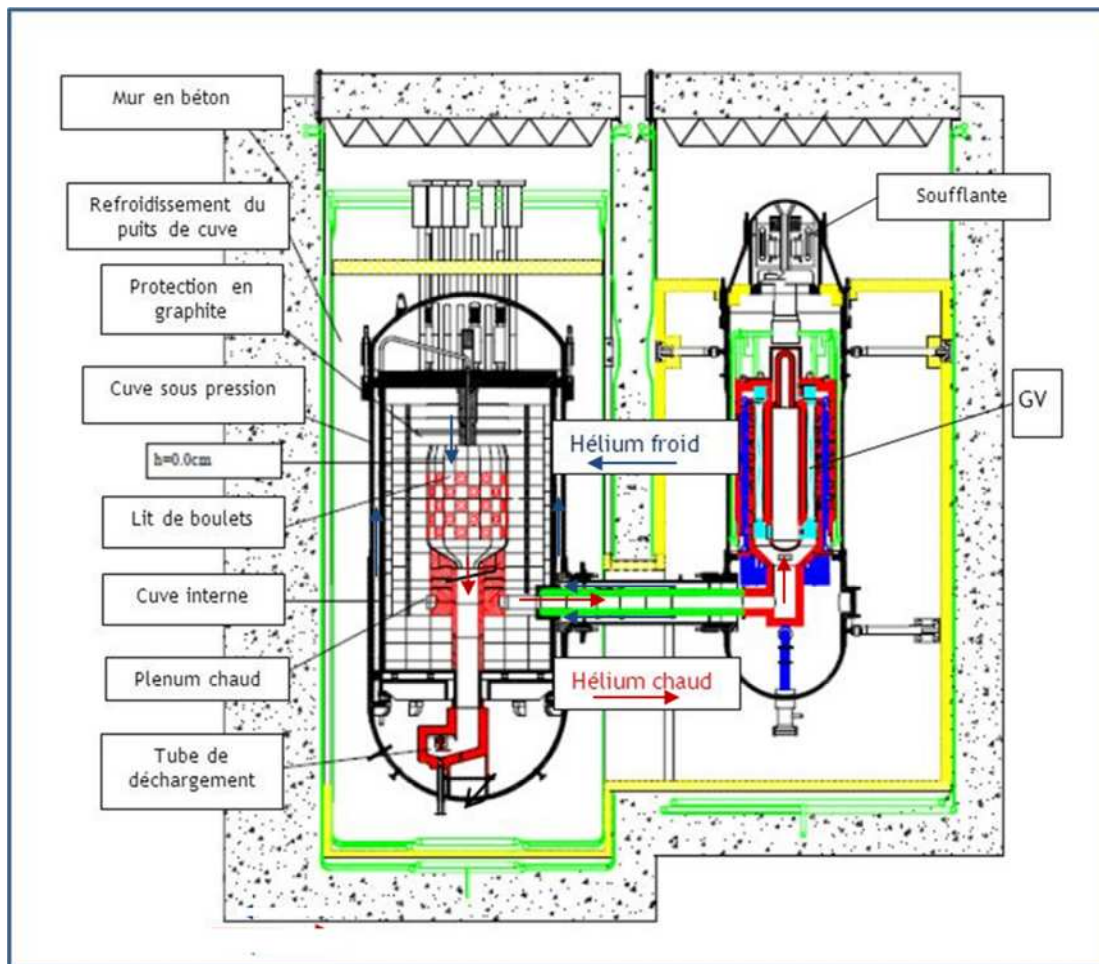


Figure 8 : Coupe du réacteur HTR-10

3.1.2 PROJETS EN COURS ET PERSPECTIVES DE DEVELOPPEMENT

Les études relatives aux réacteurs à haute température refroidis à l'hélium ont été relancées en 2001, lorsque le concept VHTR a été sélectionné par le Forum Generation IV (GIF). Les principaux acteurs de ce renouveau ont été EURATOM, au travers des programmes des PCRD, et le DOE aux Etats-Unis. Le DOE a initié en 2005 le projet NGNP (« Next Generation Nuclear Plant ») qui avait pour objectif la construction sur le site de l'INL (Idaho National Laboratory) d'un réacteur prototype couplé à une installation industrielle de production d'hydrogène (référence 39). Cependant, le DOE s'est récemment désengagé du projet et la NRC a suspendu la procédure de certification. On notera qu'AREVA a développé le projet ANTARES (600 MW thermiques), en partie pour répondre à l'appel d'offres du DOE.

Finalement, après l'abandon du projet sud-africain PBMR, la Chine est le seul pays à développer un prototype de réacteur industriel, le HTR-PM, composé de deux modules de 250 MW thermiques, couplés à une turbine à vapeur et délivrant une puissance électrique de 210 MW. Ce réacteur, dans lequel la température de l'hélium sera limitée à 750°C, est dérivé du projet allemand HTR-Modul. Les autres projets en cours d'étude au Japon et en Corée du

Sud ne semblent pas devoir déboucher à court terme sur un prototype.

En Europe, il faut mentionner l'initiative NC2I-R (FP7), pilotée par la Pologne, qui vise à capitaliser les résultats de la R&D européenne et à promouvoir la construction d'un prototype de réacteur HTR utilisable pour la cogénération de chaleur et d'électricité.

Récemment, les membres du GIF ont révisé le cahier des charges du VHTR (référence 2) en revoyant à la baisse l'objectif de température de l'hélium en sortie du cœur (950°C à 750°C), du moins pour le développement de ce système à moyen terme. En effet, il convient de noter que le marché de la chaleur industrielle, débouché potentiel pour ce réacteur, est très majoritairement demandeur de vapeur d'eau à une température inférieure à 500°C. En revanche, la production d'hydrogène utilisant le cycle iode/soufre, qui requiert des températures supérieures à 950°C, n'a pas connu les développements espérés. Malgré tout, un objectif de 1000°C est conservé pour le long terme.

3.2 PRINCIPALES CARACTERISTIQUES

3.2.1 ELEMENTS DE CONCEPTION GENERALE

Le VHTR (Very High Temperature Reactor) est un réacteur nucléaire à spectre thermique modéré au graphite et refroidi à l'hélium. Le graphite est utilisé à la fois comme modérateur et élément de structure du cœur.

La puissance volumique du cœur d'un VHTR est de l'ordre de 4 à 10 MW/m³ et la puissance thermique généralement visée par les concepteurs est comprise entre 250 MW et 600 MW, pour un rendement thermodynamique d'environ 45%. Le VHTR est un concept modulaire, comme le HTR.

Les propriétés neutroniques du graphite et la faible taille des particules autorisent une grande flexibilité en termes de composition du combustible, tout en conservant un coefficient de puissance négatif pour tous les régimes de fonctionnement.

Le combustible du VHTR est finement divisé sous forme de particules sphériques ($\Phi = 1\text{mm}$) dispersées dans le graphite modérateur. Deux types de cœurs ont été principalement développés : l'un est composé d'un lit de boulets entassés dans une cavité cylindrique (Figure 7), l'autre d'un assemblage de blocs de graphite prismatiques (Figure 9). Pour ces deux types de cœurs, des configurations annulaires sont également envisageables, permettant d'accroître la puissance en préservant l'inertie thermique (projet PBMR ou GT-MHR).

Les assemblages fissiles ou les boulets sont entourés de blocs réflecteurs en graphite et de blocs isolants en carbone.

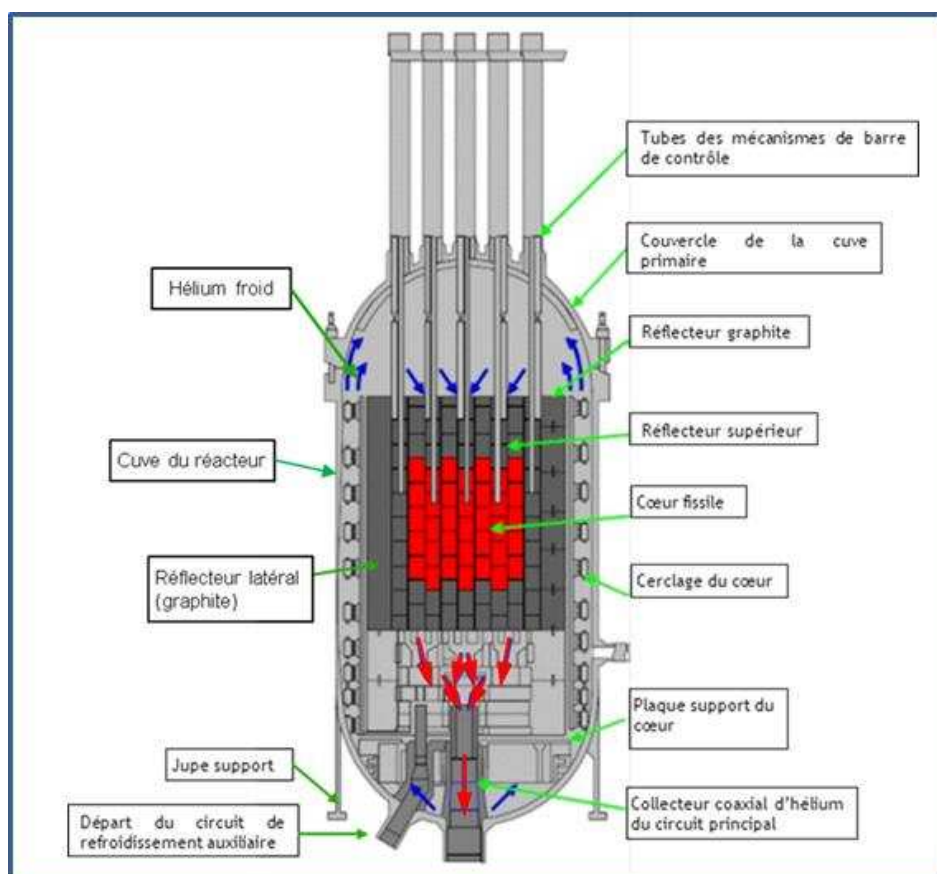


Figure 9 : Coupe de la cuve du HTTR

Il faut noter que pour un VHTR, le combustible et l'hélium sont séparés en général par plus d'1 cm de graphite, alors que le rayon du noyau d'une particule est d'environ $\frac{1}{4}$ de millimètre. Cette disposition élimine quasiment tout risque de contact direct entre le caloporteur et le combustible, en dehors des situations hypothétiques au cours desquelles le cœur serait exposé à une oxydation importante (voir le paragraphe 3.4.1.1).

Le concept VHTR sélectionné par le GIF se caractérise par un cycle direct utilisant la détente de l'hélium primaire dans une turbine (cycle de Brayton ou de Joule) couplée au compresseur. Ce cycle était envisagé notamment pour les projets GT-MHR et PBMR.

Cependant, pour éviter le développement d'une turbine en hélium non refroidie, dont la technologie n'est actuellement pas maîtrisée, des concepts à cycle de Rankine ont également été envisagés. Dans ce cas, après avoir traversé le cœur, l'hélium chaud (de 750°C jusqu'à 1000°C pour le VHTR) est dirigé vers des générateurs de vapeur (GV) connectés aux circuits secondaires d'eau/vapeur. La circulation de l'hélium primaire est assurée par une soufflante.

L'enveloppe sous pression est maintenue à une température significativement inférieure à la limite de fluage en fonctionnement normal par la circulation de l'hélium à la température de la branche froide (Figure 9). Les enveloppes véhiculant l'hélium chaud sont isolées thermiquement sur leur face interne et refroidies sur leur face externe par l'hélium de la branche froide.

Les GV ou la turbine (cycle direct) sont installés dans une cuve séparée de la cuve primaire et connectée à celle-ci par une tuyauterie coaxiale. Du fait de son grand diamètre rapporté à sa longueur, cette tuyauterie est appelée « cross vessel », que l'on peut traduire par « cuve de liaison » (n°3 sur la Figure 10). Il existe également des concepts où le réacteur (cœur, GV et soufflantes) est intégré dans une cuve en béton précontraint.

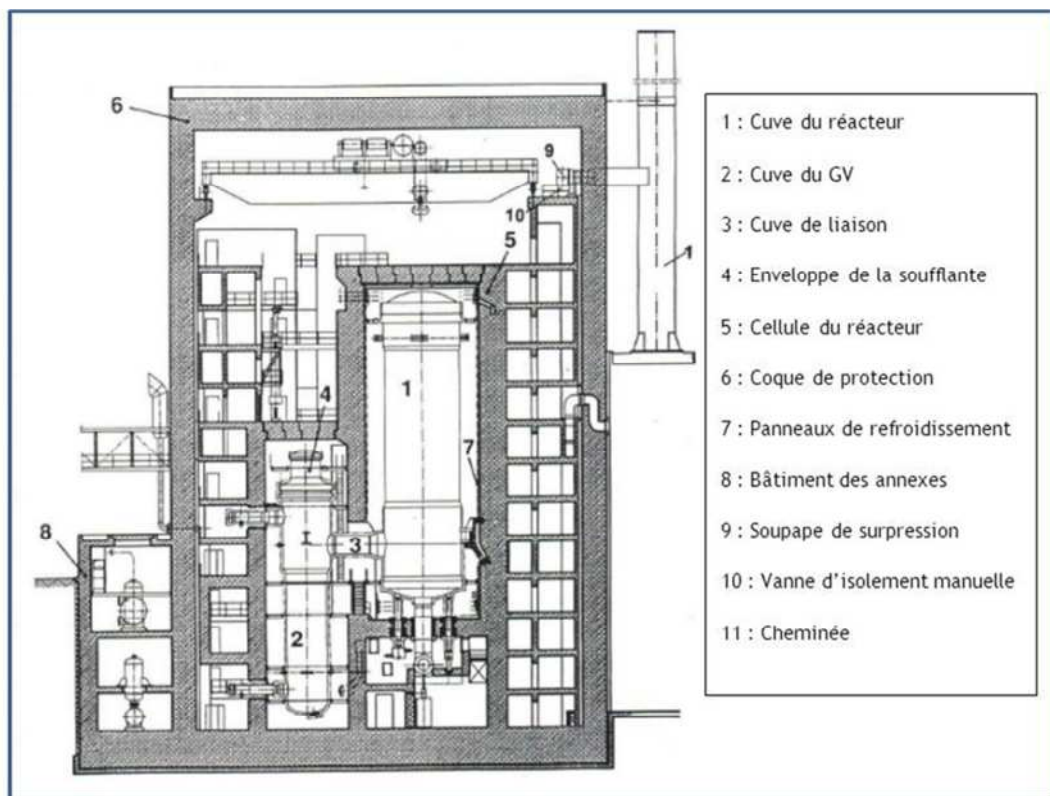


Figure 10 : HTR-Modul - Coupe du bâtiment du réacteur (un module)

Pour les réacteurs utilisant un cycle de Rankine, une alternative à l'implantation de générateurs de vapeur dans le circuit primaire consiste à intercaler un circuit « intermédiaire » en gaz entre le circuit primaire et le circuit de conversion d'énergie (concept ANTARES). Le circuit primaire est alors refroidi par des échangeurs de chaleur intermédiaires (Intermediate heat exchangers - IHX), comme dans le concept SFR. Cette configuration permet de protéger le circuit primaire d'une éventuelle entrée d'eau/vapeur, en cas de fuite au niveau d'un GV.

3.2.2 OPTIONS GENERALES DE SURETE

Comme pour le HTR, l'objectif principal qui guide la conception des VHTR est qu'aucun des accidents envisageables sur l'installation ne puisse engendrer des rejets radiologiques significatifs. En particulier, la conception doit permettre d'éliminer physiquement tout échauffement du combustible au-delà de la limite de température garantissant son étanchéité (1600 °C pour le HTR). Cet objectif se traduit par les principales options de sûreté suivantes :

- dimensionnement du cœur (taille, puissance volumique, réserve de réactivité) pour que l'enveloppe du combustible soit préservée ainsi que la stabilité des structures du cœur, dans tous les transitoires accidentels retenus pour la démonstration de sûreté ;
- recherche de coefficients de contre-réaction neutronique permettant la réduction de la puissance du cœur en cas de perte du refroidissement (perte de la source froide ou dépressurisation), sans nécessité d'un arrêt d'urgence ;
- dimensionnement du cœur pour éviter la dégradation du combustible en cas d'entrée d'eau (accroissement de la modération) et de retrait intempestif des barres absorbantes ;
- refroidissement du puits de cuve et de la cuve (deuxième barrière) assuré par un circuit externe

capable de fonctionner en convection naturelle (en particulier en cas de perte des sources électriques) ;

- purification poussée en continu et surveillance de l'activité de l'hélium primaire ;
- dans le cas d'un circuit secondaire d'eau/vapeur : limitation par conception de la quantité d'eau pouvant être introduite dans le cœur en cas d'accident et minimisation de l'insertion de réactivité induite (optimisation du cœur).

Ces options sont valables pour les réacteurs à boulets ou à cœur prismatique.

Pour ce qui concerne le premier point de la liste ci-avant, la démarche de conception du cœur consiste à limiter sa densité de puissance dans la zone où les températures maximales seraient atteintes en cas d'accident (divers transitoires à envisager). La distribution axiale de puissance impose ensuite la puissance totale du cœur. Ainsi, en cas de défaillance du refroidissement normal, la chaleur est stockée d'abord dans le cœur lui-même, puis dans le réflecteur en graphite, avant d'atteindre la cuve. Le cœur s'échauffe jusqu'à ce que le flux de chaleur radial équilibre la puissance résiduelle. Le flux de chaleur sortant de la cuve est alors essentiellement fonction du gradient thermique radial ; le respect du critère de température maximale du combustible conditionne donc le diamètre maximal du cœur.

3.2.3 CALOPORTEUR

Les principales qualités de l'hélium sont la transparence aux neutrons, l'absence d'activation et de réaction chimique avec les matériaux du réacteur. L'utilisation d'un caloporteur gazeux permet d'atteindre des températures très élevées de fonctionnement.

A volume égal, comparé aux caloporteurs liquides, l'hélium n'apporte qu'une faible contribution à l'énergie thermique potentiellement stockée dans le circuit primaire en cas de défaut de refroidissement. Ainsi le produit de sa densité par sa capacité calorifique à pression constante ($\rho \cdot C_p$) vaut $25,8 \text{ kJ} \cdot \text{m}^{-3} \cdot \text{K}^{-1}$ pour l'hélium (conditions moyennes en entrée du cœur) contre $3976 \text{ kJ} \cdot \text{m}^{-3} \cdot \text{K}^{-1}$ pour l'eau dans les conditions du circuit primaire d'un PWR (15 MPa, 300°C).

A haute température, les impuretés présentes dans l'hélium à l'état de traces (O_2 , CO , H_2O , PF, etc.) peuvent réagir chimiquement avec le graphite et l'enveloppe primaire, d'autant plus qu'il ne se forme pas de couche de passivation sur les métaux. L'option choisie est de purifier l'hélium en permanence pour contrôler sa teneur en humidité, en hydrocarbures, en gaz carbonique et pour extraire le tritium et certains produits de fission.

3.2.4 MODERATEUR

Le graphite synthétique à usage nucléaire (référence 40) est fabriqué à partir d'un mélange de coques de pétrole ou de houille, de carbone et d'un liant (résine). Ce mélange est moulé et transformé en graphite par chauffage au-delà de 2000°C (idéalement 2800°C) pour les blocs prismatiques. Les boulets ne peuvent être portés à des températures aussi élevées à cause de la présence des particules de combustible. C'est pourquoi ils comportent après traitement une phase carbonée résiduelle dont les propriétés sont différentes de celles du graphite (moindre résistance mécanique, porosité plus élevée, etc.).

Les principaux avantages du graphite comme modérateur sont :

- l'abondance de la matière première ;
- sa faible absorption neutronique dans le spectre thermique (surtout influencée par les impuretés) ;
- sa tenue à très haute température (plus de 3000°C) ;
- sa bonne conductivité thermique.

Le graphite a un pouvoir modérateur plus faible que les matériaux hydrogénés et se trouve donc en grande quantité dans le cœur (environ 800 t pour un cœur de 600 MWth à l'UO₂ enrichi). Les cœurs HTR sont de grande taille, mais cela leur confère une grande inertie thermique ($\rho \cdot C_p = 3200 \text{ kJ.m}^3 \cdot \text{K}^{-1}$ à 1000°C).

Les produits de base et le procédé utilisés pour la fabrication ont une influence essentielle sur le comportement des éléments en graphite lorsqu'ils sont irradiés. L'irradiation engendre rapidement une contraction dimensionnelle des éléments du cœur, plus ou moins anisotrope¹¹ suivant la méthode de fabrication retenue (extrusion ou compression statique isotrope). Cette contraction est suivie d'une dilatation lorsque la fluence dépasse un certain seuil (Figure 11). Les éléments du cœur doivent être remplacés lorsque leur gonflement induit des contraintes mécaniques trop importantes dans le cœur. Ce phénomène est moins sensible lorsque la température d'irradiation augmente ; il existe également un phénomène de « recuit » au-delà de 1200°C qui annule partiellement les effets de l'irradiation. Le graphite est également soumis au fluage d'irradiation qui se superpose au gonflement.

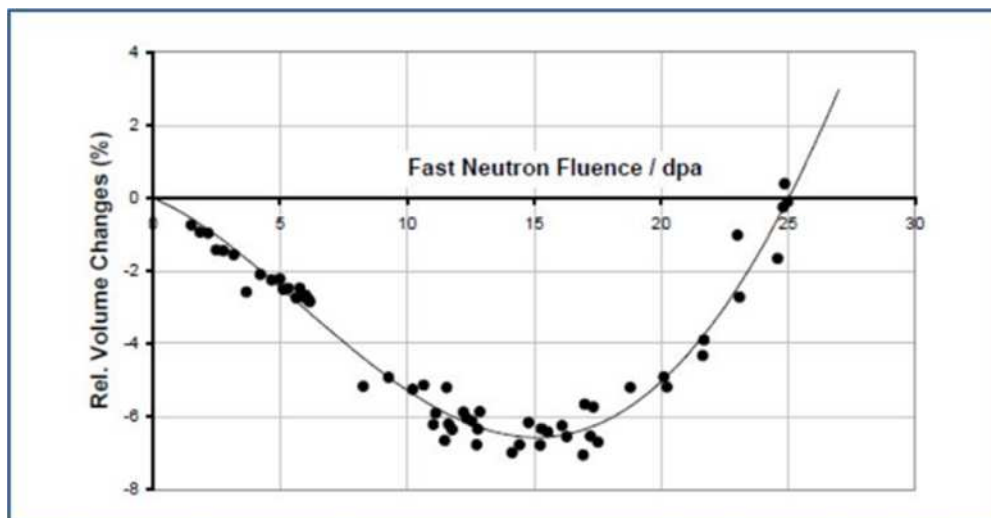


Figure 11 : Variations relatives de volume pour des échantillons de graphite ATR-2E en fonction de l'irradiation, à 600°C (d'après la référence 41)

L'irradiation engendre également une baisse rapide de la conductivité thermique du graphite. La variation de conductivité est ainsi le paramètre essentiel pour le dimensionnement du réacteur à l'égard de l'accident de perte de refroidissement.

Enfin, le module d'Young (module d'élasticité) du graphite s'accroît sous l'irradiation : il est multiplié en moyenne par 2 à 2,5 sur la durée de vie des blocs ou des boulets.

¹¹ Le graphite est un matériau anisotrope qui se compose d'un empilement de feuillets dont la structure cristalline est hexagonale. Cependant, le graphite de synthèse est formé d'un assemblage de particules dans lesquelles les feuillets sont agglomérés plus ou moins aléatoirement, ce qui lui donne un caractère relativement isotrope à l'échelle macroscopique.

En conclusion, la pureté et l'isotropie sont les principales qualités recherchées pour le graphite des VHTR. Les caractéristiques du graphite évoluent de façon importante sous irradiation. Cependant, les températures élevées du graphite dans ces réacteurs limitent l'importance de certains phénomènes (baisse de la conductivité thermique et gonflement).

Cas des poussières de graphite

Une particularité des réacteurs modérés au graphite est la production de poussières carbonées dans le circuit primaire. Or les poussières sont un vecteur potentiel de la contamination, particulièrement important en cas d'accident de dépressurisation du circuit primaire (remise en suspension).

La quantité de poussière qui serait produite dans un VHTR est difficile à estimer. Une synthèse des études disponibles sur les HTR a été réalisée en 2005 dans le cadre du projet européen RAPHAEL. Pour le THTR-300 (lit de boulets), la densité de poussière déposée à la surface du circuit primaire, mesurée après 480 JEPP (Jours Equivalents à Pleine Puissance), était de 1 mg/cm². Mais il existe des zones d'accumulation de poussière, notamment au niveau des échangeurs de chaleur ou des GV. C'est pourquoi la masse de poussière produite annuellement dans un HTR est estimée entre quelques kilogrammes et une centaine de kilogrammes. Par contre, l'hélium circulant contient peu de poussières.

Les cœurs composés de blocs prismatiques génèrent a priori moins de poussières que les lits de boulets. D'une part, les boulets sont continuellement soumis à des frictions et d'autre part, leur graphitisation est incomplète ce qui les rend plus sensibles à l'abrasion. Par ailleurs, l'homogénéisation de l'irradiation des boulets nécessite de les remettre dans le cœur plus d'une dizaine de fois chacun au cours de leur vie. A cet égard, le système de transfert des boulets doit être spécialement conçu pour minimiser la production de poussière et assurer son éventuelle récupération.

3.2.5 COMBUSTIBLE

Le combustible TRISO des HTR est constitué d'un noyau sphérique de matière fissile enrobé de quatre couches successives faisant barrière aux produits de fission. Le diamètre du noyau fissile est d'environ 0,5 mm et celui de la particule TRISO de 1 mm. Les particules TRISO (Figure 12) sont dispersées dans une matrice de graphite constituant les éléments combustibles. Ils se présentent sous la forme de « boulets » ou de « compacts ». Le combustible TRISO est envisagé aussi pour le VHTR.

La fabrication des particules commence par la formation des noyaux de combustible issus par exemple de gouttelettes de résine gélifiées dans une solution d'ammoniaque (procédé sol-gel). Ces gouttelettes sont ensuite calcinées pour obtenir des particules solides. Il faut alors trier mécaniquement les particules obtenues afin de ne retenir que celles dont la forme est la plus proche d'une sphère. Le « buffer », les couches de carbone pyrolytique et la couche de carbure de silicium sont obtenues par déposition en phase gazeuse dans un réacteur thermo-chimique.

Le « buffer » en carbone poreux permet de limiter la pression dans la particule (estimée tout de même à près de 70 MPa en fin de vie). Il protège les couches suivantes en retenant une partie des produits de fission et en absorbant leur énergie cinétique. Enfin, il constitue un tampon protégeant le carbone pyrolytique des réactions

avec l'oxygène libéré par les fissions dans le combustible, cette fonction étant très importante, surtout pour un noyau uniquement composé d'oxyde.

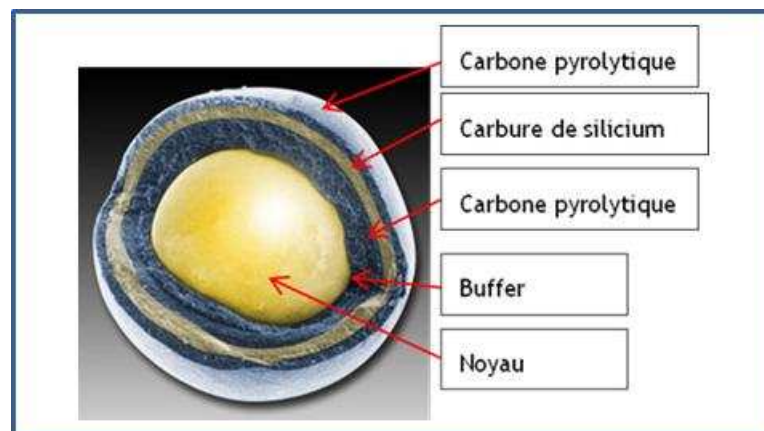


Figure 12 : Particule TRISO

Les couches de carbone pyrolytique participent à l'étanchéité, notamment à l'égard des gaz rares et des halogènes.

La couche de carbure de silicium (SiC) présente une grande résistance mécanique et thermique. Elle assure l'étanchéité à l'égard des produits de fission (les plus notables étant les isotopes 134 et 137 du césium ainsi que l'isotope 90 du strontium) et du tritium.

Qualification du combustible TRISO pour le HTR

Une étape essentielle de la qualification du combustible TRISO consiste à relier les paramètres de fabrication à la qualité et aux performances du combustible. L'approche développée est de nature semi-empirique.

En premier lieu, cette approche se fonde sur différentes techniques de contrôle des particules, comprenant notamment des mesures de densité, de sphéricité et des contrôles destructifs. Par exemple, la bonne sphéricité des particules est importante pour éviter les concentrations de contraintes dans l'enveloppe de carbure de silicium ; l'isotropie des couches de pyrocarbone est également évaluée. **Il convient de noter qu'étant donné le grand nombre de particules produites et l'impossibilité (actuellement) de les contrôler toutes, des particules défailtantes sont introduites dans le cœur avec le combustible neuf.** Les concepteurs ont donc déterminé par échantillonnage un taux de défaillance attendu des particules. Pour les dernières fabrications allemandes, ce taux correspondait à une fraction de particules défailtantes de 3.10^{-5} dans le combustible neuf. Ainsi, pour l'analyse de sûreté du HTR-Modul, une fraction de 6.10^{-5} avait été retenue pour le combustible neuf.

En second lieu, la qualification du combustible comprend classiquement des essais d'irradiation de particules qui ont été réalisées dans les conditions du fonctionnement normal d'un HTR, jusqu'à des taux de combustion maximaux compris entre 9 at% et 11 at%. En s'appuyant sur les résultats des irradiations, pour le HTR-Modul, la fraction de particules défailtantes au cours de l'irradiation a été estimée à 2.10^{-5} .

La contamination externe des particules et du graphite étant très faible, les particules défailtantes avant et pendant l'irradiation représentent l'essentiel des sources de radioéléments dans le circuit primaire. Garantir des taux de défaillance très faibles est donc essentiel pour la démonstration du respect des limites de rejets en fonctionnement normal.

Enfin, pour qualifier le combustible en fonctionnement accidentel, des lots irradiés sont soumis à des tests de réchauffage pendant quelques centaines d'heures. Pour la qualification du combustible allemand, plusieurs séries de tests ont été réalisées entre 1600°C et 1800°C dans l'installation KÜFA du centre allemand de Jülich. Ces tests ont montré que les particules restaient quasiment étanches¹² jusqu'à environ 1600°C et qu'à cette température, aucune défaillance supplémentaire n'était observée. Ces tests n'ont pas révélé d'effet falaise concernant l'étanchéité de particules, mais une dégradation progressive de leur étanchéité et un accroissement du taux de défaillance a été observé à partir de 1600°C. Ainsi, pour le HTR-Modul, l'analyse statistique des tests de réchauffage a conduit à définir un taux de particules défaillantes de 6.10^{-5} en conditions accidentelles (une valeur de 6.10^{-4} a été retenue pour l'analyse de sûreté). Ce taux a été jugé compatible avec les limites de rejets en fonctionnement accidentel. **Les concepteurs allemands ont donc retenu la température de 1600°C comme une limite conservative dont le respect dans les situations accidentelles permet de garantir l'étanchéité des particules TRISO.** Il convient de noter que cette température limite est associée à une fabrication spécifique et à un burn-up maximum ; elle n'est ni une limite de dimensionnement ni une limite technologique pour les particules TRISO.

En conclusion, le combustible HTR est aujourd'hui qualifié pour un taux de combustion maximal de 11 at% et des températures maximales inférieures à 1250°C et 1600°C, respectivement en fonctionnement normal et accidentel (référence 47). Cependant, concernant la modélisation du comportement des particules, il apparaît que les phénomènes complexes mis en jeu ne sont pas totalement expliqués ou identifiés. C'est le cas notamment de la diffusion de l'isotope 110m de l'argent (^{110m}Ag) à travers la couche de SiC (référence 45). Par ailleurs, il faut noter qu'il n'a pas été fabriqué de combustible à base de plutonium.

Qualification du combustible pour le concept VHTR

On peut retenir, que pour un VHTR, l'objectif serait de fabriquer un combustible qualifié pour un taux de combustion de 15 at% et une limite de 1800°C. En fonctionnement normal, la température maximale du combustible atteindrait 1250°C.

L'augmentation des températures de fonctionnement dans le VHTR par rapport au HTR entraîne une réduction importante de la marge par rapport à la température maximale du combustible TRISO en fonctionnement normal et accidentel. En fonctionnement normal, la marge était d'environ 330°C¹³ pour le HTR-Modul, pour une température moyenne de l'hélium de 700°C en sortie du cœur. Cette marge serait donc a priori très faible pour une température de l'hélium de 950°C, si la limite admissible définie pour les particules TRISO en fonctionnement normal (environ 1250°C) était conservée. Les incertitudes sur la température du combustible peuvent être affinées, mais il existe des facteurs d'incertitudes qui ne peuvent être diminués tels que ceux associés aux trajectoires aléatoires des boulets dans le cœur. Il en est de même des variations locales du débit d'hélium (bypasses, densité du lit). Au total, ces incertitudes avoisineraient les 200°C pour un réacteur à boulets. Dans le cas du réacteur à cœur prismatique, de nombreux bypasses entre les blocs et dans le réflecteur induisent également une incertitude sur la température du combustible, bien qu'elle soit au global moins importante que pour le lit de boulets.

¹² C'est-à-dire que le taux de rétention des PF significatifs pour le terme source (iode, césium et strontium) était peu modifié pendant la durée du test par rapport au fonctionnement normal.

¹³ Seuil de 1200°C retenu en fonctionnement normal, soit une température nominale maximale du combustible de 870°C.

Pour traiter ces problèmes, plusieurs programmes de R&D ont été développés afin de tester dans un premier temps les limites du combustible TRISO. A titre d'illustration, on peut citer les travaux des projets européens RAPHAEL et ARCHER. Sur la Figure 13 sont présentés les résultats d'un essai d'irradiation (HFR-EU1bis), dans l'installation HFR de Petten (Pays-Bas), de cinq boulets fabriqués en Allemagne en 1987 et contenant au total 47 800 particules. Ces boulets ont été irradiés à des températures comprises entre 950°C et 1250°C (températures représentatives d'un VHTR) et jusqu'à un taux de combustion de 11 at%. Le taux de relâchement de cinq isotopes a été mesuré en continu lors de l'irradiation, en analysant l'hélium de refroidissement. Pendant l'essai, les taux mesurés sont toujours au moins cinq fois inférieurs à ceux qui résulteraient de la perte de l'étanchéité d'une seule particule. Seules des pertes partielles d'étanchéité des particules peuvent expliquer l'accroissement des rejets constatés au cours de l'irradiation.

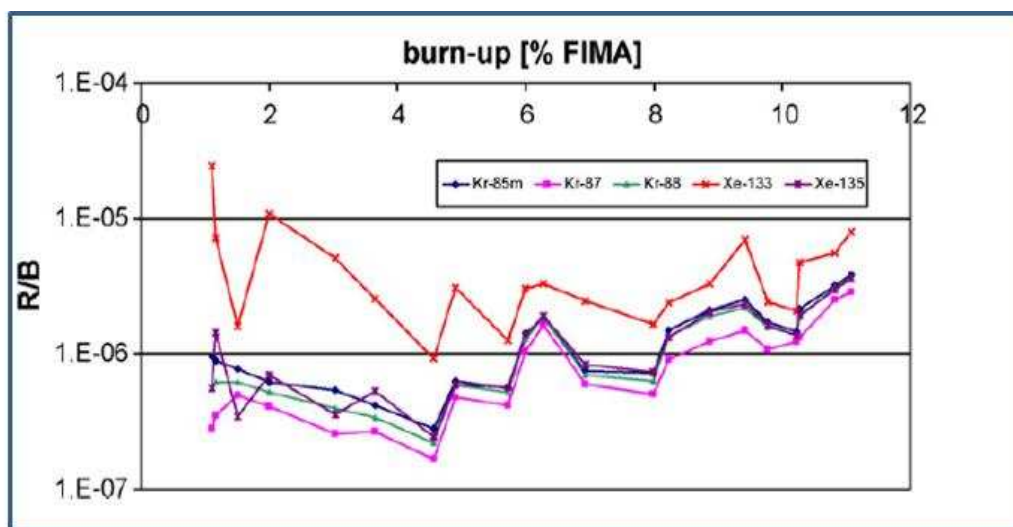


Figure 13 : Taux de relâchement de cinq isotopes radioactifs du krypton et du xénon pour des températures d'irradiation comprises entre 950°C et 1250°C (référence 44)

Lorsque la température du combustible atteint 1250°C, certains produits de fission métalliques traversent la couche de SiC. C'est le cas notamment de l'isotope Ag^{110m14} qui a été mis en évidence dans les réacteurs DRAGON et AVR (référence 43). Bien que produit en faible quantité, cet isotope peut atteindre l'hélium et se déposer sur les parties les plus froides du circuit primaire (échangeur ou GV, soufflantes). Cette contamination poserait problème pour les opérations de maintenance des équipements. Le mécanisme qui permet à l'argent de traverser la couche de SiC n'est pas totalement expliqué aujourd'hui. Quoi qu'il en soit, la limite de 1250°C, assortie d'une marge dépendant de l'incertitude sur la température du combustible, fournit un critère de sûreté pour le combustible en fonctionnement normal.

Des tests de réchauffage à 1600°C ont été réalisés dans l'installation KÜFA avec les boulets de l'essai HFR-EU1bis. Lorsque l'on compare ces tests à ceux réalisés sur des boulets irradiés pour la qualification du combustible du HTR-Modul, on constate un accroissement notable du rejet de césium issu des particules des échantillons HFR-EU1bis (facteur 100). Ces résultats semblent montrer, selon la référence 54, que les conditions d'irradiation de HFR ont excédé les limites acceptables pour ces combustibles. Ces résultats doivent cependant être confirmés par

¹⁴ L'isotope Ag^{110} métastable est produit par activation de l'isotope Ag^{109} et a une période de 253 jours. L'isotope Ag^{111} , également issu de l'activation de l' Ag^{109} , peut être rejeté dans le circuit primaire mais sa période n'est que de 7,5 jours.

d'autres irradiations, car les conditions effectivement reproduites dans HFR ne sont pas totalement représentatives (irradiation accélérée, excursions de températures au cours de l'irradiation, etc.).

Quoi qu'il soit, l'IRSN considère que le combustible TRISO constitue potentiellement l'atout majeur du concept VHTR, même si les combustibles actuels ne sont pas encore qualifiés pour les conditions de fonctionnement visées.

A cet égard, plusieurs pistes d'amélioration des performances du combustible sont envisagées, notamment dans le domaine des matériaux d'enrobage (utilisation du ZrC au lieu du SiC) et des méthodes de contrôle de la qualité du combustible.

3.2.6 BARRIERES DE CONFINEMENT

D'après les concepteurs, le VHTR possède les mêmes barrières qu'un PWR, mais l'importance accordée à chacune d'entre elles est différente. Le schéma des barrières d'un VHTR est présenté sur la Figure 14.

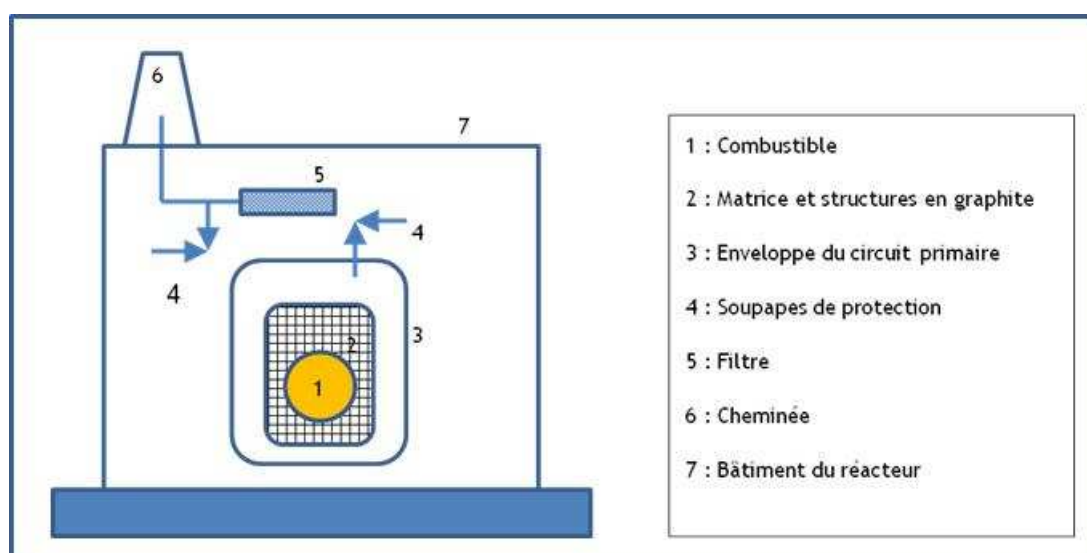


Figure 14 : Schéma du confinement de type HTR-Modul

Dans l'exemple schématisé ci-dessus, la première barrière est constituée par l'enveloppe des noyaux combustibles de particules TRISO (1). L'enveloppe métallique du circuit primaire constitue la deuxième barrière (3). Le circuit primaire est protégé d'une éventuelle surpression par des soupapes rejetant dans l'enceinte du réacteur (4). Enfin, le bâtiment du réacteur est ventilé en permanence et il est muni de soupapes de protection (4) et de filtres (5). En effet, contrairement au bâtiment du réacteur d'un PWR, il n'est pas conçu pour résister à une surpression interne. En pratique, le bâtiment du réacteur d'un HTR ne peut pas être qualifié de barrière de confinement ; il a surtout une fonction de protection contre les agressions externes.

3.3 MAITRISE DES FONCTIONS DE SURETE

Dans les paragraphes suivants, la façon dont sont assurées les fonctions de sûreté ainsi que la stratégie pour maîtriser les principaux scénarios accidentels sont détaillées en se référant aux projets HTR-Modul et HTTR. Ces considérations sont valables pour le concept VHTR.

3.3.1 MAITRISE DE LA REACTIVITE

Caractéristiques intrinsèques

Le cœur d'un VHTR est conçu (densité de matière fissile, enrichissement, vecteurs isotopiques) pour que le coefficient de contre-réaction lié à la puissance soit toujours négatif et essentiellement piloté par l'effet Doppler et l'effet d'échauffement du modérateur. Une augmentation de température du combustible, pour tous les niveaux de puissance, engendre une réduction de la puissance du cœur. Ainsi, l'arrêt d'urgence n'est pas nécessaire à court terme en cas de perte du refroidissement ou de dépressurisation du circuit primaire : l'échauffement du cœur est suffisant pour étouffer la réaction en chaîne et stabiliser le cœur à un niveau de puissance faible. L'insertion d'un absorbant est requise afin de maîtriser l'effet de la disparition du xénon qui conduit à une remontée de la puissance du réacteur (faible) après quelques heures.

Les effets en réactivité d'un sur-refroidissement, dont l'amplitude peut être par ailleurs limitée par la conception des circuits, sont amortis par l'inertie thermique du graphite.

Enfin, contrairement aux réacteurs à spectre rapide et à caloporteur liquide ou gazeux, le cœur mécaniquement compact du VHTR est peu sensible aux ébranlements mécaniques. Cependant, des perturbations de la stabilité du cœur peuvent engendrer des variations de puissance. De telles perturbations peuvent survenir en cas de séisme mais également en fonctionnement normal ; il s'agit notamment :

- des déformations de l'empilement des blocs de graphite dues à l'irradiation et aux dilatations thermiques (retour d'expérience de Fort Saint-Vrain) ;
- des variations aléatoires de densité du lit de boulets.

Systèmes d'arrêt du réacteur

Deux systèmes d'arrêt diversifiés et redondants sont prévus : un système de barres absorbantes (B_4C en général) complété par exemple par des réservoirs contenant des billes de carbure de bore. Ces réservoirs situés en partie haute du réacteur peuvent être vidangés par gravité dans des cavités ménagées dans le réflecteur. En cas d'échauffement anormal du cœur, leur vidange peut également être déclenchée par un système passif utilisant le principe du point de Curie. Un tel système était installé à Fort Saint-Vrain¹⁵.

Pour les réacteurs à cœur prismatique, les barres absorbantes peuvent être insérées dans et autour du cœur. Par contre, il n'est pas envisageable d'enfoncer des barres absorbantes directement dans un lit de boulets ; celles-ci sont donc insérées dans le réflecteur. Enfin, l'injection d'azote peut également contribuer à l'arrêt à froid du réacteur, en cas de dépressurisation par exemple (AVR).

3.3.2 EVACUATION DE LA PUISSANCE RESIDUELLE

Après un arrêt normal, la puissance résiduelle est évacuée par les circuits normaux (circuits de démarrage/arrêt) et le circuit de refroidissement du puits de cuve. Afin de réduire le délai nécessaire à l'atteinte de la température autorisant la manutention du combustible, le réacteur peut être équipé d'un circuit dédié au refroidissement à l'arrêt.

¹⁵ Il faut noter qu'à Fort Saint-Vrain, contrairement au HTR-Modul, le système d'arrêt est nécessaire en cas de perte du refroidissement du cœur.

En cas de défaillance des circuits normaux de refroidissement ou d'accident de dépressurisation, l'évacuation de la puissance résiduelle est réalisée uniquement par conduction dans le cœur et convection/rayonnement de la cuve principale vers le circuit de refroidissement du puits de cuve. Ce circuit, qui est en permanence en service, est dimensionné pour maintenir la cuve et le béton du puits de cuve à des températures acceptables à l'égard de leur tenue mécanique. Il peut être conçu pour fonctionner en convection naturelle. Le circuit de refroidissement du puits de cuve est un équipement conçu selon les règles applicables aux éléments essentiels pour la sûreté (niveau de qualité élevé, architecture redondante, secours électriques, etc.).

Le béton du puits de cuve et son environnement (sol, air, etc.) contribuent également à évacuer la puissance résiduelle du réacteur. L'inertie du cœur et des structures environnantes permet de limiter la hausse des températures de la deuxième barrière. A titre d'exemple, le concepteur du HTR-Modul a évalué les températures du combustible et des structures en cas de dépressurisation du réacteur et de défaillance de tous les systèmes de refroidissement. Dans ce cas, la cuve du réacteur atteindrait localement une température de 600°C, mais ses supports ne dépasseraient pas 300°C, ce qui ne remettrait pas en cause leur tenue. De plus, la défaillance du circuit de refroidissement du puits de cuve n'aurait pas d'influence sur la température maximale atteinte par le combustible qui est de 1620°C. Par contre, la température de la face interne du puits de cuve serait alors légèrement inférieure à celle de la cuve, ce qui engendrerait la dégradation du béton en surface. Etant donné ces résultats, le délai de grâce pour refroidir le puits de cuve a été estimé à une quinzaine d'heures.

3.3.3 CONFINEMENT DES MATIERES RADIOACTIVES

La fonction de confinement est assurée par trois barrières successives et le système de filtration/ventilation du bâtiment du réacteur. Cependant ces barrières n'ont pas toutes la même efficacité. En effet, en se fondant sur la robustesse de la première barrière (TRISO), les concepteurs n'ont attribué aux deux autres barrières qu'une fonction de rétention relative.

En pratique, la deuxième barrière présente un taux de fuite significatif en fonctionnement normal. A titre d'exemple, le taux de fuite estimé pour le HTTR est d'environ 75% en masse par an. Dans le passé, ces fuites ont été considérées comme acceptables au vu des faibles conséquences radiologiques qu'elles engendraient. Néanmoins, on notera par exemple que le circuit primaire du THTR était entouré d'une zone contrôlée constituée de locaux maintenus en dépression par rapport au bâtiment du réacteur, afin de réduire l'exposition des opérateurs.

En cas de brèche primaire, le circuit serait dépressurisé en quelques minutes et la pression dans le bâtiment du réacteur augmenterait rapidement. La nature non condensable de l'hélium et sa température élevée font que cette pression diminuerait moins vite qu'en cas de rejet de vapeur d'eau par exemple. Toutefois, l'hélium est censé être peu contaminé en fonctionnement normal et la dépressurisation n'engendrerait pas de dégradation des particules (au moins à court terme). Ces deux éléments spécifiques au VHTR expliquent l'approche particulière des concepteurs qui n'ont pas cherché à réaliser un confinement à court terme des rejets potentiels. Ainsi, en cas de dépressurisation brutale, la pression à l'intérieur du bâtiment du réacteur serait écrêtée par des soupapes de protection (principe du HTR-Modul) tarées à quelques dizaines de millibars. Le rejet aurait alors lieu directement à la cheminée, sans filtration. Une fois les soupapes de protection refermées, les rejets pourraient à nouveau être filtrés. Après le transitoire de dépressurisation, la pression dans le bâtiment du réacteur est proche de la pression atmosphérique. Il n'y aurait plus de pression motrice engendrant un risque de dispersion ultérieure des rejets hors

du bâtiment du réacteur. En effet, seul l'échauffement du cœur pourrait faire augmenter légèrement la pression dans le bâtiment du réacteur, l'injection d'hélium supplémentaire dans le circuit primaire n'étant pas nécessaire. Le bâtiment du réacteur jouerait alors un rôle important dans la rétention des éléments radioactifs.

Ainsi, la démarche de sûreté pour le confinement est plutôt fondée, pour le court terme, sur la prévention de la contamination de l'hélium primaire, sa surveillance continue et sa purification.

Dans les concepts de HTR développés jusqu'à présent, l'IRSN constate que seule la première barrière présente réellement une fonction d'étanchéité efficace ; cette particularité serait reconduite pour le VHTR. **Cependant, même si l'hélium est peu contaminé, il conviendrait de réviser la stratégie de confinement du HTR pour améliorer ses performances afin de répondre aux objectifs visés pour des réacteurs de quatrième génération. En particulier, des dispositions de conception permettant de limiter les conséquences dans l'environnement d'une dépressurisation brutale devraient être étudiées.** Si l'on se réfère par exemple au THTR, les locaux entourant le circuit primaire devraient pouvoir jouer le rôle de zones-tampons entre le circuit primaire et le bâtiment du réacteur.

De même, l'IRSN rappelle que les risques de bypasses de l'enceinte doivent être limités afin d'éviter les rejets non filtrés. A cet égard, dans le concept HTR-Modul, le circuit de purification d'hélium est situé dans un bâtiment annexe, mais les circuits sortant du bâtiment du réacteur sont isolables (vannes redondantes). Pour le futur HTR-PM, tous les circuits d'hélium primaire seraient situés dans le bâtiment du réacteur.

3.4 ANALYSE DES RISQUES

3.4.1 RISQUES INHERENTS AU CONCEPT

3.4.1.1 Entrée d'air et risque de feu de graphite

L'entrée d'air dans le circuit primaire engendre les réactions suivantes avec le graphite :

- $C + O_2 \rightarrow CO_2$ (formation de dioxyde de carbone, réaction exothermique) ;
- $2C + O_2 \rightarrow 2CO$ (formation de monoxyde de carbone, réaction exothermique) ;
- $C + CO_2 \rightleftharpoons 2CO$ (équilibre de Boudouard, réaction endothermique) ;
- $C + H_2O \rightarrow CO + H_2$ (réaction endothermique¹⁶).

On peut noter que 1 m³ d'air permet la combustion de 0,1 kg à 0,2 kg de graphite (référence 46).

Les feux de graphite constituent un cas particulier pour lequel les réactions d'oxydation décrites ci-avant sont auto-entretenues. Dans un VHTR, pour entretenir l'oxydation du graphite, il faudrait qu'une circulation d'air soit établie dans le cœur, assez forte pour apporter suffisamment d'oxygène sans pour autant induire un refroidissement trop important. En particulier, il faudrait considérer deux brèches bien positionnées dans le circuit primaire pour induire un effet de cheminée dans le cœur et créer les conditions d'un feu de graphite. De plus, la pureté et la forte densité des graphites utilisés dans les VHTR est un facteur limitant l'oxydation. Enfin, si la dépressurisation est causée par une brèche unique d'ampleur limitée (piquage, tube d'extraction des boulets,

¹⁶ Réaction due à l'humidité de l'air - valable également en cas d'entrée d'eau.

etc.), une oxydation importante du cœur conduisant à dégrader l'étanchéité des particules est très peu probable. Ces considérations, moyennant une démarche particulière pour garantir la qualité de réalisation du circuit primaire, ont conduit les concepteurs des HTR à ne pas envisager le feu de graphite.

Cependant, après les accidents de Windscale et de Tchernobyl, le risque de feu de graphite a été étudié en détail, notamment pour la filière des réacteurs graphite/gaz et des situations hypothétiques ont commencé à être envisagées pour les HTR. Si le cœur du VHTR était exposé à l'air, le graphite qui enrobe les particules serait transformé progressivement en gaz dans les zones dont la température dépasse 500°C à 600°C. L'oxydation, aux températures du cœur, est essentiellement un phénomène de surface et l'épaisseur des structures de graphite se réduit progressivement. Une fois les particules mises à nu, le pyrocarbone est oxydé à son tour, puis l'air réagit avec la couche de SiC. Plusieurs essais d'oxydation par l'air ont été réalisés sur des boulets, des compacts et des particules neufs et irradiés, notamment dans l'installation KORA de Jülich. En moyenne, il faut plusieurs jours (environ 100 h à 1100°C) pour que le graphite et le pyrocarbone des boulets soient détruits, dans les conditions de convection naturelle en air et à des températures comprises entre 900°C et 1400°C, représentatives d'un accident de dépressurisation (référence 47). En contact avec l'air, la couche de SiC est progressivement dégradée lorsque la température atteint 1300°C à 1400°C. Le taux de rejets de PF s'accroît alors sensiblement avec la rupture du SiC et l'oxydation des noyaux combustibles des particules. Cependant le mécanisme d'oxydation du SiC dépend de divers paramètres plus difficiles à cerner que pour le graphite (notamment l'irradiation).

En conclusion, les mécanismes qui conduisent à l'oxydation du graphite, voire au feu, en cas d'entrée d'air sont actuellement bien connus et modélisés (référence 46). Par contre, une fois la particule mise à nu, des approches enveloppe doivent être appliquées pour estimer la dégradation de la couche de SiC et le nombre de particules dégradées. La R&D sur le concept VHTR concerne actuellement les moyens de limitation des conséquences d'une entrée d'air comme l'inertage, la conception de boulets résistants à l'oxydation, etc. On notera que des délais de grâce peuvent être mis à profit pour intervenir en local, à condition que la contamination radioactive de l'enclume le permette.

3.4.1.2 Risque d'entrée d'eau

En premier lieu, il convient de rappeler que le risque d'entrée massive d'eau alors que le réacteur fonctionne en puissance n'a de sens que pour les VHTR qui utilisent un GV. Lorsque l'entrée d'eau est diffuse, elle est censée être détectable par le système de purification qui surveille l'humidité présente dans l'hélium à un très faible taux en fonctionnement normal. Il est très important de suivre ce paramètre avec attention pour éviter la corrosion des surfaces métalliques. Par ailleurs, le retour d'expérience de Fort Saint-Vrain a montré que si l'entrée d'eau n'est pas très dommageable pour le graphite (à condition d'arrêter le réacteur), elle peut mettre en péril le fonctionnement des barres absorbantes.

Une entrée d'eau massive dans le circuit primaire d'un VHTR aurait pour conséquences (référence 48) :

- l'augmentation rapide de la puissance du réacteur (effet de modération) ;
- la corrosion du graphite et la production de gaz inflammables (CO, H₂, CH₄) ;
- le lessivage de la contamination déposée dans le circuit primaire ;
- l'augmentation de la pression dans le circuit primaire et des rejets éventuels dans l'environnement (suivant la quantité d'eau injectée et la pression de tarage des soupapes de protection du bâtiment

du réacteur).

Il convient de noter que la réaction d'oxydation du graphite par l'eau est endothermique et contribue à refroidir le réacteur. C'est pourquoi il est considéré que les conséquences d'une entrée d'eau seraient surtout significatives à court terme (entraînement des PF, production de gaz inflammables, etc.).

Par ailleurs, si l'entrée d'eau était concomitante avec une brèche du circuit primaire, le rejet dans le bâtiment du réacteur des gaz produits et des poussières de graphite engendrerait un risque d'explosion¹⁷.

La détection de l'humidité dans le circuit primaire, ou de la variation de puissance du cœur conduirait au déclenchement automatique d'actions visant à limiter les conséquences de l'entrée d'eau, à savoir :

- l'arrêt d'urgence du réacteur, l'arrêt des soufflantes et l'isolement du GV ;
- la mise en service d'un séparateur au niveau du circuit de purification de l'hélium primaire (équipement dédié à cette fonction).

Les actions décrites ci-avant ont pour objectif de limiter la quantité d'eau injectée dans le cœur afin qu'elle ne puisse pas conduire à une excursion de puissance non maîtrisée.

La démarche de sûreté développée pour les VHTR, reprenant celle des HTR, est fondée autant que possible sur la prévention et la limitation des conséquences d'une entrée d'eau par la conception et le dimensionnement du circuit primaire. A titre d'exemple, le principe appliqué pour le HTR-Modul (référence 48) est d'abord de limiter la quantité de matière fissile par boulet pour que l'accroissement de puissance enveloppe causé par une entrée d'eau puisse être compensé par les contre-réactions neutroniques. Ensuite, le dimensionnement des GV et du circuit primaire devrait permettre d'éviter l'ouverture des soupapes de protection avant l'isolement du GV.

Au final, la maîtrise des risques associés à une entrée d'eau massive se fonde d'abord sur la limitation de la puissance des cœurs et des débits d'eau requis dans les tubes des GV. Des mesures automatiques de protection associées au suivi en continu des gaz présents dans l'hélium doivent compléter cette approche, surtout en cas de fuite d'eau diffuse. **Cependant, pour le VHTR, le risque associé à la production de gaz inflammables doit être examiné, dans les situations hypothétiques combinant entrée d'eau et brèche du circuit primaire.** De plus, dans le cas où les soupapes du circuit primaire seraient sollicitées (ruptures de plusieurs tubes de GV, dysfonctionnement de l'isolement du GV), l'IRSN note que le terme source potentiellement engendré par le « lessivage » du circuit primaire est encore mal défini.

Pour ce qui est de la gestion globale du risque d'entrée d'eau, l'IRSN relève que l'utilisation d'un circuit secondaire en eau/vapeur n'est pas une caractéristique intrinsèque du concept VHTR, plutôt orienté vers des cycles de conversion en gaz à haute température (cycle de Brayton).

¹⁷ Des actions de R&D en cours dans le cadre du projet européen ARCHER visent à définir les quantités de gaz combustible admissibles dans l'hélium.

3.4.2 SEQUENCES ACCIDENTELLES

3.4.2.1 Perte de fluide primaire

Il convient de rappeler que la perte du fluide primaire n'a pas de conséquence significative sur l'étanchéité des particules combustibles. Le réacteur s'arrête par l'effet des contre-réactions neutroniques associées à l'échauffement du cœur. La puissance résiduelle est évacuée par conduction jusqu'à la paroi de la cuve, puis par convection et rayonnement dans le puits de cuve. La Figure 15 illustre l'évolution des températures maximales des principales structures du réacteur HTR-Modul en cas d'accident de dépressurisation (référence 49).

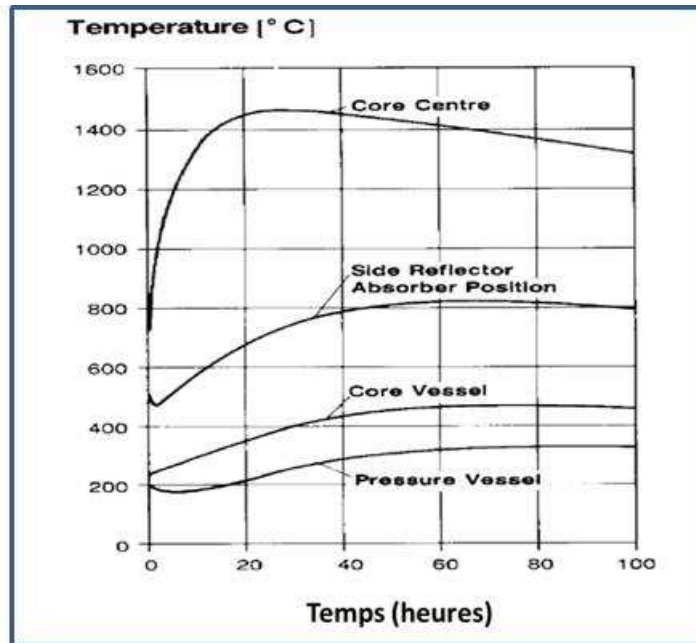


Figure 15 : Evolutions de températures maximales en cas de dépressurisation (HTR-Modul)

A court terme, en cas de brèche du circuit primaire, une fraction de la poussière déposée est remise en suspension et entraînée dans l'enceinte du réacteur. La question du terme source associé à une brèche primaire est développée plus loin, dans le chapitre relatif à l'accident grave.

On rappelle que, suivant la taille de la brèche qui a conduit à la dépressurisation, une entrée d'air plus ou moins importante a lieu dans le cœur, comme cela a été détaillé dans le paragraphe 3.4.1.1.

3.4.2.2 Insertions de réactivité

Le VHTR peut être conçu pour que l'insertion de réactivité due à l'entrée d'un élément modérateur dans le cœur reste maîtrisable naturellement par les contre-réactions neutroniques. Ceci est réalisé en optimisant la marge entre le rapport de modération en fonctionnement et l'optimum théorique de modération. L'excès de réactivité au démarrage doit également être limité (ce qui est plus aisé dans le cas d'un réacteur à lit de boulets).

De même, la conception peut être adaptée pour limiter l'effet d'un sur-refroidissement du cœur (transitoire amorti par l'inertie thermique du graphite).

L'accident enveloppe considéré pour le réacteur à lit de boulets est la remontée à vitesse maximale de toutes les barres absorbantes, à partir d'une configuration pénalisante. Ce scénario n'aurait pas de conséquence pour un réacteur du type du HTR-Modul.

Pour le HTTR, l'accident de remontée d'une barre avec limitation de la course par le système de sécurité et/ou arrêt d'urgence (référence 55) a été retenu pour la démonstration de sûreté. En effet, le réacteur à cœur prismatique présente moins de marge à l'égard du risque de remontée de barre, du fait de l'excès de réactivité destiné à compenser l'usure du combustible au cours du cycle. L'accident de remontée de toutes les barres ne semble pas avoir été pris en compte. Il faut noter que, dans le cas du HTTR, la température initiale du combustible (1495°C) est déjà proche du maximum retenu en fonctionnement accidentel (1600°C). Par contre, le cœur du MHTGR (référence 56), autre concept prismatique développé par General Atomics, pourrait théoriquement supporter sans dommage un accident de remontée de toutes les barres de commande.

L'éjection de barre n'est en général pas considérée dans les réacteurs déjà construits. Des calculs réalisés avec les caractéristiques du projet PBMR montrent que le pic de puissance engendré par ce type d'accident, suivi d'une dépressurisation, pourrait être acceptable en termes de températures et de contraintes dans les particules combustibles (référence 57). Quoiqu'il en soit, certaines dispositions de conception permettent de réduire le risque d'éjection (mécanismes inclus dans la cuve pour le HTR-Modul).

3.4.2.3 Accident grave

Actuellement, il n'existe pas de consensus sur la définition d'un accident grave pour le concept VHTR.

L'IRSN estime cependant qu'il pourrait être envisagé d'étudier des scénarios hypothétiques d'entrée massive d'air (voir le paragraphe 3.4.1.1). Un tel scénario engendrerait une oxydation importante et prolongée du cœur.

A court terme, étant donné la cinétique lente de dégradation du cœur du VHTR quelle que soit la situation envisagée, les accidents hypothétiques avec dégradation des deuxième et troisième barrières ne conduiraient à rejeter dans l'environnement qu'une partie de l'activité accumulée dans le circuit primaire lors du fonctionnement du réacteur.

Les études réalisées dans le cadre des projets européens RAPHAEL et ARCHER montrent que les modèles analytiques actuellement disponibles pour évaluer le terme source généré lors d'une dépressurisation du circuit primaire ne sont pas satisfaisants ; seules des évaluations empiriques sont actuellement réalisables. On notera toutefois que l'inventaire radioactif éventuellement rejeté de façon précoce serait composé essentiellement des isotopes du krypton, du xénon, du césium, de l'iode, du tellure, du strontium et de l'argent en relativement faibles quantités (référence 58). Cet inventaire serait essentiellement associé aux poussières du circuit primaire.

Un exemple d'approche de la phase à moyen terme de l'accident grave est donné dans la démarche de sûreté développée pour le HTTR (référence 55). Dans le scénario dénommé « hypothetical accident », une circulation d'air s'établirait dans le cœur suite à la rupture d'une tuyauterie coaxiale, engendrant une oxydation du cœur pendant 30 heures, jusqu'à ce qu'il se refroidisse suffisamment et que la réaction s'arrête d'elle-même. Dans ce cas, des particules pourraient également être oxydées (avec des hypothèses pénalisantes). Pour des rejets qui se feraient par la cheminée et au niveau du sol, les conséquences calculées par JAEA sont de 6,3 mSv pour le corps entier et 1,3 mSv pour la thyroïde (adulte), en considérant les mêmes hypothèses de relâchement que pour le combustible d'un PWR (100% des gaz rares et 50% de l'iode).

Comme le note JAEA dans la référence 55, cette approche ne tient pas suffisamment compte des spécificités du combustible du VHTR. Par ailleurs, l'IRSN n'a pas d'éléments suffisamment détaillés pour évaluer l'approche utilisée pour le VHTR, mais les commentaires généraux suivants peuvent être faits :

- la rupture de la cuve du réacteur n'a pas été prise en compte dans l'approche de sûreté du HTR. Si les conséquences de cet accident devaient être étudiées, il conviendrait de tenir compte du risque d'érosion du béton et de production de gaz inflammables au contact avec le graphite du cœur à très haute température ;
- bien qu'il n'existe pas de risque de phénomène explosif équivalent, en termes d'énergie potentiellement libérée, aux explosions de vapeur étudiées pour le PWR, des gaz inflammables et des poussières pourraient être rejetés dans l'enceinte du réacteur et engendrer un risque d'explosion ;
- l'oxydation du graphite induit une perte de masse des structures (transformation en gaz) qui, si elle était localisée au niveau du supportage, pourrait conduire à un effondrement du cœur ;
- à moyen terme, l'oxydation du graphite pourrait engendrer un échauffement excessif de la cuve, de ses supports et éventuellement du puits de cuve qui mettrait en péril leur tenue.

Concernant la phase précoce de la dépressurisation, l'IRSN relève que le rapport de sûreté du HTR-Modul fait état d'1 kg de poussière rejeté en cas de rupture d'un piquage DN 65¹⁸ (rupture de la conduite d'extraction des boulets). Cette valeur très faible serait à réévaluer, notamment si des brèches plus importantes de l'enveloppe primaire devaient être retenues (situation exclue pour le HTR-Modul) : on pense notamment à l'étude de la rupture de la cuve de liaison¹⁹.

Ces commentaires montrent que l'étude des accidents graves avec des rejets potentiels significatifs reste à développer pour le VHTR, même s'il est très peu probable que ces accidents aient des conséquences importantes à court terme.

3.5 IMPACT DANS L'ENVIRONNEMENT, RADIOPROTECTION ET DEMANTELEMENT

Le concept VHTR se distingue par la présence dans le cœur d'une quantité importante de graphite irradié. Le graphite fixe une partie de la contamination du circuit primaire et contient des produits d'activation issus des impuretés qui subsistent après le traitement de purification. Comme indiqué précédemment, lors du fonctionnement du réacteur, de la poussière de graphite est produite par l'action de la corrosion et les frottements mécaniques (opérations de manutention, frottement des boulets entre eux et avec le réflecteur, etc.). Il s'ensuit que de la poussière radioactive se dépose à divers endroits du circuit primaire, dans les zones de faibles vitesses de l'hélium et dans le circuit de manutention (réacteurs à boulets). La poussière peut également provenir de l'érosion et de la corrosion des parois métalliques du circuit primaire ; toutefois la poussière de graphite est majoritaire et peut agglomérer ou adsorber des polluants radioactifs.

¹⁸ Le tube d'extraction des boulets est le plus gros piquage existant sur le circuit primaire du HTR-Modul et sa rupture a été considérée comme l'initiateur du scénario enveloppe de dépressurisation.

¹⁹ Sur ce point, les hypothèses retenues par JAEA pour le HTTR ne sont pas connues de l'IRSN.

La présence de poussière va avoir un impact sur la radioprotection ainsi que sur les rejets en fonctionnement normal et accidentel.

Composition du fluide primaire

L'hélium a un pouvoir corrosif s'il contient des impuretés telles que H₂, CO, CO₂ et CH₄. Il doit donc être purifié. Le graphite peut également être sensible à la présence d'impuretés qui peuvent oxyder le graphite et donc dégrader le matériau. L'inventaire radiologique contiendra donc non seulement les différents produits de corrosion des structures en acier (nickel, cobalt, molybdène, chrome, etc.) mais également du carbone.

Il y a également formation de l'isotope 14 du carbone (¹⁴C) lié à la présence de graphite et de l'isotope 99m du technétium en cas de libération du molybdène des aciers.

Radioprotection

Concernant le retour d'expérience en radioprotection, les éléments disponibles (références 51, 52, 53) font état de faibles doses collectives :

- pour le réacteur AVR (15 MWe), hormis au début de l'exploitation marqué par des doses collectives de 1 à 1,25 h.Sv/an induites par la nécessité d'une maintenance accrue, la dose collective a progressivement décru jusqu'à environ 0,2 h.Sv/an en fin d'exploitation ;
- pour le réacteur THTR-300 (300 MWe), la dose collective était de l'ordre de 0,1 h.Sv/an en fin d'exploitation ;
- pour le réacteur de Fort Saint-Vrain (330 MWe), les doses collectives n'ont pas dépassé 0,03 h.Sv/an sur la période 1974-1978.

Ces valeurs sont inférieures aux doses annuelles rencontrées dans les réacteurs de 900 MWe du parc français (environ 0,7 h.Sv/an/réacteur). Toutefois, elles sont relatives à des réacteurs qui n'ont pas fait l'objet d'une exploitation industrielle prolongée. Par ailleurs, du fait de la nature modulaire des HTR, il conviendrait de faire une comparaison pour deux parcs de puissance totale identique (environ un facteur 10 sur le nombre de réacteurs HTR pour une équivalence avec un parc de PWR 900 MWe).

La maintenance des équipements du circuit primaire est potentiellement à l'origine de la majeure partie de la dose délivrée aux personnels. En effet, les poussières radioactives véhiculées dans le circuit primaire auraient tendance à se concentrer dans les parties froides du circuit ou les zones de faible vitesse du fluide, mais sur ce point, l'exploitation du retour d'expérience allemand est insuffisante. L'isotope ^{110m}Ag qui peut diffuser dans les matériaux métalliques des équipements du circuit primaire (référence 54) pourrait également poser d'importants problèmes de radioprotection lors des opérations de maintenance.

Enfin, les particules contenant le combustible ne seraient pas retraitées mais seulement stockées. De ce fait, il n'y aurait pas d'exposition professionnelle liée au retraitement du combustible irradié ; celle-ci serait limitée aux phases de gestion des déchets et de démantèlement des installations. En revanche, le retraitement du graphite irradié pourrait engendrer une exposition professionnelle.

Par ailleurs, comme pour les filières SFR, LFR et GFR, la possible transmutation des actinides mineurs ne serait a priori pas favorable à l'égard de la radioprotection.

Rejets et effluents

Comme indiqué précédemment, les particules TRISO ne sont pas étanches en fonctionnement normal. Notamment, des produits de fissions gazeux et du tritium se retrouvent dans l'hélium primaire et sont rejetés du fait des fuites du circuit primaire (non négligeables). Une autre voie de rejet est constituée par le système de purification de l'hélium dont les filtres (tamis moléculaires et filtres cryogéniques) sont périodiquement régénérés par de l'hélium neuf qui est ensuite rejeté à la cheminée (stratégie du HTR-Modul).

A priori, le VHTR devrait générer peu d'effluents liquides, excepté lors des opérations de décontamination des équipements du circuit primaire avant leur maintenance.

Enfin, il est envisagé de stocker les particules combustibles irradiées. Si ces particules ne sont pas totalement étanches, il pourrait y avoir également des rejets en zone de stockage.

Démantèlement

Bien que plusieurs réacteurs de type HTR soient actuellement en cours de démantèlement (AVR en Allemagne et réacteur de Fort Saint-Vrain aux Etats-Unis notamment), l'IRSN ne dispose pas d'information permettant d'identifier les avantages et inconvénients de ce type de réacteur en regard de la problématique du démantèlement.

3.6 MATURITE DU CONCEPT ET BESOINS DE R&D

3.6.1 RETOUR D'EXPERIENCE

Le retour d'expérience du fonctionnement des HTR montre que les deux prototypes dont la puissance thermique approchait 1 GW n'ont pas fait la preuve de leur viabilité industrielle, alors que les réacteurs de plus petite taille ont eu un fonctionnement satisfaisant. Sur les réacteurs de forte puissance, un certain nombre d'incidents techniques ont affecté les fonctions de sûreté, causant parfois des rejets (THTR). De plus, les réacteurs de Fort Saint-Vrain et le THTR ne répondaient pas aux critères de sûreté passive visés pour les derniers HTR et le VHTR.

Les prototypes HTR ont permis de tester et de qualifier plusieurs types de combustibles ; le combustible TRISO a ainsi fait la preuve de son fort potentiel en termes de sûreté.

Structures en graphite

Un point important du retour d'expérience concerne le comportement des structures en graphite du cœur. En effet, le graphite est un matériau résistant mais relativement fragile. Comme on l'a vu plus haut (paragraphe 3.2.4), des contraintes internes variables, complexes à évaluer, s'exercent dans les structures du cœur. A cet égard, l'examen des structures internes du réacteur AVR lors de son démantèlement a révélé que des éclats de graphite s'étaient détachés du réflecteur inférieur, au niveau des fentes prévues pour la sortie de l'hélium primaire chaud. Des fissures sont également apparues dans les blocs dont certains ont glissé de leur position (voir à gauche de la Figure 16). Des boulets sont ainsi restés bloqués dans le cœur (environ 170 boulets) après le déchargement du cœur.

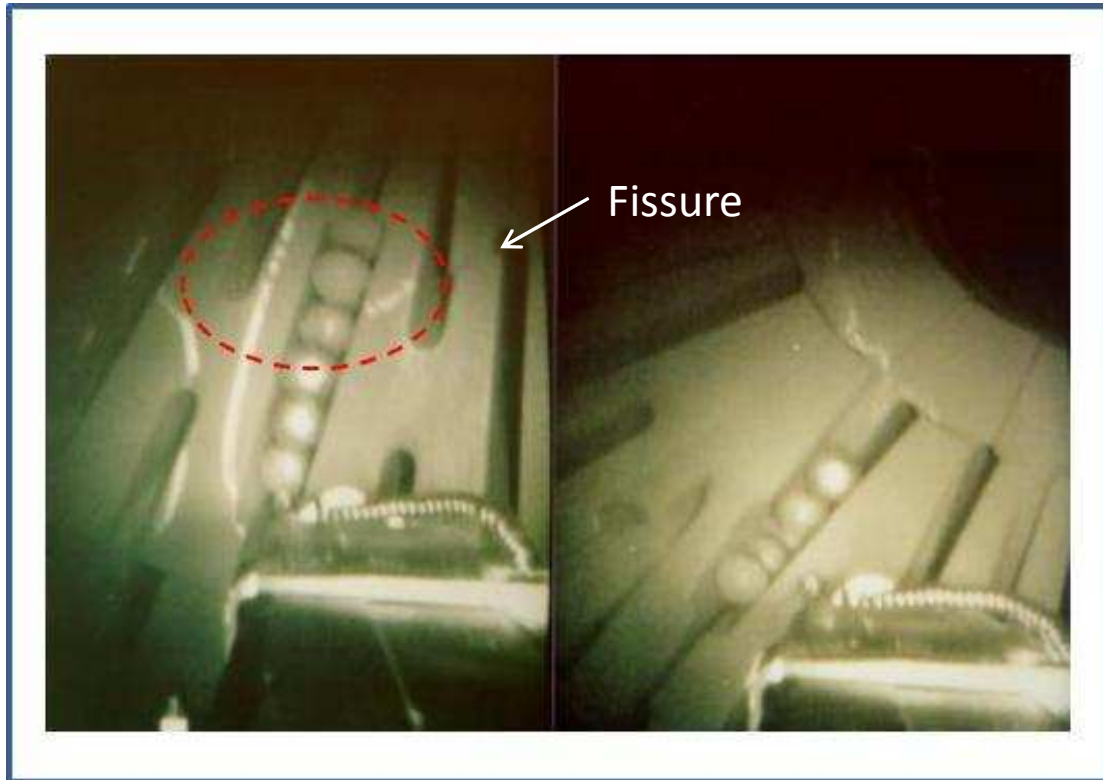


Figure 16 : Fissures et boulets prisonniers dans le fond du réacteur AVR (référence 42)

Ces observations montrent que des progrès restent à faire concernant le dimensionnement des structures en graphite (règles de dimensionnement) et leur surveillance.

En conclusion, l'IRSN estime que la technologie du HTR est aujourd'hui mature pour une température maximale de l'hélium de 750°C à 850°C environ et une puissance thermique unitaire limitée, entre 200 MW et 600 MW (réacteur à cœur prismatique). Sur ce point, le projet chinois de réacteur modulaire HTR-PM, s'il est mené à bien, devrait permettre de consolider les acquis allemands des années 80.

3.6.2 BESOINS DE R&D

En considérant les acquis du HTR, l'IRSN estime d'une part que des actions de R&D sont nécessaires pour conforter la démonstration de sûreté et d'autre part que des avancées technologiques doivent être réalisées pour garantir la faisabilité du VHTR.

Ainsi, en termes de R&D relative à la sûreté, les principaux développements attendus sont :

- la mise au point de méthodes de contrôle plus performantes pour s'assurer de la qualité des particules après leur fabrication ;
- le développement de modèles de comportement des particules en cœur permettant de prédire leur taux de défaillance (car actuellement le modèle est largement empirique) ;
- l'amélioration de la définition des coefficients de diffusion des produits de fission au travers de la première barrière ;
- le développement de modèles analytiques permettant d'évaluer le comportement des produits de fission libérés dans l'hélium ainsi que leur interaction avec les poussières ;
- le calcul du terme source en tenant compte de brèches importantes du circuit primaire (remise en suspension et entraînement des poussières, comportement des aérosols, etc.) ;

- l'évaluation de la production des poussières (référence 60) et la modélisation de leur comportement dans le circuit primaire et en cas de brèche primaire ;
- l'amélioration des modèles décrivant le comportement du cœur et qui font intervenir le couplage des calculs de thermohydraulique et de neutronique.

Le concept VHTR de quatrième génération se caractérise essentiellement par une température maximale de l'hélium de 950 °C²⁰ à 1000 °C et le maintien de l'objectif de sûreté passive affiché pour le HTR. Pour atteindre ces objectifs, trois avancées technologiques apparaissent nécessaires, à savoir :

- le renforcement de la résistance à haute température de l'enveloppe des particules TRISO ;
- la mise au point de matériaux suffisamment résistants à la corrosion et à la température élevée dans le générateur de vapeur et au niveau des systèmes de barres absorbantes (référence 59) ;
- la mise au point d'isolants robustes et efficaces pour protéger les portions du circuit susceptibles de contenir de l'hélium chaud.

3.7 CONCLUSION

Le concept VHTR adopte les mêmes objectifs de sûreté que les HTR de dernière génération, en recherchant des performances techniques plus élevées.

Comme pour le HTR, la sûreté du concept VHTR repose essentiellement sur la robustesse du combustible TRISO. Celle-ci est aujourd'hui démontrée dans les conditions de fonctionnement du HTR, grâce à des programmes d'essais internationaux et au retour d'expérience des réacteurs prototypes. Les limites de la qualification du combustible en fonctionnement normal sont de 1250 °C pour la température maximale et d'au moins 100 GWj/t pour le taux de combustion moyen (combustible de type oxyde ou oxycarbure). En fonctionnement accidentel, la limite retenue pour la température maximale du combustible est d'environ 1600 °C, sachant que son dépassement n'induirait pas d'effet falaise, au moins jusqu'à 1800 °C. Etant donné l'objectif de températures de fonctionnement plus élevées associé au VHTR (jusqu'à 1000 °C), ce domaine de qualification est insuffisant et son extension fait actuellement l'objet de travaux de R&D.

La faisabilité du concept VHTR repose également sur le développement de matériaux résistant aux hautes températures (au moins 1000 °C) pour les équipements de la branche chaude du circuit primaire.

Le comportement naturellement sûr du concept VHTR à l'égard des accidents de pertes des moyens de refroidissement a été démontré par le calcul et vérifié lors d'essais (HTTR). Il est ainsi possible de concevoir un réacteur qui ne nécessite pas de moyens actifs d'évacuation de la puissance résiduelle. Quant au délai pour activer la chute des barres après un transitoire non protégé, il est en général supérieur à plusieurs heures et n'a pas d'influence notable sur la température maximale atteinte par le combustible.

Les accidents hypothétiques d'entrée massive d'air ou d'eau ont été identifiés comme étant les initiateurs majeurs d'éventuels rejets radioactifs hors de la deuxième barrière. Ils peuvent s'accompagner d'agressions sur la troisième barrière (production de gaz inflammables, risque d'explosion de poussières) et de rejets dans

²⁰ Le réacteur expérimental japonais HTTR est conçu pour atteindre 950 °C, mais il a dû être limité à 850 °C.

l'environnement. Pour le VHTR, la défense en profondeur à l'égard de ces accidents doit être renforcée par rapport au HTR :

- en améliorant leur prévention ;
- en étudiant des situations plus pénalisantes que par le passé (correspondant aux « standards » actuels) ;
- en progressant dans la compréhension et la modélisation des phénomènes qui interviennent dans la définition du terme source ;
- en redéfinissant les objectifs et la stratégie de confinement relatifs à la troisième barrière de confinement.

Néanmoins, l'IRSN relève que les accidents d'entrée d'eau ou d'air mettent en jeu des phénomènes physiques moins complexes à modéliser qu'un accident de fusion d'un cœur PWR ou SFR. Là encore, la puissance limitée du VHTR contribue à réduire le risque associé à l'oxydation du graphite et la robustesse du combustible écarterait a priori les effets faibles potentiels en termes de rejets.

La présence de poussières de graphite pourrait également avoir un impact important en termes d'exposition des travailleurs. Si le retour d'expérience d'exploitation des réacteurs HTR est favorable, il convient de souligner que les réacteurs sur lesquels ont été recueillies ces données n'ont pas fait l'objet d'une exploitation industrielle prolongée.

Concernant la production de déchets, le point essentiel est le recyclage du graphite du cœur, technologie qui a été assez peu explorée à ce jour (voir paragraphe 9.7).

En conclusion, un réacteur dérivé des derniers HTR en date serait techniquement réalisable, en remplissant des objectifs de sûreté qui pourraient être notablement supérieurs à ceux retenus pour les réacteurs de génération III, notamment en termes de prévention de la fusion du cœur, moyennant un renforcement de la stratégie de défense en profondeur à l'égard des accidents d'entrée d'eau ou d'air. La faisabilité d'un VHTR, qui remplirait les mêmes objectifs de sûreté, reste à démontrer en poursuivant les travaux de R&D sur le combustible TRISO, les matériaux résistants aux hautes températures ou encore l'optimisation du graphite. Néanmoins, contrairement à la première approche retenue par le GIF, les études sur le concept VHTR ont montré qu'il n'était pas nécessaire de viser une température maximale de l'hélium de 1000°C pour répondre au marché de la production d'hydrogène en particulier et à celui de la cogénération en général. C'est pourquoi les projets actuels visent plutôt des températures inférieures à 850°C, pour lesquelles la technologie du combustible est mature. Il reste que les performances en termes de sûreté du HTR ou du VHTR ne peuvent être garanties que pour des réacteurs de puissance thermique limitée autour de 250 MW (cœur à boulets) à 600 MW (cœur prismatique).

4. REACTEURS A NEUTRONS RAPIDES REFROIDIS AU GAZ - GFR

4.1 HISTORIQUE ET PERSPECTIVES DE DEVELOPPEMENT

4.1.1 HISTORIQUE

L'intérêt du concept GFR est de bénéficier à la fois des avantages liés au spectre de neutrons rapides et aux hautes températures de fonctionnement. Historiquement, le concept GFR a été développé à partir de la technologie des SFR et des HTR. L'objectif était d'obtenir un gain de régénération aussi élevé que possible (faibles captures parasites dans le caloporteur), en supprimant les précautions prises pour les SFR du fait de la nature fortement réactive du sodium, notamment la nécessité d'un circuit intermédiaire.

Aucun prototype de réacteur rapide refroidi au gaz n'a jamais été construit, bien que de nombreuses études aient été réalisées. En particulier, deux projets développés au cours des années 60 à 80 peuvent être considérés comme étant les précurseurs du concept GFR : le GCFR (Gas Cooled Fast Reactor) conçu par General Atomics aux Etats-Unis et les réacteurs GBR-1 à 4 conçus en Europe. Ces deux projets sont décrits ci-après.

GCFR

En 1962, General Atomics a conçu un réacteur prototype d'une puissance de 300 MWe ainsi qu'un réacteur de taille industrielle d'une puissance de 1000 MWe. Le programme de conception détaillée et de certification du prototype de 300 MWe (Figure 17) a débuté en 1968, la divergence étant alors planifiée pour 1983. Le combustible de ce réacteur (GCFR) était composé d'uranium et de plutonium avec un gainage en acier inoxydable austénitique. Les températures de l'hélium à l'entrée et à la sortie du cœur étaient respectivement de 385°C et 550°C. La pression de l'hélium primaire était de 8,5 MPa, le circuit primaire étant contenu dans une enveloppe en béton armé. Le cœur du GCFR était très proche de celui des réacteurs refroidis au sodium, excepté l'ajout de certains dispositifs pour répartir l'alimentation en hélium dans les pieds d'assemblages et la conception de gaines présentant des rugosités, afin d'améliorer l'échange de chaleur avec l'hélium.

Le développement du GCFR s'est poursuivi jusqu'en 1981, période qui coïncide avec l'abandon du développement de la filière à neutrons rapides aux Etats-Unis. De plus, il semble qu'à cette date, les études de sûreté n'étaient toujours pas concluantes (référence 61).

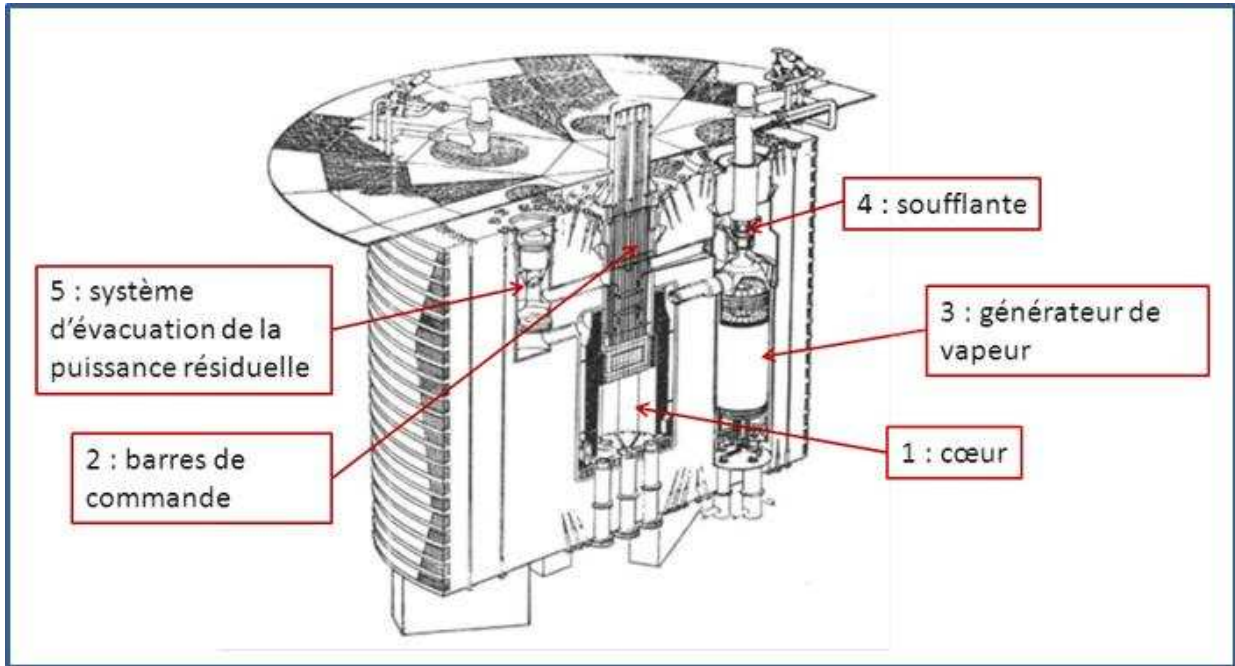


Figure 17 : Coupe du GCFR (référence 62)

GBR

En Europe, un consortium de concepteurs appelé « Gas Breeder Reactor Association » a conçu entre 1970 et 1981 quatre projets de réacteurs : les GBR-1 à GBR-4 (Gas Breeder Reactor). Un schéma du GBR-4 est présenté sur la Figure 18.

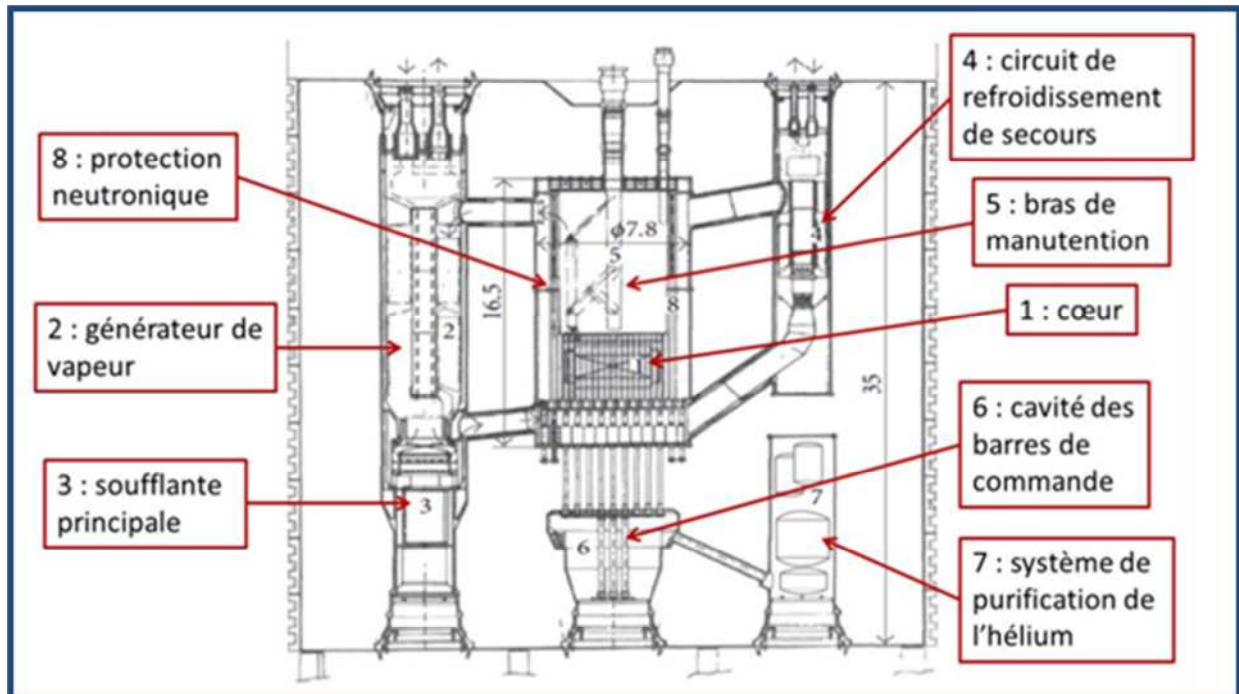


Figure 18 : Section de la cuve en béton précontraint du projet GBR-4 (dimensions en m) - référence 62

Le combustible envisagé pour les GBR était constitué d'un mélange d'oxyde de plutonium et d'uranium. Ces réacteurs étaient proches du concept de General Atomics, bien que, pour les GBR-2 et GBR-3, des assemblages innovants à lit de particules enrobées de carbure de silicium, dérivées des HTR, aient été envisagés. Les

températures visées en sortie du cœur variaient de 550°C (combustible à gainage inox) à 700°C (particules). La puissance envisagée pour le GBR-4 était de 3540 MWth (référence 62).

De même que pour le GCFR de General Atomics, le développement du projet GBR a été arrêté au début des années 80.

Enseignements

Les enseignements tirés de ces projets ont montré que les économies potentielles par rapport à un système refroidi au sodium (suppression du circuit intermédiaire, meilleur bilan neutronique) étaient obérées par la conception complexe des moyens d'évacuation de la puissance résiduelle. En effet, la nature de l'hélium (voir le chapitre 3.2.3) rend difficile le refroidissement du réacteur, notamment en cas de dépressurisation accidentelle du circuit primaire, compte tenu du peu d'inertie du caloporteur. De plus, le choix de matériaux de gainage identiques à ceux des SFR permettait d'utiliser une technologie maîtrisée pour le recyclage du combustible, mais réduisait les marges de sûreté en cas de perte du refroidissement. De ce fait, à l'exception des concepts à lits de particules, les températures en fonctionnement ne pouvaient pas être plus élevées qu'avec le sodium.

4.1.2 PROJETS EN COURS ET PERSPECTIVES DE DEVELOPPEMENT

La renaissance du concept de GFR est intervenue au début des années 2000, dans le cadre des travaux du GIF. Cet intérêt renouvelé peut s'expliquer par la disponibilité de matériaux réfractaires utilisables pour les gaines (carbure de silicium ou autres alliages métalliques bénéficiant également de la R&D du projet ITER). L'objectif a ainsi été affiché d'un fonctionnement dans une gamme de températures voisine de celle des HTR, soit au-delà de 700°C en sortie du cœur. Par ailleurs, le concept GFR, comme les autres réacteurs à neutrons rapides, a bénéficié d'un regain d'intérêt compte tenu des nouvelles préoccupations en termes de gestion de la ressource en uranium.

Jusqu'à récemment, le CEA a été le principal promoteur du GFR, avec l'étude d'un projet de réacteur expérimental (ALLEGRO) et d'un concept de taille industrielle (GFR 2400). L'Europe a soutenu le concept GFR en finançant deux projets de R&D successifs dénommés GCFR²¹ et GoFastR (achevé en 2012). Depuis 2010, dans le cadre de l'ESNII, le projet ALLEGRO (référence 65) a pour objectif la construction d'un réacteur de petite puissance (environ 70 MWth), en reprenant le développement du réacteur expérimental du même nom initialement étudié par le CEA. Ce projet est soutenu par la Pologne, la République Tchèque, la Hongrie et la Slovaquie. Le réacteur ALLEGRO utiliserait des assemblages de type SFR à gaines en acier inoxydable, fonctionnant à une température maximale de 530°C. Il permettrait de tester des assemblages à gaines réfractaires ainsi que les technologies adaptées au circuit primaire en hélium (soufflantes, échangeurs, système de purification, etc.).

4.2 PRINCIPALES CARACTERISTIQUES

4.2.1 ELEMENTS DE CONCEPTION GENERALE

Le concept GFR décrit ci-après reprend les données du projet développé par le CEA jusqu'en 2009 (référence 63), car il est actuellement le plus représentatif d'un réacteur industriel à neutrons rapides refroidi à l'hélium.

²¹ Même acronyme que pour le réacteur conçu par General Atomics.

Le cœur du GFR est constitué d'assemblages dont la géométrie rappelle celle des SFR (gainés cylindriques et tubes hexagonaux), la principale innovation par rapport aux concepts précédents étant l'utilisation de gainés en matériaux réfractaires.

Une coupe de la cuve du réacteur et le schéma de référence du GFR sont présentés respectivement sur la Figure 19 et la Figure 20. Le réacteur comprend une cuve principale sous pression et une cuve interne contenant le cœur. Le refroidissement du réacteur en fonctionnement normal est assuré par trois boucles. Chaque circuit de refroidissement comprend une boucle primaire dans laquelle la circulation de l'hélium est assurée par une soufflante. L'hélium de la boucle primaire, après avoir traversé le cœur, est refroidi en traversant un échangeur intermédiaire de chaleur (Intermediate Heat exchanger - IHX) connecté à un circuit intermédiaire en gaz. Une partie de la chaleur transférée au circuit intermédiaire est convertie en électricité au moyen d'une turbine à gaz (cycle de Joule ou Brayton) et le reste est utilisé dans un générateur de vapeur connecté à un circuit tertiaire. Ce dernier circuit utilise un cycle de Rankine pour produire également de l'électricité. Le rendement thermodynamique estimé de l'ensemble avoisinerait 45%.

La cuve principale sous pression est maintenue à une température d'environ 400°C en fonctionnement normal (même principe que pour le SFR ou le VHTR) par l'hélium sortant des IHX (branche froide) qui parcourt l'espace annulaire inter-cuves, avant d'entrer dans le cœur. La cuve interne est protégée par un isolant thermique situé sur la face en regard de l'hélium chaud ; il en est de même pour les parois internes des tuyauteries coaxiales (ou « cuves de liaison ») qui relie la cuve principale avec les cuves contenant les échangeurs intermédiaires.

L'évacuation de la puissance résiduelle du cœur en fonctionnement normal ou accidentel est assurée par quatre circuits DHR (Decay Heat Removal) dont la description détaillée est donnée au paragraphe 4.3.2.

Enfin, l'ensemble des circuits dans lesquels circule l'hélium primaire est contenu dans une enceinte de 11600 m³ dite « enceinte rapprochée » (close containment) remplie d'azote à la pression atmosphérique. En cas de fuite du circuit primaire, l'enceinte rapprochée permet de maintenir dans le réacteur une pression d'hélium d'environ 0,5 MPa (pression de repli). La pression de repli permet d'assurer l'efficacité du refroidissement du cœur en cas de fuite du circuit primaire, sans recourir à des soufflantes de forte puissance²².

²² L'efficacité du refroidissement dépend du débit-masse d'hélium injecté dans le cœur. A vitesse constante des soufflantes, le débit-masse croît avec la densité de l'hélium et donc avec la pression.

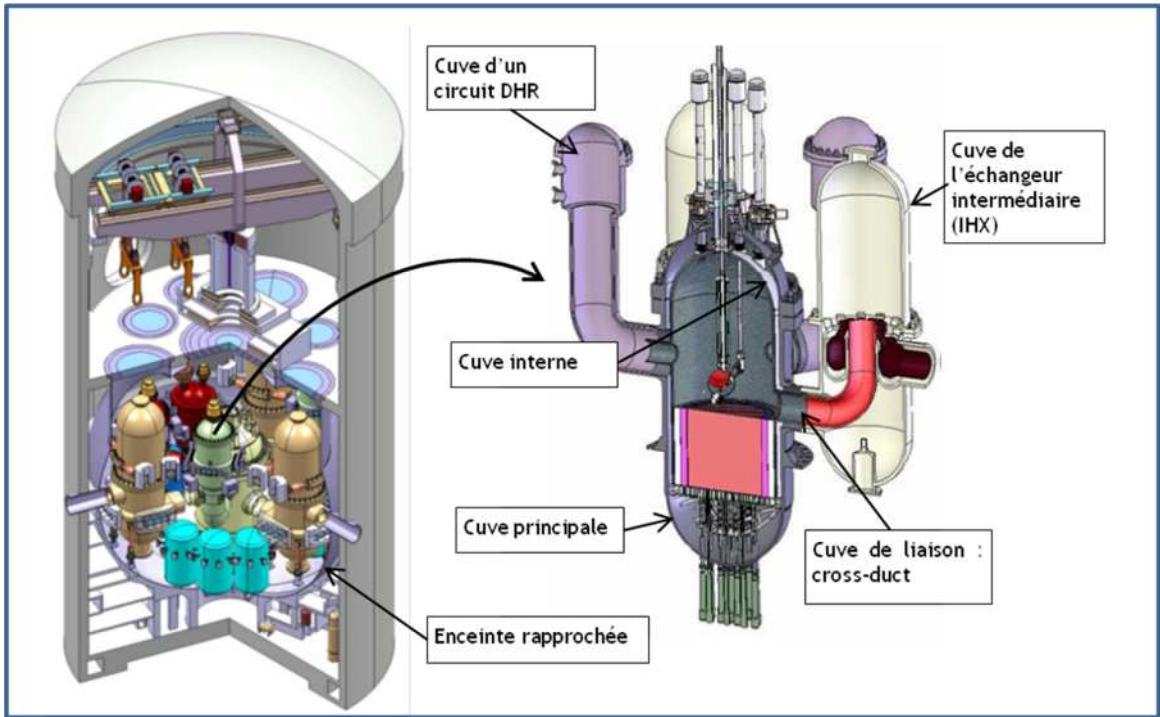


Figure 19 : Bâtiment du réacteur et coupe verticale de la cuve du GFR (référence 63)

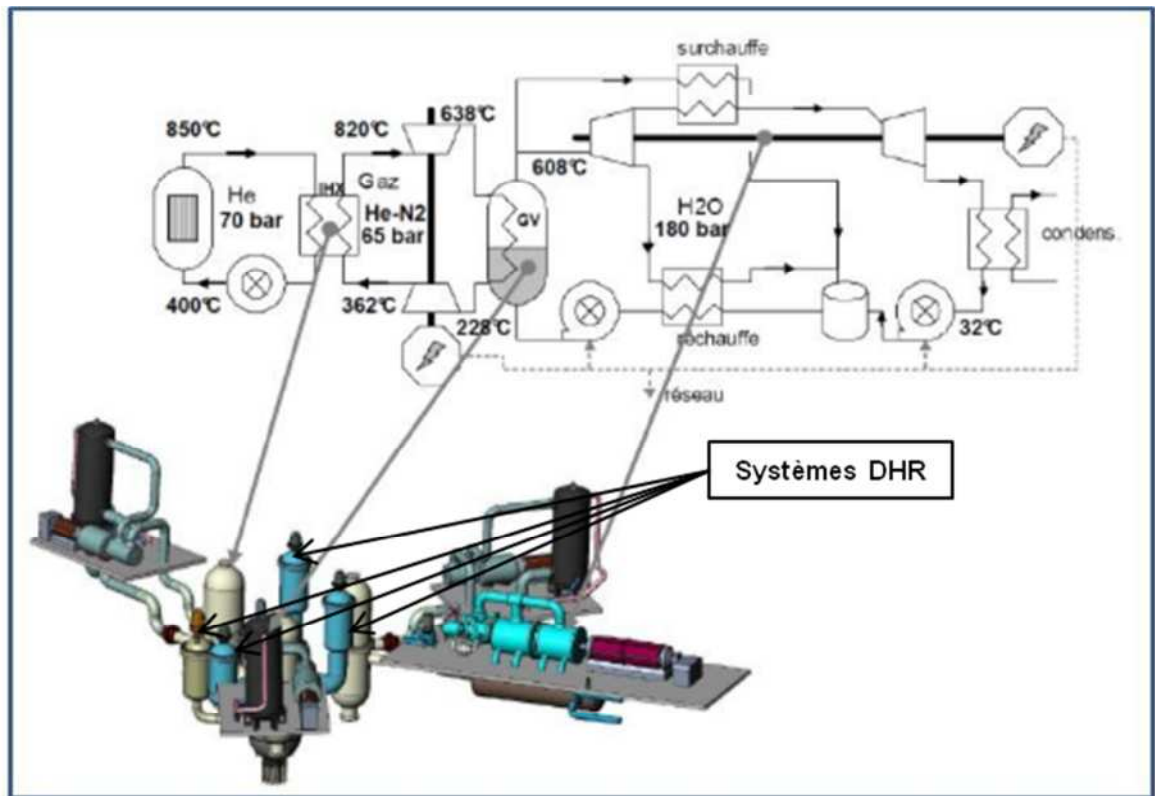


Figure 20 : Schéma général du GFR avec le cycle direct combiné (référence 63)

Les principales caractéristiques du concept GFR de référence étudié dans le cadre du projet GoFastR sont indiquées dans le Tableau 1.

Tableau 1 : Caractéristiques du concept GFR (cœur version mars 2009 - référence 63)

Cœur	
Puissance thermique	2400 MWth
Puissance volumique du cœur	100 MW/m ³
Diamètre du cœur fissile (équivalent)	4,23 m
Hauteur du cœur fissile	1,65 m
Nombre d'assemblages combustibles	516
Type de combustible	Pastilles (U,Pu)C dans des aiguilles
Enrichissement moyen en Pu à l'équilibre	16,3%
Inventaire en plutonium à l'équilibre	10,8 t
Caractéristiques neutroniques	
Fraction de neutrons différés à l'équilibre en fin de vie (β)	360 pcm (= 1\$)
Constante Doppler (à l'équilibre en fin de vie) entre 180°C et 990°C	860 pcm
Vide hélium à l'équilibre en fin de vie (7 MPa -> 0,1 Mpa)	0,89 \$
Caractéristiques du réacteur	
Température moyenne de l'hélium en sortie du cœur	850°C
Température moyenne de l'hélium en entrée du cœur	400°C
Pression primaire (hélium)	7 MPa
Nombre de boucles intermédiaires	3

4.2.2 OPTIONS GENERALES DE SURETE

Le GFR se caractérise par la faible efficacité de son caloporteur et la faible inertie thermique du circuit primaire. Il convient donc de prendre des dispositions de conception rendant suffisamment peu probable la perte de l'hélium primaire. Comme les autres réacteurs à spectre rapide, il est sensible à l'introduction accidentelle de modérateur dans le cœur et l'effet de vidange du caloporteur est positif, mais inférieur au β . Ainsi, au stade actuel du développement du GFR, les principales options de sûreté envisagées pour assurer les fonctions de sûreté sont les suivantes :

- développement d'un cœur en matériaux réfractaires capable de conserver leur intégrité lors des transitoires de perte du refroidissement normal ;
- évacuation de la puissance résiduelle réalisée par des systèmes (DHR) capables de fonctionner en

- convection naturelle lorsque la pression de l'hélium primaire est suffisante ;
- en cas de dépressurisation du circuit primaire, utilisation de moyens actifs d'évacuation de la puissance résiduelle pendant les 24 premières heures, puis possibilité d'utiliser la convection naturelle ;
- garantie d'une pression minimale de repli en cas de fuite du circuit primaire par la mise en place d'une enceinte rapprochée et de dispositifs d'isolement (bipasse) sur les circuits qui la traversent ;
- élimination par conception du risque d'éjection de barres absorbantes hors du cœur ;
- minimisation par conception du risque d'entrée d'eau ou d'air.

Lorsque la pression du circuit primaire est suffisamment élevée, la possibilité d'utiliser la convection naturelle est favorisée en retenant une circulation ascendante de l'hélium en fonctionnement normal et en minimisant la perte de charge hydraulique au travers du cœur.

L'IRSN note que les options permettant d'assurer la stabilité mécanique du cœur ne sont pas abordées (risque de compaction).

4.2.3 COMBUSTIBLE DU GFR

Le principal défi de la R&D relative au cœur du GFR consiste à développer des matériaux de gainage du combustible et de structure des assemblages résistant à de hautes températures, afin de disposer de marges suffisantes à l'égard de la dégradation du cœur en cas d'accident.

Le cœur de référence du GFR (Figure 21) présente une géométrie hexagonale. Chaque assemblage combustible se compose d'un tube hexagonal contenant un faisceau d'aiguilles arrangées suivant un pas triangulaire. Deux réflecteurs neutroniques sont intégrés à l'assemblage, de part et d'autre du faisceau d'aiguilles. Cette géométrie résulte de la nécessaire compacité des cœurs à neutrons rapides et de l'individualisation des débits de gaz.

Le combustible est sous la forme de pastilles de carbure mixte d'uranium et de plutonium ((U,Pu)C). L'hélium étant un moins bon caloporteur que les métaux liquides, il faut accroître sa fraction volumique dans le cœur, au détriment de celle du combustible. La densité élevée du carbure permet de compenser en partie cet inconvénient. Le cœur possède deux zones d'enrichissement différent appelées cœur interne et cœur externe.

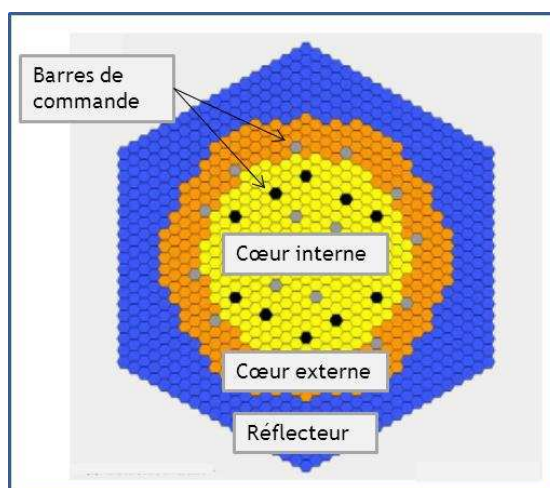


Figure 21 : Coupe horizontale du cœur du GFR (référence 63)

Dans le concept GFR, le cœur doit pouvoir supporter des températures dépassant 1600°C, voire 2000°C pendant plusieurs minutes. En pratique, le choix des matériaux utilisables est relativement restreint du fait des contraintes de l'irradiation. Le carbure de silicium (SiC) a donc été envisagé, notamment pour la première barrière. Cependant, sous forme de gaines cylindriques, ce matériau fragile doit être renforcé. Au final, un composite fibré entièrement en SiC a été retenu (composé SiC/SiC_f). Sur la Figure 22 sont illustrés les derniers développements dans la mise au point d'une gaine en céramique. La gaine cylindrique est réalisée à partir d'un tissage de fibres de carbure de silicium qui assurent la tenue mécanique de la gaine et lui donnent une certaine « ductilité »²³. Le tissu est ensuite imprégné de carbure de silicium. Cependant, le composite SiC/SiC_f ainsi réalisé n'est pas suffisamment étanche à l'égard des produits de fission ; cette fonction est assurée par un « liner » métallique, ici en tantale. Un « buffer » en carbone assure une protection relative de la gaine à l'égard des produits de fission (le carbure de silicium peut être décomposé par les oxydes métalliques) et limite l'interaction mécanique lors du gonflement de la pastille.

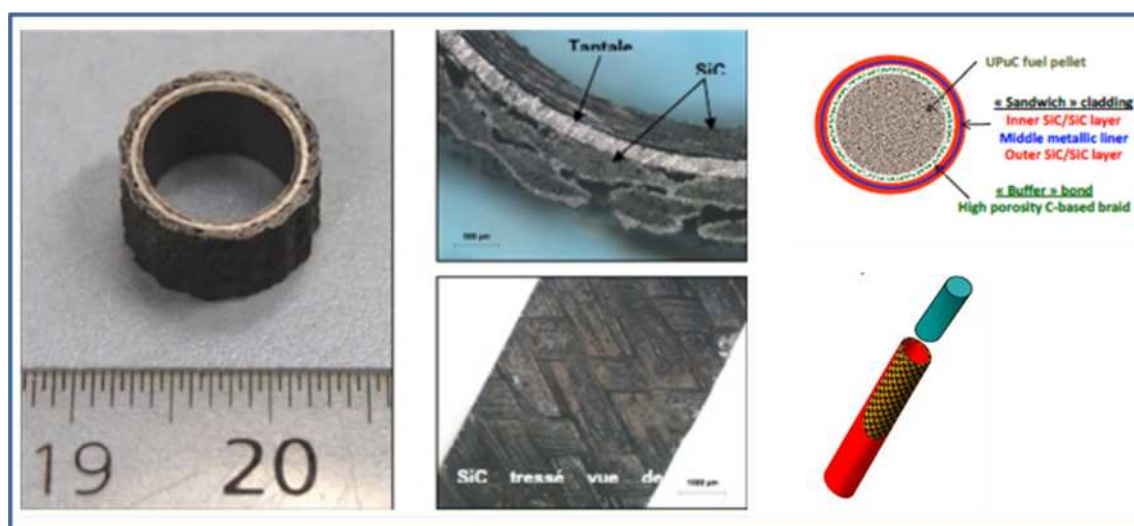


Figure 22 : Echantillon de gaine SiC/SiC_f - Sandwich cladding, CEA patent, M. Zabiego - GoFastR Project - 2012

L'assemblage fissile envisagé serait un assemblage composite d'éléments métalliques et céramiques. Il n'est pas possible à ce jour de réaliser une aiguille combustible en céramique d'un seul tenant sur toute la hauteur de la colonne fissile ; le faisceau combustible pourrait être constitué de demi-aiguilles placées les unes au-dessus des autres.

On notera que le combustible du GFR est encore dans une phase de R&D. Le CEA a réalisé des expériences de compatibilité du gainage avec le combustible carbure ainsi que des essais pour définir les caractéristiques mécaniques des gaines neuves (informations recueillies dans le cadre du projet GoFastR). A l'heure actuelle, les performances du combustible n'ont pas pu être testées en réacteur. Cependant, il faut noter qu'il existe quelques expériences d'irradiation récentes de carbure de silicium « massif » ainsi que de composites SiC/SiC_f. Ainsi, une série d'expériences d'irradiation s'est récemment achevée à l'ORNL (programme américano-japonais) ; elle avait pour objectif de mesurer l'évolution des propriétés avant et après irradiation de 15 types de composites SiC/SiC_f,

²³ Avant irradiation, le composite SiC/SiC_f reste néanmoins un matériau fragile comparé à une gaine en acier inoxydable puisque sa déformation à rupture est comprise entre 0,1% et 1% (traction dans le sens des fibres - référence 66), contre plus de 10% pour l'inox.

tous essentiellement composés de SiC_β ²⁴ et spécialement développés pour des applications nucléaires dans les domaines des gaines PWR, des réacteurs à hautes températures et de la fusion (référence 66). Ces essais ont révélé que la seule caractéristique physique significativement affectée lors des irradiations documentées dans la référence 66 est la conductivité thermique qui décroît sensiblement, mais reste très dispersée en fonction du type de composite. Le gonflement, de l'ordre de 2%, semble saturer rapidement jusqu'à au moins 70 dpa (60 dpa envisagés pour les gaines du GFR). Concernant le combustible, l'expérience d'irradiation FUTURIX-MI, réalisée dans Phénix²⁵, devait également apporter des données sur le comportement des matrices. Enfin, le comportement du combustible (U, Pu)C a été étudié par le passé et un certain nombre d'expériences d'irradiation et de données physiques sont disponibles (voir l'annexe III du présent rapport).

Par ailleurs, il faut mentionner que, pour des températures de fonctionnement plus faibles que celles du projet étudié par le CEA, des gaines en alliage de vanadium seraient envisageables.

En conclusion, les points suivants méritent d'être notés :

- le carbure de silicium permet de réaliser des gaines qui conservent théoriquement leur intégrité pour une température nettement supérieure à celle du fonctionnement normal ;
- les composites fibrés sont plus résistants que le carbure massif mais ne sont pas étanches ;
- le combustible carbure doit être isolé du carbure de silicium ;
- les effets de l'irradiation sur la gaine induisent une baisse de la conductivité thermique et un gonflement modéré, alors que les autres caractéristiques physiques apparaissent peu affectées, jusqu'aux doses envisagées pour un GFR.

Même si le développement des gaines en composite SiC/SiC_f semble ouvrir des voies prometteuses pour les concepts à haute température en général, voire même pour les PWR, il reste à franchir plusieurs étapes de qualification pour prouver qu'elles sont adaptées aux conditions de fonctionnement d'un cœur de GFR.

4.2.4 CALOPORTEUR

Les propriétés du caloporteur ont été présentées au chapitre 3.2.3, relatif au concept VHTR.

Contrairement au VHTR, il est essentiel pour la sûreté de conserver l'inventaire en hélium du circuit primaire, car le cœur du GFR doit être refroidi par convection. Or la nature de l'hélium rend l'étanchéité de ce circuit difficile à réaliser. Il en va de même pour l'enceinte rapprochée, en cas de fuite du circuit primaire.

4.2.5 BARRIERES DE CONFINEMENT

Le confinement des matières radioactives présentes dans le cœur est assuré par trois barrières successives et indépendantes que sont la gaine du combustible, l'enveloppe de l'hélium primaire et le bâtiment du réacteur. Les concepteurs du projet GFR n'attribuent pas de rôle de barrière à l'enceinte rapprochée.

²⁴ La variété bêta possède la même forme cristalline que le diamant.

²⁵ Cette expérience s'est achevée en 2009.

4.2.5.1 Première barrière

La température des gaines serait proche de 1000°C en fonctionnement normal. Par ailleurs, le cœur et les moyens de secours (DHR) sont dimensionnés pour qu'elle ne dépasse pas 1600°C dans la plupart des transitoires accidentels. Au stade des études préliminaires, cette limite a été retenue par analogie avec le combustible TRISO. Pour certains accidents de dépressurisation sévère du circuit primaire (grosse brèche, brèches multiples), les concepteurs envisagent que les gaines puissent atteindre la température maximale de 2000°C pendant une dizaine de minutes, sans perdre leur intégrité. Quoi qu'il en soit, les valeurs limites de température précitées ne sont qu'exploratoires et ne constituent pas des critères de sûreté associés au combustible du GFR. Les analogies qui pourraient être faites avec le combustible du VHTR sont d'ailleurs très limitées, car l'environnement chimique du carbure de silicium est très différent pour un GFR : contact direct avec l'hélium et avec de la vapeur d'eau ou de l'air dans certaines situations accidentelles, présence d'un « liner métallique », etc.

Malgré les incertitudes sur les performances des gaines (voir le paragraphe précédent), l'IRSN relève cependant quelques points critiques pour la sûreté :

- l'analyse des points chauds est plus sensible pour un caloporteur gazeux que pour un caloporteur liquide (mélange entre canaux plus difficile, effets de la compressibilité, etc.) ;
- l'analyse de l'influence de défauts potentiels préexistants dans un matériau composite est a priori plus complexe que pour les gaines métalliques (anisotropie) ;
- la détection d'une éventuelle rupture de gaine en cœur serait plus difficile que dans le cas du SFR.

Concernant ce dernier point, l'enjeu de sûreté est différent pour le GFR et le SFR. En effet, l'hélium ne réagit pas avec le combustible. Cependant, il existe toutefois un risque de contamination des parties froides du circuit primaire sur lesquelles les produits de fission volatils, non éliminés par le circuit de purification, se déposeraient. Ceci pourrait poser problème pour les opérations de maintenance ou en cas de fuite d'hélium qui entraînerait cette contamination dans l'enceinte du réacteur.

L'objectif de maintien de l'intégrité mécanique des gaines dans toutes les situations incidentelles et accidentelles apparaît plus difficile à réaliser que pour le VHTR, notamment à cause des conditions de fonctionnement envisagées. A cet égard, il serait intéressant d'explorer l'influence d'une baisse de la température en sortie du cœur sur les « marges » estimées au stade la préconception. Par ailleurs, l'IRSN note que la valeur limite de 1600°C pour la température de la gaine n'est pas encore justifiée pour le combustible GFR.

4.2.5.2 Deuxième barrière

Comme illustré sur la Figure 19, la deuxième barrière de confinement du GFR est relativement complexe ; elle se compose de l'enveloppe externe du circuit primaire (cuve du réacteur, cuves de liaison, cuves des IHX, DHR, etc.) et des tubes des IHX. De plus, un circuit isolable de purification de l'hélium primaire est connecté au circuit primaire.

Le matériau envisagé pour la deuxième barrière, à l'exception des parois à hautes températures, est l'acier martensitique de type X10CrMoVNb9-1 (P91), utilisé dans les centrales thermiques classiques. Le matériau de l'échangeur intermédiaire fonctionnant à 850°C n'est pas encore défini (alliages de nickel envisagés).

Concernant la surveillance de la deuxième barrière, l'IRSN relève la difficulté de détection et de localisation des petites fuites d'hélium (technologie spécifique à développer). De plus, les échangeurs intermédiaires comprendraient des modules à plaques, a priori difficilement contrôlables. En cas de fuite des échangeurs intermédiaires, l'hélium primaire s'introduirait dans le circuit intermédiaire dont la pression est plus faible. C'est pourquoi un système de détection de fuite (mesure d'activité) et des vannes d'isolement sont prévus sur les tuyauteries des circuits intermédiaires, au plus près des cuves des échangeurs.

En fonctionnement accidentel, il existe (comme pour le VHTR) un risque potentiel de passage de gaz chaud dans la branche froide. Cependant, les échanges thermiques entre les structures et l'hélium étant moins efficaces qu'avec les métaux liquides, les chocs thermiques sur la cuve et les structures devraient être moins sévères lors des transitoires de fonctionnement que pour les SFR ou les LFR. Quoiqu'il en soit, les risques d'agression de la deuxième barrière et du supportage du cœur par des gaz chauds (800 °C) devront être examinés avec attention.

Les tubes des échangeurs intermédiaires constituent un point faible de la deuxième barrière, étant donné les conditions sévères de fonctionnement de ces équipements et la surface d'échange nécessairement importante qu'ils présentent. Des vannes a priori couplées à une surveillance des éventuelles fuites permettent d'isoler la boucle en cas de bipasse de la barrière au niveau des équipements d'échange thermique.

4.2.5.3 Troisième barrière

L'IRSN ne dispose pas d'information sur le bâtiment du réacteur envisagé pour un GFR. En particulier, le rôle joué par le bâtiment du réacteur n'est pas clairement défini à l'égard de la fonction de confinement en cas de fuite du circuit primaire ni, a fortiori, en cas de fusion du cœur. On rappelle que l'enceinte rapprochée ne constitue pas une barrière, mais qu'elle joue le rôle de volume tampon entre le circuit primaire et le bâtiment du réacteur : son taux de fuite doit être tel que la pression de repli puisse être maintenue quelques dizaines d'heures (suivant la décroissance de la puissance résiduelle du cœur).

4.2.6 MANUTENTION ET ENTREPOSAGE DES ASSEMBLAGES

La cuve du réacteur ne pouvant pas être ouverte, le système de chargement et de déchargement du combustible utiliserait un sas pressurisé. Le CEA a envisagé un bras articulé (Figure 23) servant à extraire les assemblages du cœur et à les placer dans un panier de transfert. Les autres étapes de la manutention ne sont pas encore définies.

Malgré le peu d'informations disponibles, l'IRSN estime que quelques points importants pour la sûreté peuvent être notés :

- le refroidissement des assemblages irradiés en cours de manutention devrait représenter un défi technique car, même si les gaines en céramique sont conçues pour résister à de hautes températures, elles devraient, comme les gaines des SFR, avoir besoin d'un refroidissement actif ;
- contrairement au SFR, il n'y a pas a priori d'opération de lavage des assemblages irradiés à prévoir avant leur entreposage, ce qui diminue les risques liés à des chocs thermiques potentiels sur la première barrière et le volume des déchets liquides²⁶ ;

²⁶ Les effluents liquides des SFR proviennent pour une bonne part des opérations de lavage et de décontamination des assemblages et des composants en réacteur.

- comme pour le SFR, il conviendra d'examiner le risque de chute d'un assemblage qui conduirait, a minima, à la rupture des gaines.

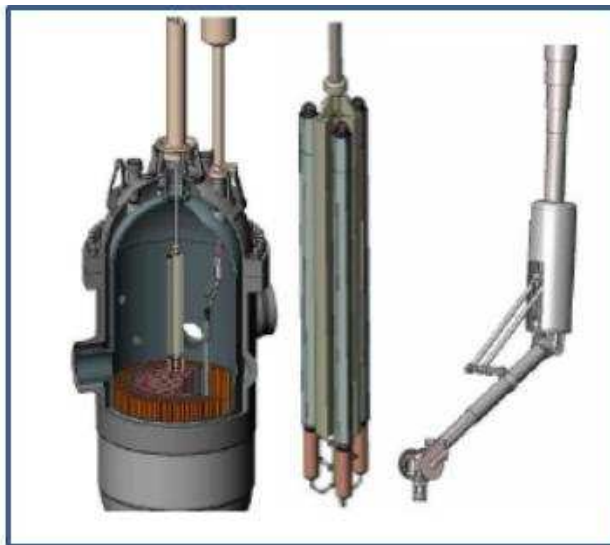


Figure 23 : Bras de manutention et barillet de transfert (référence 64)

4.3 MAITRISE DES FONCTIONS DE SURETE

4.3.1 MAITRISE DE LA REACTIVITE

La maîtrise de la réactivité est assurée par les contre-réactions neutroniques et un système d'introduction d'absorbant neutronique.

Les coefficients de contre-réaction neutroniques sont influencés par la nature du spectre. Or, en comparaison avec un SFR ou un LFR, le spectre d'énergie des neutrons dans le cœur du GFR pourrait être déplacé vers les hautes énergies, car l'hélium interagit moins avec les neutrons que le sodium ou le plomb (du point de vue des captures et du ralentissement des neutrons). Ceci pourrait avoir un effet défavorable sur certains coefficients de contre-réaction neutronique. Néanmoins, les cœurs envisagés pour le GFR contiendraient une quantité non négligeable de métaux (tantale, niobium, tungstène ou vanadium) qui ont un effet modérateur, de même que le carbure de silicium des gaines et des tubes hexagonaux des assemblages. C'est pourquoi, du point de vue de l'effet sur les contre-réactions neutroniques, on ne peut pas établir actuellement de différences notables entre le spectre du GFR et ceux des autres concepts à neutrons rapides. Par contre, la faible interaction de l'hélium avec les neutrons permet de limiter l'augmentation de la réactivité en cas de dépressurisation du circuit primaire (effet de vidange), sans que cela implique des contraintes fortes sur la conception du cœur, contrairement au SFR. Les concepteurs du GFR affichent ainsi un effet de vidange du même ordre de grandeur que la fraction de neutrons retardés (environ + 320 pcm à l'équilibre en fin de vie - études GoFastR).

Le système d'arrêt (barres absorbantes) est essentiel pour la sûreté du GFR. Les premières études réalisées sur le concept GFR montrent par exemple la nécessité d'arrêter rapidement la réaction nucléaire en cas de perte des moyens normaux de refroidissement ou de dépressurisation. On notera également qu'un arrêt automatique sur signal sismique apparaît indispensable, car le cœur est sensible aux déformations du réseau d'aiguilles, et ce d'autant plus que le caloporteur ne joue pas le rôle d'amortisseur comme pour le SFR.

Le pilotage et la maîtrise de la réactivité sont réalisés par deux systèmes redondants et diversifiés. Dans la conception de référence, un seul des deux systèmes est utilisé pour le pilotage (« control and shutdown system »), l'autre assurant uniquement l'arrêt automatique (« diverse shutdown system »).

Les mécanismes des barres sont situés sous la cuve et les éléments absorbants au-dessus du cœur fissile (voir la Figure 19). Cette configuration permet de situer la plus grande partie des systèmes mécaniques dans la zone parcourue par l'hélium froid. De plus, elle autorise la mise en œuvre de systèmes de blocage de la descente de barre en cas d'éjection du mécanisme, l'objectif étant que l'élément absorbant reste dans la partie fissile du cœur. Par ailleurs, il est possible de concevoir des barres d'un poids suffisant pour maîtriser le risque d'envol.

Enfin, il faut rappeler que, de même que pour les autres concepts à neutrons rapides, la fonction de maîtrise de la réactivité d'un cœur de GFR est influencée par l'objectif de gestion du combustible qui lui est attribué (option de transmutation des actinides mineurs, surgénération de plutonium, consommation de plutonium, etc.).

4.3.2 EVACUATION DE LA PUISSANCE RESIDUELLE

Malgré une densité de puissance²⁷ limitée à 100 MW/m³, la stratégie d'évacuation de la puissance résiduelle en fonctionnement normal et accidentel est un des défis majeurs du concept GFR, du fait de la faible inertie du caloporteur. Les systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle doivent être adaptés à plusieurs régimes de fonctionnement caractérisés par trois domaines de pression. Ceci s'est traduit dès l'origine du projet GFR par une architecture des systèmes relativement complexe. Les circuits de refroidissement représentés sur la Figure 24 comprennent trois boucles DHR (Decay Heat Removal) à haute pression (3x100%) et une boucle DHR basse pression. La boucle basse pression nécessite une soufflante de forte puissance (option possible : turbosoufflante).

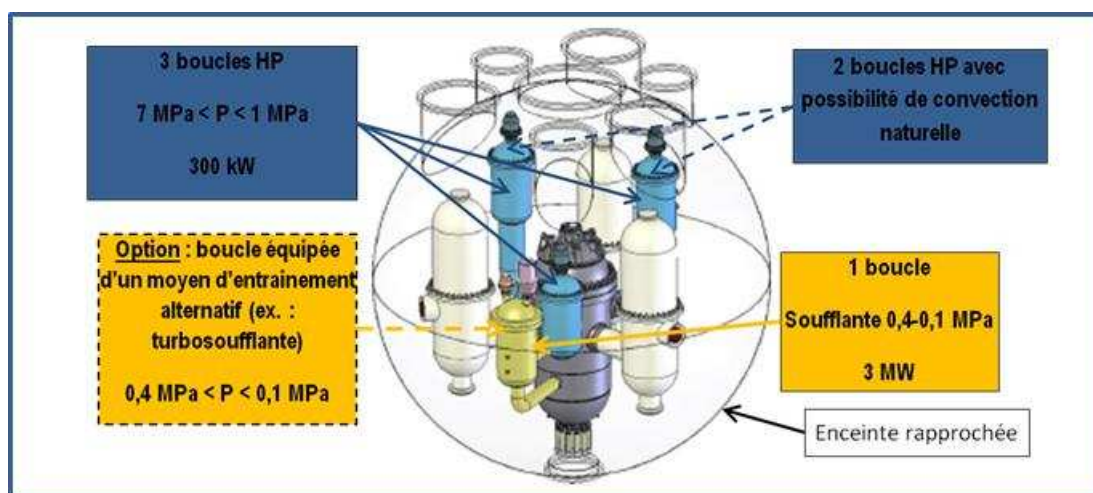


Figure 24 : Evacuation de la puissance résiduelle - Configuration de 2007 (référence 67)

Le schéma de principe d'une boucle DHR haute pression est représenté sur la Figure 25. Le DHR comprendrait une boucle primaire où circule l'hélium, refroidi dans un échangeur par l'eau de la boucle secondaire (pression de 1 MPa). L'eau de la boucle secondaire serait refroidie au moyen d'un échangeur immergé dans une piscine. La piscine, située dans l'enceinte du réacteur, serait refroidie par un circuit tertiaire (non représenté sur

²⁷ Une densité de puissance plus faible (de l'ordre de 50 MW/m³) permettrait théoriquement d'assurer des marges de sûreté plus satisfaisantes dans les situations avec dépressurisation primaire, mais le coût du cycle du combustible serait alors plus élevé (accroissement de l'inventaire en plutonium).

la Figure 25) muni d'un échangeur air/eau placé en dehors de l'enceinte. La masse d'eau contenue dans la piscine permettrait d'assurer 24 heures d'autonomie aux DHR, sans refroidissement par l'air extérieur.

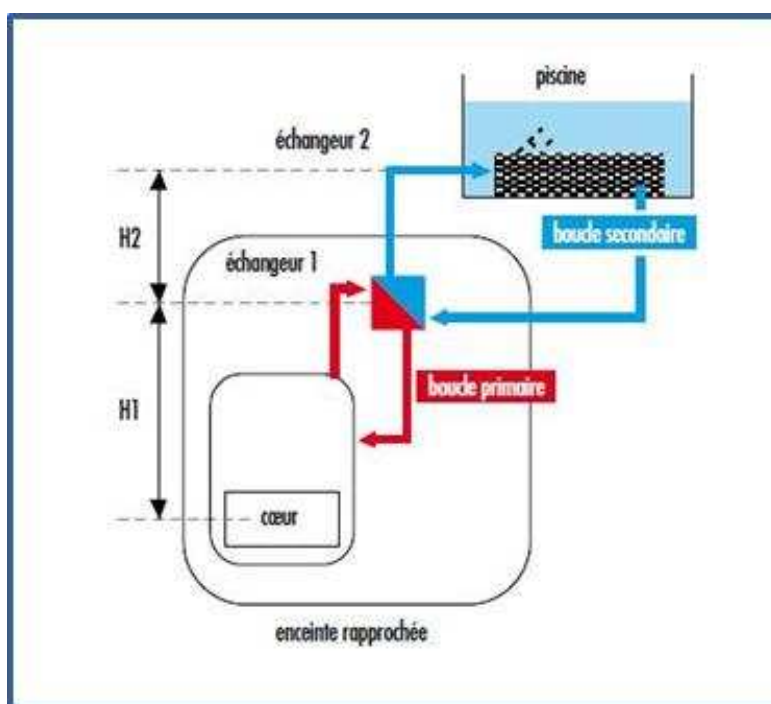


Figure 25 : Schéma de principe d'un DHR haute pression (référence 63)

L'IRSN ne dispose pas de description de la boucle DHR basse pression. Le CEA a indiqué qu'elle devrait être équipée d'une soufflante de forte puissance.

Afin de valider le dimensionnement des DHR, trois catégories de situations ont été étudiées, à savoir :

- les pertes du refroidissement avec conservation de la masse d'hélium dans le circuit primaire ;
- les dépressurisations du circuit primaire avec maintien de l'étanchéité de l'enceinte rapprochée ;
- les dépressurisations du circuit primaire combinées avec la défaillance de l'enceinte rapprochée.

Pour gérer les deux premières situations, les trois circuits DHR « haute pression » comporteraient des soufflantes à vitesse pilotée, efficaces entre 7 MPa et 1 MPa et secourues électriquement. Le fonctionnement en convection naturelle de deux de ces trois circuits est possible :

- immédiatement après l'arrêt d'urgence en cas de maintien de l'inventaire en hélium ;
- après 24 heures en cas de brèche dans le circuit primaire.

Dans la troisième situation, l'évacuation de puissance résiduelle serait assurée par le circuit DHR « basse pression ».

Dans tous les cas, lorsque les DHR sont mis en fonction, il faut isoler les circuits normaux pour éviter un bypass du cœur.

En complément de l'étude déterministe des divers transitoires de dégradation du refroidissement du réacteur, les concepteurs ont réalisé des études probabilistes pour juger de l'adéquation de l'architecture des systèmes retenue

avec les objectifs de fiabilité de l'EPuR. Les résultats obtenus ont conduit à faire évoluer l'EPuR, notamment pour réduire les risques associés aux situations d'arrêt fréquentes (risque de refus de démarrage des boucles DHR) et aux situations de perte de l'enceinte rapprochée. Ces évolutions sont décrites sur la Figure 26.

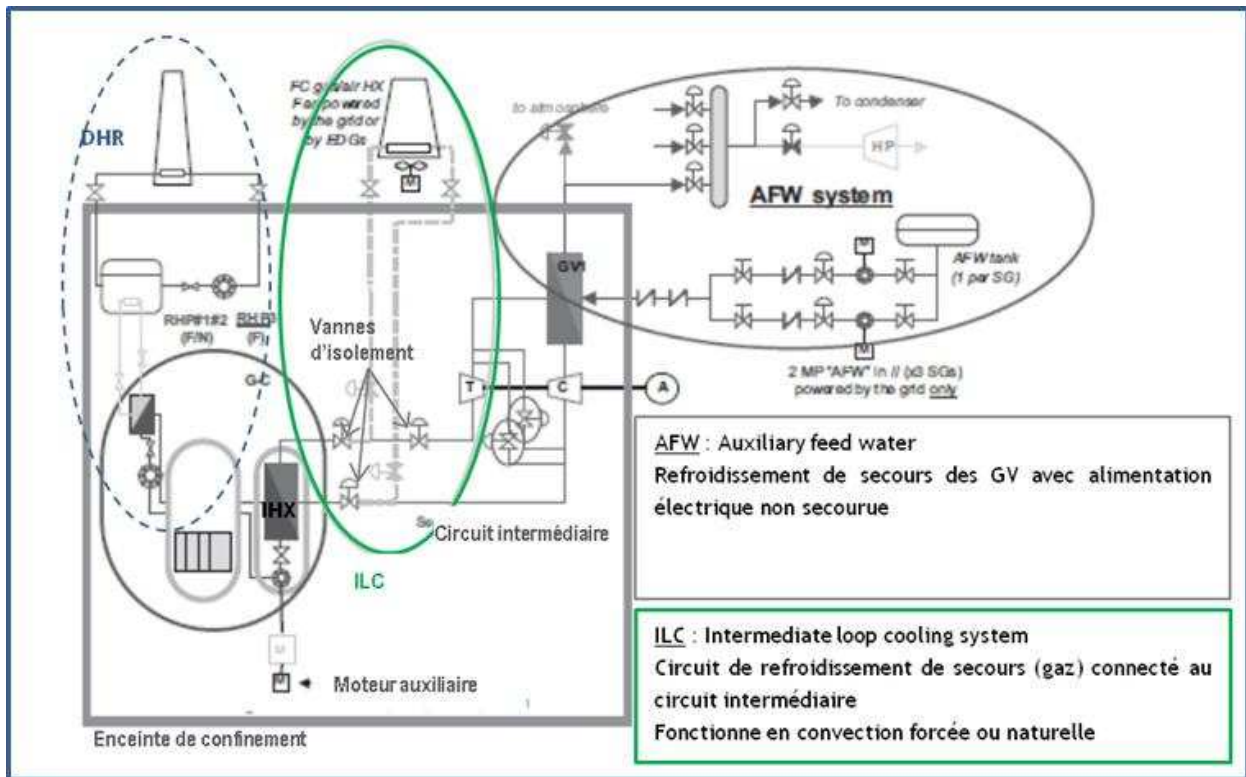


Figure 26 : Evolution des systèmes d'EPuR du GFR (référence 67)

Dans les situations d'arrêt en pression du réacteur, la circulation de l'hélium primaire serait assurée par les soufflantes primaires équipées de moteurs auxiliaires secourus. Le cœur serait refroidi par au moins un des trois circuits normaux équipés chacun d'un système de refroidissement spécifique (système AFW). En cas d'indisponibilité des systèmes AFW, l'évacuation de puissance pourrait être assurée par un circuit connecté au circuit intermédiaire et équipé d'un échangeur à gaz/air (système ILC). Seul le système actif de refroidissement de l'échangeur de l'ILC serait secouru.

En cas d'indisponibilité des circuits normaux, ce sont les circuits de refroidissement de secours (DHR), précédemment décrits, qui assureraient la fonction d'évacuation de la puissance résiduelle. Dans cette configuration, les circuits normaux de refroidissement sont isolés. Les DHR sont dimensionnés pour qu'aucune injection de gaz ne soit nécessaire dans le circuit primaire. Par rapport à la Figure 24, le nombre des DHR haute pression serait réduit à deux et il y aurait deux DHR basse pression au lieu d'un seul.

D'autres évolutions ont été envisagées pour renforcer l'efficacité de la fonction d'évacuation de la puissance résiduelle, comme l'injection d'azote dans le circuit primaire à partir d'accumulateurs situés dans l'enceinte rapprochée. Cette mesure permettrait éventuellement de gérer les petites fuites du circuit primaire sans moyens actifs. Toutefois, les conséquences d'une injection d'azote sur la réactivité du cœur et la corrosion des structures restent à examiner.

Par ailleurs, une autre solution consistant à coupler mécaniquement la soufflante primaire à la turbine et au compresseur du circuit intermédiaire (Figure 27) est envisagée. Ainsi, la circulation du caloporteur se trouverait assurée sans apport extérieur d'énergie électrique (référence 69).

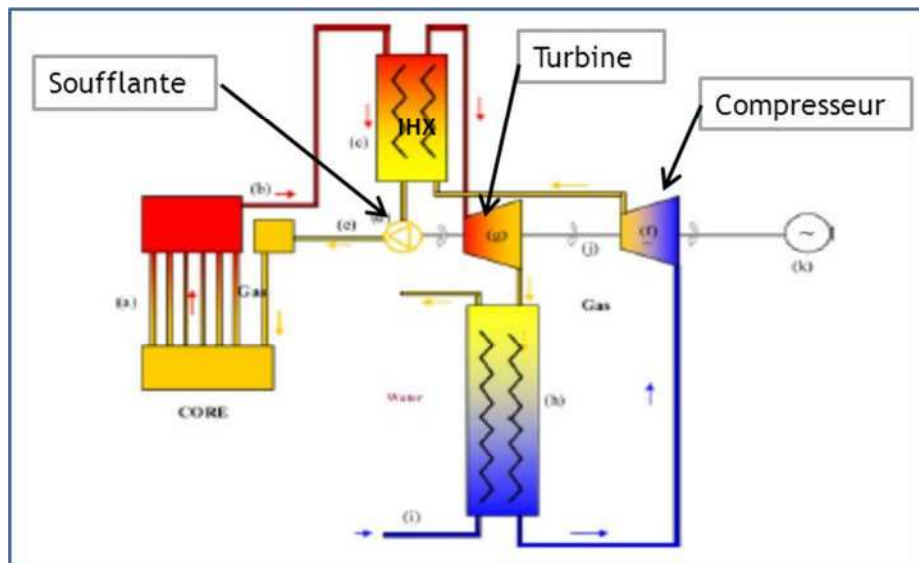


Figure 27 : Schéma d'un cycle de conversion avec couplage de la soufflante primaire (référence 69)

Remarques de l'IRSN sur la fonction d'évacuation de la puissance

La stratégie d'évacuation de la puissance résiduelle du GFR n'est pas encore figée. Cependant, l'IRSN remarque qu'elle fait appel à des équipements difficiles à diversifier et qui requièrent plusieurs systèmes supports, moyens de pilotage et de contrôle (vannes, pompes, système de pilotage des soufflantes, mesures de débits de gaz, etc.). Ainsi, les évolutions envisagées pour l'architecture de l'EPuR, visant à accroître sa fiabilité théorique, rendent plus complexe le schéma initial (ajout de l'ILC, de l'AFW, des moteurs auxiliaires des soufflantes primaires, etc.), ce qui augmente nécessairement les incertitudes sur le gain en fiabilité finalement affiché. A cet égard, il faut noter que, contrairement au SFR ou au LFR, les DHR doivent être isolés en fonctionnement normal pour éviter un bypasse du cœur (vannes à ouvrir pour la mise en marche). De plus, la démonstration de la capacité des DHR « haute pression » à fonctionner suffisamment tôt en convection naturelle constituerait vraisemblablement un point délicat de la démonstration de sûreté.

Il existe également un risque de bypasse du cœur en cas de rupture d'une cuve de liaison, lorsque la branche froide du circuit d'hélium communique avec l'enceinte rapprochée. Dans ce cas, une partie de l'hélium froid injecté par les DHR ressort dans l'enceinte au lieu de traverser le cœur (perte de charge plus élevée). Cet accident constitue un initiateur de la fusion du cœur.

Concernant la garantie du maintien d'une pression de repli dans le circuit primaire, il convient de remarquer que de nombreux circuits traversent l'enceinte rapprochée. De plus, cette enceinte devra être munie de traversées permettant l'accès au circuit primaire (sas pour rechargement du cœur, maintenance des composants, etc.), qui

sont autant de voies potentielles de fuites. Enfin, en cas d'agression, l'étanchéité de cette enceinte peut être affectée et son taux de fuite se trouver accru sans qu'il soit possible de détecter l'origine des fuites (réparabilité).

Au final, l'IRSN constate que la faible inertie thermique du circuit primaire du GFR nécessite, en cas de défaut de refroidissement, une réponse rapide et adaptée de la part du système d'arrêt et des circuits de refroidissement de secours. Ce point faible du concept pourrait conduire dans le futur tant à une remise en cause de la conception générale du circuit primaire et du cœur que de l'architecture des moyens de sauvegarde. De ce point de vue, dans le cadre d'un objectif de sûreté renforcé par rapport aux réacteurs de troisième génération, l'IRSN estime que la faisabilité du concept GFR n'apparaît pas encore démontrée.

4.3.3 CONFINEMENT DES MATIERES RADIOACTIVES

Concernant le confinement assuré par la première barrière, il convient de rappeler que c'est l'enveloppe métallique intercalée entre les deux tubes en composite SiC/SiC_f qui assure cette fonction.

Par ailleurs, les concepteurs du GFR ont affiché comme objectif d'abaisser le taux de fuite du circuit primaire à 10% de la masse d'hélium par an. Si on le compare au taux de fuite observé sur les HTR, l'IRSN note que cet objectif est très ambitieux, alors que le volume de l'enceinte primaire du GFR est plus important²⁸. Quoiqu'il en soit, la fuite continue de l'hélium primaire en fonctionnement normal entraînerait une dispersion de la contamination en dehors du circuit primaire. La présence d'une enceinte rapprochée pourrait contribuer cependant à limiter cette contamination, mais son rôle pour cette fonction reste à définir (exigence d'étanchéité, ventilation, etc.). Quoiqu'il en soit, l'étude de l'impact des fuites primaires en fonctionnement normal reste à faire.

Concernant l'étude des accidents susceptibles d'engendrer des rejets radiologiques, les conséquences à court terme des accidents de dépressurisation du circuit primaire devraient être limitées d'abord par le circuit de purification de l'hélium et ensuite par la présence de l'enceinte rapprochée qui permet de retarder et de diminuer les rejets, même si elle n'a pas explicitement de rôle de barrière. En tant que barrière de confinement, le bâtiment du réacteur devrait être dimensionné pour résister aux pressions et aux températures induites par les divers accidents de dépressurisation (pas d'élément disponible à l'heure actuelle).

Enfin, la fiabilité de l'isolement des divers circuits qui sont connectés à l'enveloppe de l'hélium primaire jouera un rôle important dans la fonction de confinement. Ces circuits devraient toutefois être localisés dans le bâtiment du réacteur (purification de l'hélium, DHR, circuits intermédiaires en gaz).

4.4 ANALYSE DES RISQUES

4.4.1 RISQUES SPECIFIQUES AU CONCEPT

Du fait de l'utilisation d'un caloporteur sous pression, une brèche importante du circuit primaire pourrait endommager le cœur et les structures internes. Un tel accident conduirait à une dépressurisation brutale en quelques dizaines de secondes au maximum. Si la brèche était suffisamment soudaine, une onde de choc serait engendrée et parcourrait le circuit primaire, venant alors solliciter le supportage du cœur et les assemblages. Or,

²⁸ Le taux de fuite du HTTR est d'environ 75% de la masse d'hélium par an à 4 MPa (données JAEA - Projet LOFC).

le maintien d'une pression de repli n'est pas une condition suffisante pour assurer l'EPuR ; il faut également que le cœur reste dans un état géométrique qui autorise son refroidissement par la circulation de l'hélium. Une onde de choc dans le circuit primaire pourrait endommager les assemblages et créer des bouchages. Les protections thermiques seraient également fortement sollicitées (effet d'arrachement). De plus, l'ébranlement du cœur engendrerait quasi immédiatement des oscillations de la puissance.

4.4.2 SEQUENCES ACCIDENTELLES

4.4.2.1 Accidents de troisième catégorie

Le concept GFR en cours de développement n'a pas encore fait l'objet d'une démonstration de sûreté, mais de nombreuses études préliminaires de transitoires accidentels ont été réalisées dans le cadre du projet GoFastR. Les principaux accidents envisagés à partir de la version de 2007 du GFR (référence 67) sont abordés ci-après.

Les accidents retenus en troisième catégorie sont essentiellement la petite brèche du circuit primaire (diamètre inférieur à 3 pouces), une fuite au niveau d'un échangeur intermédiaire et la perte des sources électriques externes d'une durée supérieure à 2 heures. Pour ces accidents, les critères de sûreté envisagés par le concepteur sont relatifs à la température maximale de la gaine (1450°C) et du plénum supérieur (1250°C). Dans le cas pénalisant de la brèche de 3 pouces avec un circuit DHR défaillant, la température maximale des gaines a été évaluée à 1180°C et celle du plénum chaud à 886°C (référence 67).

4.4.2.2 Accidents de quatrième catégorie

Concernant les accidents de quatrième catégorie, les critères envisagés sont du même type que pour les accidents de troisième catégorie, mais la température maximale admissible pour le combustible est portée à 1600°C. L'accident de référence est la brèche de 10 pouces aggravée par la perte d'un circuit DHR, engendrant une dépressurisation rapide du circuit primaire (arrêt du réacteur, arrêt des soufflantes en 60 s, isolement des circuits normaux de refroidissement et de l'enclaustrée). Environ 46 s après l'arrêt du réacteur, les soufflantes des DHR haute pression (2 DHR sur 3) démarrent et assurent un débit d'hélium de l'ordre de 30 kg/s dans le cœur (contre 1000 kg/s au nominal). Dans cette situation, les températures maximales des gaines et du plénum chaud sont évaluées à respectivement 1470°C et 1160°C. Le cas de la grosse brèche au niveau d'un échangeur intermédiaire est moins pénalisant.

En cas de perte des alimentations secourues des soufflantes des DHR, la capacité de refroidissement en convection naturelle avec 2 DHR (conception de 2007) a été évaluée, mais les critères de quatrième catégorie ne peuvent être satisfaits que si la pression du circuit primaire est supérieure à 1,5 MPa (supérieure à la pression de repli). Selon les premières études des concepteurs, l'injection d'azote pourrait permettre de respecter ces critères, au prix vraisemblablement de la perte de l'investissement (nitruration du cœur et des structures).

On peut également citer, en quatrième catégorie, les transitoires suivants qui seraient couverts par le scénario précité :

- une brèche du circuit secondaire ;
- une rupture de tuyauterie au niveau d'un échangeur intermédiaire ;
- une brèche entre la branche chaude et la branche froide (bipasse).

Les concepteurs ont défini également un domaine d'extension du dimensionnement comprenant des accidents considérés comme peu probables ainsi qu'un certain nombre de séquences complexes (défaillances multiples) étudiées sans prendre en compte d'aggravant, à savoir :

- la rupture guillotine d'une cuve de liaison (« cross-duct ») ;
- une entrée d'eau dans le circuit primaire ;
- la perte totale des alimentations électriques externes et des alimentations de secours (Diesels) ;
- la rupture d'un échangeur intermédiaire cumulée à la perte des alimentations électriques ;
- la perte d'étanchéité concomitante du circuit primaire et de l'enceinte rapprochée ;
- la perte des soufflantes non protégée par le système d'arrêt ;
- l'excursion de puissance non protégée ;
- la perte du caloporteur non protégée.

Pour ces séquences, la limite retenue pour la température maximale des gaines est la même que pour la quatrième catégorie, mais une température inférieure à 1850°C serait tolérée pendant une dizaine de minutes. Il n'y a pas de critère relatif à la tenue des structures environnant le cœur. Pour certaines séquences complexes, telle que la rupture d'un échangeur intermédiaire cumulée avec la perte totale des alimentations électriques, les concepteurs envisagent même des températures maximales du cœur pouvant atteindre transitoirement 2000°C.

Les études de ces transitoires semblent montrer qu'un certain nombre d'entre eux pourraient être gérés de façon à respecter les critères précités (référence 67). Notamment, la perte totale des alimentations électriques (refroidissement uniquement par convection naturelle) ne conduirait pas à la dégradation du cœur si l'inventaire en hélium était préservé. Par contre, les transitoires non protégés (surtout ceux avec perte de l'hélium) conduiraient rapidement à la fusion du cœur, bien que des mesures de limitation des conséquences puissent vraisemblablement permettre d'augmenter les délais de grâce (injection d'azote).

Il convient de noter que la liste des accidents étudiés n'est pas exhaustive et que le classement proposé exprime des objectifs de conception et non le résultat d'une analyse de sûreté.

Remarques de l'IRSN

L'IRSN ne dispose pas d'éléments suffisants permettant de porter un jugement sur les études de transitoires accidentels ; il note de plus que de nombreuses incertitudes affectent les résultats dans cette phase préliminaire de la conception. A titre d'exemple, le calcul de la variation de puissance induite par une éventuelle entrée d'eau comporte des incertitudes importantes relatives à la section efficace de d'absorption de l'²³⁸U. De même, les conséquences mécaniques d'une dépressurisation rapide sur le cœur n'ont pas été évaluées de façon détaillée, ce qui aurait nécessité une définition plus avancée des structures internes et des assemblages. De plus, les outils de calculs utilisés, tels que le logiciel CATHARE2 (version gaz), ne sont encore que partiellement qualifiés pour cette utilisation et les températures évaluées pour le combustible sont donc peu fiables.

Les critères portant sur la température du combustible et du plénum chaud ne sont pas validés à l'heure actuelle et ne sont pas suffisants pour garantir la sûreté du réacteur. En effet, dans les situations accidentelles évoquées ci-avant, il convient également de s'assurer de la tenue de la deuxième barrière, du supportage du cœur et des barres de contrôle.

Enfin, plusieurs séquences accidentelles restent à étudier telles que celles engendrées par :

- l'éjection d'un mécanisme de barre conduisant à une brèche proche du supportage du cœur ;
- l'insertion brutale dans le cœur d'une barre absorbante (élévation de température très rapide de la barre) ;
- les inversions du débit d'hélium (échauffement excessif du supportage) ;
- les agressions d'origine interne et notamment celles qui proviendraient d'une défaillance des soufflantes (missiles).

Il conviendrait également de rechercher et d'examiner les initiateurs susceptibles de créer des mouvements du cœur, par exemple le séisme (le cœur du GFR, comme tous les cœurs à spectre rapide, est sensible aux effets de compaction).

4.4.2.3 Accident grave

Les premières études de sûreté, réalisées sur la base du concept de 2007, ont permis au CEA de définir une quinzaine de scénarios susceptibles d'engendrer un accident grave (référence 68). Ces scénarios ont été étudiés avec l'objectif d'estimer l'efficacité des moyens de prévention, mais les conséquences d'une dégradation du cœur n'ont pas été examinées.

Le CEA a indiqué avoir entrepris de caractériser des modes de dégradation d'un cœur composé de matériaux réfractaires (référence 67). Il a caractérisé séparément le comportement des matériaux du cœur à haute température ainsi que leurs interactions potentielles au niveau de l'élément combustible (gaine SiC, « liner », combustible) au moyen de calculs thermodynamiques. Des calculs exploratoires des effets neutroniques de la relocalisation des phases ainsi déterminées ont également été réalisés avec le logiciel ERANOS. A titre d'exemple, l'examen de la fusion de 7 assemblages montre que la réactivité insérée peut atteindre environ 1\$ en cas de ségrégation des divers matériaux et du combustible.

A cet égard, on notera que le principal avantage identifié du GFR en cas de fusion du cœur est l'absence d'interaction thermodynamique ou chimique entre le caloporteur primaire et le combustible fondu. Le circuit intermédiaire en gaz, retenu dans le concept GFR, permet par ailleurs de réduire le risque de réaction énergétique avec l'eau (fluide tertiaire). Toutefois, en cas de défaillance de l'enveloppe primaire et de l'enceinte rapprochée, de l'air pénétrerait dans le circuit primaire. Il y aurait alors oxydation du carbure de silicium et des structures très chaudes environnant le cœur.

L'IRSN note que le risque de fusion du cœur avec le circuit primaire en pression n'est pas évoqué dans les documents auxquels il a eu accès. Par analogie avec les PWR, on peut penser que ce risque devra faire l'objet d'études et de dispositions particulières. Par ailleurs, rien ne permet à l'heure actuelle d'écarter un dégagement d'énergie en cas d'excursion de puissance du cœur qui engendrerait la vaporisation d'une partie du combustible. Un tel scénario pourrait ainsi être envisagé en cas de fusion, si le cœur se retrouvait par exemple dans une configuration prompte-critique suite à la compaction des matériaux fondus. En comparaison avec un SFR, on notera que la cuve du GFR est dimensionnée pour résister à une pression interne statique supérieure à 7 MPa (pression nominale et marge réglementaire), ce qui est favorable. Néanmoins, un scénario de criticité énergétique pourrait être plus grave pour le GFR que pour le SFR, car les débris du cœur projetés sur la cuve seraient

insuffisamment refroidis par l'hélium. Ainsi, l'IRSN estime qu'il sera nécessaire a minima de démontrer que le risque de retour en criticité énergétique du cœur du GFR est suffisamment limité.

Concernant la gestion du cœur dégradé, l'IRSN estime que le concept GFR est à l'évidence défavorable du point de vue du refroidissement du corium. Une solution envisagée pour l'instant est le confinement du cœur dégradé dans la cuve, mais aucune option de conception n'a encore été développée pour cela. Les systèmes spécifiques permettant d'assurer le refroidissement du cœur dégradé dans la cuve principale restent à développer. Par ailleurs, l'IRSN n'a pas connaissance d'étude relative au refroidissement du cœur dégradé à l'extérieur de la cuve du réacteur.

4.5 IMPACT DANS L'ENVIRONNEMENT ET RADIOPROTECTION

Composition du fluide primaire

L'hélium du circuit primaire présente naturellement des impuretés telles que H₂, H₂O, CO, CO₂ et CH₄; elles proviennent également des fuites au niveau du circuit primaire et de divers circuits auxiliaires. Dans un réacteur à hélium, la faible concentration des molécules oxydantes ne permet pas la passivation des alliages tels que les aciers inoxydables ou autres alliages de chrome, aux températures visées dans le GFR. En particulier, l'hélium a un pouvoir de corrosion au niveau des tubes des échangeurs intermédiaires fonctionnant au-delà de 800°C. Donc, pour préserver les circuits en général, l'hélium doit être purifié en permanence (comme pour le VHTR - voir le chapitre 3).

Radioprotection

La radioprotection est difficile à évaluer à ce stade de développement de cette filière. L'hélium présente l'avantage de ne pas s'activer mais le désavantage de ne pas jouer de rôle d'écran vis-à-vis de l'exposition des travailleurs et d'être difficile à confiner. S'agissant d'un concept à boucles, la 2^{ème} barrière de confinement présente une surface importante (nombreux appendices). Les difficultés de localisation d'une fuite éventuelle sur ce circuit sont également de nature à accroître les doses. De fait, l'option de transmutation des actinides mineurs induirait une augmentation de l'exposition des travailleurs encore plus sensible que pour les concepts de type SFR ou LFR.

On notera la formation de ¹⁴C, due à la présence de carbure de bore (B₄C) dans les barres de commande et au carbone des gaines en carbure de silicium, qui contribuerait potentiellement de façon importante à l'exposition des travailleurs.

Toutefois, l'exposition lors des opérations de chargement et de déchargement des assemblages de combustible sera limitée du fait que les manutentions doivent être réalisées sans ouverture de la cuve.

Rejets et effluents

L'IRSN n'a pas connaissance d'étude relative aux rejets et effluents potentiellement émis par un GFR en fonctionnement normal. Toutefois, s'agissant de ceux liés à l'utilisation de circuits en hélium, certaines analogies peuvent être faites avec le concept VHTR.

Ainsi, on peut estimer que le circuit de purification de l'hélium devrait être une des principales sources de rejets radioactifs, notamment lors de la régénération des filtres saturés. De même, l'hélium primaire devrait contenir

des produits de fission gazeux et des poussières activées issues de la corrosion et de l'érosion du circuit primaire (vitesses d'hélium entre 50 et 70 m/s à certains endroits). Une autre voie de rejet serait donc constituée par les fuites du circuit primaire vers l'espace situé dans l'enceinte rapprochée. Il conviendra d'étudier les voies de rejets de ces éléments radioactifs. A cet égard, il faut rappeler que les rejets diffus non maîtrisés ne sont pas autorisés pour un réacteur en fonctionnement normal.

Enfin, une partie du tritium produit dans le cœur et retenu au niveau du système de filtration pourrait être rejetée dans les effluents liquides, mais une certaine proportion serait également rejetée sous forme gazeuse dans l'enceinte du réacteur (la voie liquide est préférable).

Il convient de noter que, contrairement aux concepts SFR et LFR, le GFR ne nécessite pas de lavage des assemblages, ce qui devrait réduire notablement la quantité de rejets liquides par rapport à ces réacteurs. Il restera à assurer la décontamination des équipements primaires si ceux-ci devaient être retirés du circuit primaire pour leur maintenance.

L'hélium n'a aucun pouvoir de rétention des radionucléides. Les produits de fission et d'activation ainsi que les produits de corrosion et les terres rares pourraient être disséminés dans l'environnement en cas d'accident. Il n'y a aucun avantage à attendre de ce point de vue en termes de piégeage des produits radioactifs.

Au final, les caractéristiques du GFR devraient permettre de limiter significativement les rejets d'effluents liquides par rapport aux autres concepts à neutrons rapides. Par contre, il existe une inconnue sur les rejets gazeux en fonctionnement normal et à plus forte raison en situation accidentelle, liée notamment au taux d'étanchéité du circuit primaire et à l'efficacité du système de purification.

4.6 MATURETE DU CONCEPT ET BESOINS DE R&D

Pour l'IRSN, seuls les défis technologiques majeurs du concept GFR ont été identifiés à ce jour, du fait de l'absence de retour d'expérience relatif à cette filière. Cependant, il faut noter que le retour d'expérience ainsi que les études en cours relatifs à la filière HTR peuvent apporter de nombreuses solutions utiles au GFR ; on peut citer les principaux domaines que sont :

- le développement des matériaux de structure fonctionnant à haute température ;
- la technologie des isolants thermiques ;
- la technologie des vannes en hélium (notamment les vannes d'isolement à fermeture rapide) ;
- les soufflantes en hélium ;
- la technologie des échangeurs intermédiaires et des GV (retour d'expérience du HTTR notamment) ;
- les technologies de purification de l'hélium.

Les thèmes qui devront faire l'objet d'une importante R&D spécifique sont notamment :

- les éléments combustibles (structures des assemblages, des gaines) ;
- les circuits de refroidissement de secours (fiabilité, capacité en convection naturelle, etc.) ;
- les soufflantes de forte puissance.

Concernant la motorisation à vitesse variable des soufflantes, il faut noter que les puissances visées pour le circuit primaire du GFR, qui dépassent 15 MWe, ne sont pas actuellement disponibles.

4.7 CONCLUSION

A l'heure actuelle, le concept de GFR n'a pas encore atteint la maturité suffisante pour envisager la construction d'un prototype industriel. En effet, son cahier des charges très ambitieux, s'agissant notamment des températures de fonctionnement visées, pose des problèmes technologiques encore loin d'être résolus. Par contre la construction d'un réacteur expérimental de faible puissance serait envisageable (projet ALLEGRO) et constituerait une étape indispensable au développement de la filière. Le GFR pourrait également bénéficier de la R&D réalisée pour la fusion thermonucléaire et le concept VHTR.

Les éléments préliminaires actuellement disponibles pour la démonstration de sûreté concernent presque exclusivement la fiabilité et les performances des systèmes de sûreté. En effet, l'inconvénient majeur du GFR est la densité de puissance relativement élevée du cœur au regard de la faible inertie thermique du fluide primaire. Or cette densité de puissance ne peut être significativement réduite, notamment pour des raisons de viabilité du cycle du combustible. A l'heure actuelle, cette difficulté est traitée en cherchant à développer un combustible réfractaire qui conserverait son intégrité jusqu'à plus de 1600°C. Mais, au vu des travaux déjà publiés, la faisabilité d'un tel combustible n'est pas encore démontrée.

Le refroidissement du cœur à court terme nécessite des moyens actifs, dont la puissance peut être élevée en cas de dépressurisation du circuit primaire. Or, même s'il est vraisemblablement possible de concevoir des circuits de refroidissement de secours présentant une fiabilité théorique élevée, les incertitudes sur les valeurs de fiabilité devraient rester importantes, affaiblissant ainsi la démonstration (complexité des systèmes, multiples systèmes support, sensibilité aux agressions externes et internes, etc.).

Du point de vue de la fonction de confinement des produits radioactifs, on soulignera qu'il est difficile d'assurer l'étanchéité de la deuxième barrière à l'égard de l'hélium primaire. Par ailleurs, la faisabilité d'une enceinte rapprochée munie de multiples trappes d'accès et permettant d'assurer une pression de repli pendant les premières heures d'un transitoire de dépressurisation du circuit primaire reste à démontrer, surtout pour un réacteur de grande taille.

En termes de radioprotection et d'impact environnemental, l'hélium présente l'avantage de ne pas pouvoir être activé ; cet avantage est contrebalancé par le fait qu'il ne joue pas de rôle d'écran de protection contre les rayonnements, tant pour les personnes (radioprotection) que pour les structures (structures internes au circuit primaire, cuve). Cependant, le concept semble intrinsèquement plus prometteur du point de vue de la quantité d'effluents liquides produits en fonctionnement normal.

Enfin, l'étude de l'accident grave reste à faire pour le GFR ; il convient notamment de mieux appréhender les phénomènes physiques associés aux transformations des matériaux du cœur. Les questions du devenir du corium, du maintien de sa sous-criticité et de la faisabilité de son refroidissement restent ouvertes.

Au stade actuel de son développement, le GFR n'affiche pas de qualité de sûreté intrinsèque susceptible d'amener des progrès significatifs par rapport aux réacteurs de génération III. Eu égard à sa faible inertie thermique, il présenterait même des délais de grâce plus courts. Il apparaît également moins prometteur dans le domaine de la gestion de l'accident grave que les autres systèmes sélectionnés par le GIF.

Pour nuancer ce jugement, il convient de noter que la conception actuelle du GFR n'étant pas aboutie, on ne peut pas préjuger des innovations qui pourraient améliorer les caractéristiques de sûreté de ce concept.

5. REACTEURS A NEUTRONS RAPIDES REFROIDIS AU PLOMB - LFR

Ce chapitre traite des réacteurs à neutrons rapides refroidis par du plomb (LFR) ou par l'eutectique plomb-bismuth (LBE pour « Lead Bismuth Eutectic »).

5.1 HISTORIQUE ET PERSPECTIVES DE DEVELOPPEMENT

5.1.1 HISTORIQUE

Des réacteurs refroidis au LBE ont été construits en Union Soviétique pour la propulsion de sous-marins à usage militaire. Sept sous-marins à usage militaire de classe Alfa propulsés par des réacteurs OK-550 puis BM-40A utilisant du combustible très enrichi en ^{235}U , d'une puissance thermique de 155 MW, ont ainsi été exploités de 1967 à 1983. Toutefois, aucun réacteur à usage civil refroidi au plomb ou au LBE n'a été construit à ce jour.

5.1.2 PROJETS EN COURS ET PERSPECTIVES DE DEVELOPPEMENT

La Russie continue à s'intéresser à ce type de réacteurs et développe deux prototypes : l'un refroidi au plomb (BREST-300, 300 MWe, combustible nitruure), l'autre refroidi au LBE (SVBR 75-100, 100 MWe, différents types de combustible étant à l'étude). La date prévue actuellement pour la mise en service des deux réacteurs est 2018.

En Europe, l'ESNII a retenu le LFR, avec le GFR, en tant que solution « alternative » à la technologie SFR. Ainsi, le projet ELSY (European Lead cooled SYstem) a été engagé en 2006 pour définir les principales options d'un LFR de taille industrielle ELFR (« European Lead Fast Reactor » de puissances 1500 MWth et 600 MWe) suivi en 2010 du projet LEADER (« Lead-cooled European Advanced DEMonstration Reactor »), tous deux financés par la Commission Européenne dans le cadre respectivement des 6^{ème} et 7^{ème} PCRD. Le projet LEADER étudie aussi un démonstrateur de LFR de 100 MWe dénommé ALFRED (« Advanced Lead Fast Reactor European Demonstrator ») que la Roumanie souhaiterait construire sur son territoire à l'échéance de 2025.

Par ailleurs, l'organisme belge SCK-CEN va construire un démonstrateur de système ADS (« Accelerator Driven System »), dénommé MYRRHA, couplant un accélérateur de particules avec un réacteur utilisant la fission nucléaire dans un état sous-critique ; le réacteur utiliserait le LBE comme caloporteur et comme source de spallation activée par un faisceau de protons. Le réacteur est prévu pour fonctionner aussi en mode critique. Une première conception doit résulter du projet CDT (« Central Design Team for a Fast Spectrum Transmutation Experimental Facility ») inclus dans le 7^{ème} PCRD. La remise à l'Autorité de sûreté belge du dossier d'options de sûreté de MYRRHA est prévue en 2014 ; la mise en service de l'installation est envisagée en 2024. Malgré les différences importantes entre ce système et les réacteurs étudiés dans le cadre du projet LEADER (caloporteur LBE, etc.), il existe une forte synergie entre ces projets (définition du système d'arrêt du réacteur, moyens d'inspection en service, etc.) ; MYRRHA devrait apporter des éléments importants pour le développement des réacteurs de type LFR.

Enfin, il existe des projets de réacteurs de petite taille aux USA (SSTAR et STAR-LM dont la puissance est comprise entre 10 MWe et 100 MWe), en Corée du Sud (PASCAR), au Japon (PBWFR d'une puissance de 100 MWe) et de réacteur expérimental en Suède (ELECTRA - « European LEad Cooled TRaining reactor », ayant une puissance thermique de 0,5 MW).

5.2 PRINCIPALES CARACTERISTIQUES

Les éléments descriptifs fournis dans ce chapitre se réfèrent à la configuration actuelle prévue pour le réacteur ELFR, de taille industrielle (600 MWe, 1500 MWth) étudié dans le cadre du projet européen LEADER. Ils s'appuient sur les références 70, 71 et 72. La seule exception, due à un manque d'information, concerne la description des systèmes de confinement qui est relative au démonstrateur ALFRED, mais les systèmes qui pourraient être retenus pour l'ELFR devraient être de conception assez proche²⁹.

5.2.1 ELEMENTS DE CONCEPTION GENERALE

Comme pour le SFR, il existe des concepts de LFR de type « intégrés » et des concepts « à boucles ». Le plomb ne réagissant pas chimiquement, de façon violente, avec l'eau, la mise en place d'un circuit intermédiaire n'est pas indispensable. Ainsi, certains réacteurs de type « intégrés » comme l'ELFR ne disposent pas de circuit intermédiaire : les générateurs de vapeur sont directement immergés dans la cuve principale (voir Figure 28). Les concepts « à boucles » permettent d'éviter la présence des générateurs de vapeur dans la cuve principale.

Les circuits des LFR fonctionnent sous faible pression du fait des températures d'ébullition élevées du plomb et du LBE.

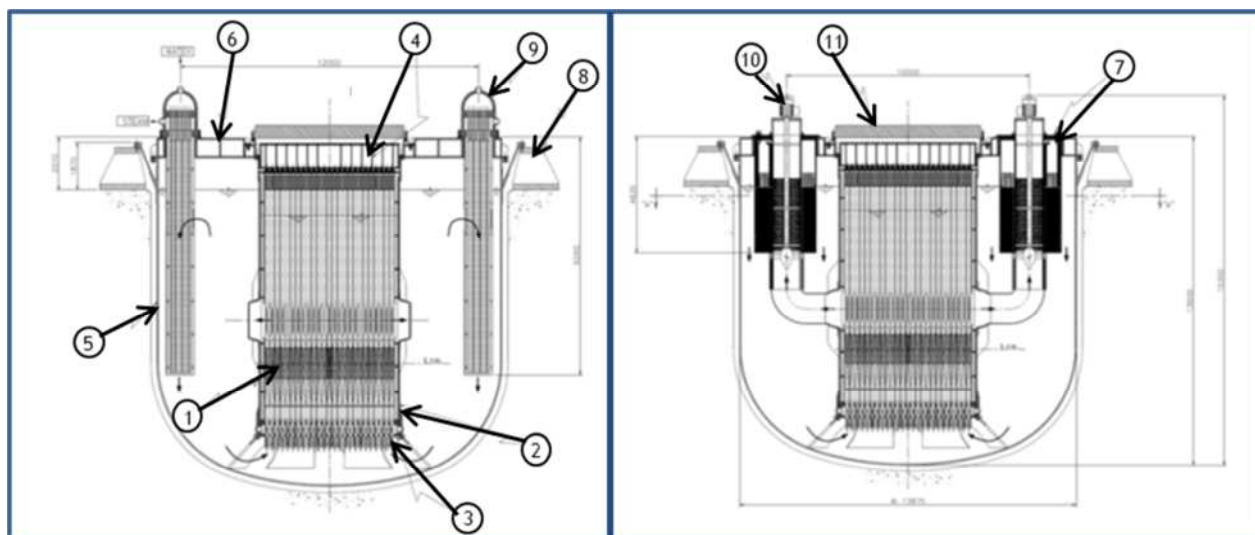


Figure 28 : Schémas du circuit primaire du projet ELFR : (1) assemblage combustible, (2) cuve interne (séparation entre la zone froide et la zone chaude du plomb du circuit primaire), (3) sommier, (4) grille supérieure, (5) cuve principale, (6) fermeture supérieure, (7) générateur de vapeur, (8) supportage de la cuve, (9) échangeurs immergés de l'EPuR, (10) pompe primaire, (11) couverture des assemblages

La cuve principale est de forme cylindrique avec un fond hémisphérique ; elle est suspendue dans le puits de cuve. La fermeture supérieure de la cuve soutient le cœur et tous les composants du circuit primaire. Le volume entre la surface libre du plomb et la fermeture supérieure est rempli de gaz inerte (couverture en gaz).

La cuve interne (Figure 29), première structure autour du cœur, est accrochée à la fermeture supérieure ; elle a un rôle de supportage des assemblages combustibles et de séparation entre le plenum chaud et le plenum froid.

²⁹ De manière générale, la configuration de l'ELFR est basée principalement sur celle définie pour le démonstrateur ALFRED, toujours dans le cadre du projet LEADER. Néanmoins, certains composants d'ALFRED sont plus simples afin d'en accélérer la phase d'autorisation ainsi que la construction. Ces différences seront indiquées dans la suite du chapitre.

Dans la partie inférieure, elle supporte le sommier et dans la partie supérieure, la grille supérieure. Elle est fermée par la couverture des assemblages. Le circuit de refroidissement comprend 8 générateurs de vapeur.

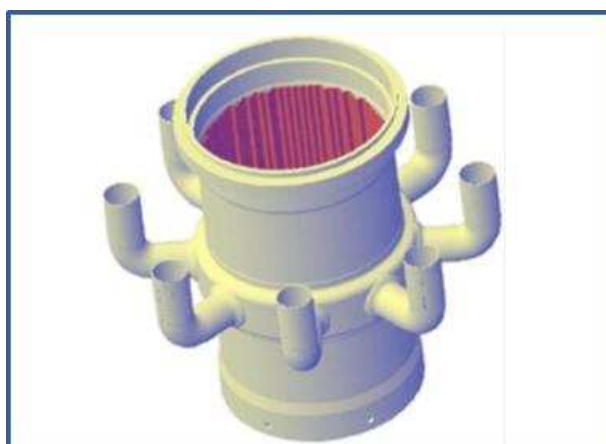


Figure 29 : Cuve interne

Les générateurs de vapeur, les pompes primaires et l'un des deux systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle (DHR N2, voir au paragraphe 5.3.2) sont placés dans l'espace annulaire entre la cuve interne et la cuve principale.

Les générateurs de vapeur et les pompes primaires sont intégrés dans des unités verticales uniques (Figure 30).

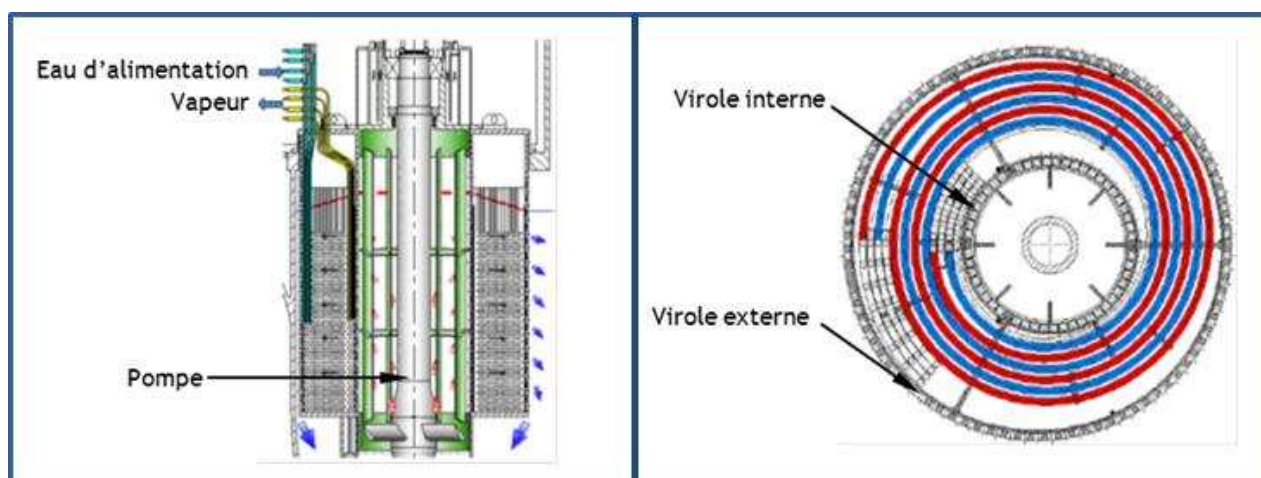


Figure 30 : ELFR - Générateur de vapeur à tube hélicoïdal

Chaque pompe primaire est placée au centre d'un générateur de vapeur de type hélicoïdal³⁰ et aspire le plomb chaud sortant du cœur qui monte verticalement dans la direction de l'arbre de la pompe pour ensuite s'écouler radialement à travers les tubes du GV. Les générateurs de vapeur sont des unités verticales compactes. Les viroles interne et externe sont composées de deux parois qui présentent des trous permettant au plomb de s'écouler entre le faisceau de tubes (dans lesquels l'eau circule) jusqu'au plenum froid. Le système doit permettre d'assurer le refroidissement du cœur en convection naturelle en cas de perte de la circulation forcée du plomb.

Il est important de noter que la forte imbrication entre le GV et la pompe primaire implique que l'endommagement d'un composant affectera automatiquement le second, notamment en cas de séisme. Le risque

³⁰ Pour le démonstrateur ALFRED, le générateur de vapeur est constitué par de tubes droits à double parois de type baïonnette afin de simplifier le dimensionnement.

de grippage des pompes primaires doit être en particulier étudié. Se pose plus globalement la question de la faisabilité de réalisation de ce type de GV compte tenu du niveau de qualité attendu, aucune expérience industrielle n'étant disponible, mais également de l'inspection en service et de la « réparabilité » ou de la possibilité de remplacer un tel équipement au cours de l'exploitation du réacteur.

5.2.2 OPTIONS GENERALES DE SURETE

Les réacteurs à neutrons rapides refroidis au plomb (ou LBE) ont vocation à remplir les mêmes objectifs que les autres concepts à spectre rapide en termes d'utilisation des ressources énergétiques et de fermeture du cycle du combustible. Ils sont capables de surgénération.

La faible réactivité chimique (le plomb ne réagit pas de façon violente que ce soit avec l'eau, l'air ou le combustible), ses bonnes propriétés thermodynamiques et neutroniques sont mises à profit par certaines conceptions pour simplifier la conception de l'installation. Néanmoins, la conception doit tenir compte des inconvénients liés à l'utilisation d'un métal très corrosif et érosif, chimiquement toxique, ayant une température de solidification relativement élevée.

Ainsi, les options générales de conception retenues pour assurer les fonctions de sûreté sur un réacteur de type LFR sont les suivantes :

- conception d'un cœur constitué d'un réseau d'assemblages « aéré » afin de réduire les vitesses d'écoulement qui doivent être limitées à cause des phénomènes d'érosion ;
- nécessité de dispositions de protection des structures en contact avec le plomb (ou LBE) à cause de son caractère fortement corrosif ;
- mise au point de moyens d'inspection pouvant fonctionner en présence d'une protection des structures (voir point précédent), d'un fluide opaque, à haute température (en cas d'utilisation du plomb) et avec une forte masse volumique ;
- maintien du circuit primaire à une température supérieure à celle de fusion du plomb dans toutes les situations envisageables pour éviter le risque de gel ;
- limitation des dimensions du circuit primaire pour limiter les problèmes structuraux liés à la forte masse de caloporteur notamment en cas de séisme ;
- mise en œuvre d'une double enveloppe entourant le circuit primaire et équipée d'une détection de fuite afin de rendre très peu probable la perte du caloporteur primaire dans toutes les situations envisageables.

5.2.3 CONFIGURATION DU CŒUR

La configuration adoptée pour le cœur prévoit des assemblages combustibles avec un boîtier hexagonal. Cette solution présente plusieurs avantages par rapport à une configuration avec des assemblages ouverts (géométrie du cœur plus stable, manutention, etc.). Néanmoins, elle présente des inconvénients, notamment le risque de bouchage d'assemblage. Une configuration qui prévoit plusieurs orifices d'alimentation a été adoptée pour l'ELFR afin d'éviter un risque de bouchage total instantané.

Des contraintes de conception, liées aux risques d'érosion, conduisent à concevoir des assemblages « aérés » contenant une fraction de caloporteur permettant de diminuer la vitesse du fluide dans le cœur. Une conception

de ce type, rendue possible par les bonnes caractéristiques neutroniques du plomb, conduit à des cœurs avec une puissance volumique relativement faible, ce qui rend les LFR moins sensibles que les SFR à des défauts locaux de refroidissement.

Les assemblages combustibles (Figure 31) ont une hauteur d'environ 10 mètres et la partie haute se prolonge au-delà de la surface libre du plomb jusqu'à la couverture en gaz, ce qui facilite les opérations d'inspection et de manutention. Un lest (ballast) en tungstène est prévu pour s'opposer à la poussée hydrostatique du plomb. Enfin, des ressorts préchargés préviennent l'envol dû aux chargements hydrodynamiques et permettent aux assemblages de s'adapter aux dilatations thermiques axiales.

Les températures visées d'entrée et de sortie du plomb dans le cœur sont respectivement de 400°C et 480°C.

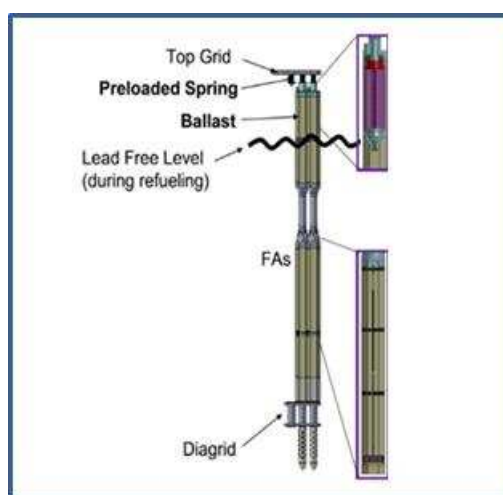


Figure 31 : Assemblage combustible

5.2.4 COMBUSTIBLE

Le combustible envisagé actuellement pour ELFR est de type MOX pour la première recharge et inclut des actinides mineurs pour les recharges suivantes. L'utilisation d'un combustible de type nitrure est aussi à l'étude. Des combustibles à base de carbures, de densités plus élevées que le MOX, sont également envisageables pour un LFR ; ils permettraient au réacteur de fonctionner à des températures plus faibles, de ne pas présenter de risque de formation d'oxydes avec le plomb ou le LBE en cas de rupture de gaine et de réduire la perte de réactivité au cours du cycle, permettant ainsi de réduire le poids neutronique des barres absorbantes et donc le risque de dégradation du combustible en cas de retrait intempestif de ces barres.

5.2.5 CALOPORTEUR

Le plomb et le LBE présentent des caractéristiques neutroniques intéressantes. Ils possèdent :

- un faible pouvoir de modération du fait de leur masse volumique élevée, plus faible que celui du sodium ;
- un pouvoir d'absorption neutronique également plus faible que celui du sodium ;
- un excellent pouvoir réflecteur permettant de limiter fortement les fuites neutroniques.

La température d'ébullition est élevée (1745°C pour le plomb et 1670°C pour le LBE sous une pression d'un bar).

La capacité thermique massique du plomb (C_p) est nettement moindre que celle du sodium (facteur 9 environ) ; néanmoins, du fait de sa forte masse volumique (de l'ordre de $10\,500\text{ kg.m}^{-3}$), l'inertie thermique du plomb sera 50% plus élevée que celle du sodium pour un même volume de caloporteur.

Comme indiqué précédemment, le plomb et le LBE présentent également l'avantage de ne pas réagir chimiquement de façon violente avec l'air et avec l'eau. Il n'y a pas non plus de risque de réaction chimique entre le plomb et le combustible MOX.

Néanmoins, l'utilisation de plomb et de LBE présente de nombreux inconvénients qui sont analysés au paragraphe 5.4.1.

5.2.6 BARRIERES DE CONFINEMENT

5.2.6.1 Première barrière

La première barrière est constituée par les gaines des éléments combustibles. L'intégrité des gaines, soumises à l'action corrosive et érosive du plomb, représente un des principaux problèmes des LFR (voir au paragraphe 5.4.1.1).

Surveillance de la première barrière

Pour ce qui concerne la surveillance de la première barrière, la solution envisagée au stade actuel dans l'ELFR est basée sur la détection de gaz rares dans le ciel de pile.

5.2.6.2 Deuxième barrière

Tout comme pour les SFR, la deuxième barrière de confinement est constituée :

- de la cuve principale et de la cuve de sécurité, cette dernière étant prévue pour collecter le plomb primaire en cas de fuite de la cuve principale (les deux cuves sont disposées de façon telle que, en cas de fuite, les fenêtres d'entrée du plomb dans le GV ne soient pas dénoyées) ; la cuve de sécurité est constituée par un film en acier couvrant le puits de cuve ;
- de la fermeture supérieure : la solution envisagée pour l'ELFR est une plaque épaisse en acier avec des pénétrations pour les unités générateur de vapeur/pompe primaire et l'un des systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle (DHR N2, voir au paragraphe 5.3.2) ;
- des tubes des GV ;
- des tubes des échangeurs du système d'EPuR DHR N2 ;
- des circuits auxiliaires véhiculant du plomb primaire ou du gaz de couverture hors du circuit primaire.

Tout comme pour le SFR, la deuxième barrière est relativement complexe dans la mesure où elle fait intervenir plusieurs équipements, dont certains eux-mêmes complexes, par exemple les générateurs de vapeur dans le réacteur ELFR. En outre, elle devrait présenter les mêmes problèmes d'étanchéité que les SFR liés aux fuites du gaz inerte au travers de la fermeture supérieure du circuit primaire ou à l'ouverture des soupapes permettant de contrôler la pression du ciel de pile (l'IRSN ne dispose toutefois pas d'information à ce sujet).

On soulignera également que la forte masse volumique du plomb rend un LFR très sensible à une agression de type séisme et pose problème vis-à-vis de la deuxième barrière, notamment pour un concept intégré. Pour l'ELFR, des dispositions de conception ont été prises par exemple concernant les vibrations induites par un séisme sur la cuve interne du réacteur. Les concepteurs cherchent également à limiter le volume de plomb par des dessins très innovants. Des actions de R&D sur le sujet sont en cours.

De ce fait, il paraît peu réaliste de développer des réacteurs de type LFR de grande taille.

Surveillance de la deuxième barrière du réacteur

L'espace entre la cuve de sécurité et la cuve principale est suffisant pour l'installation des matériels nécessaires pour l'inspection en service. En revanche, l'utilisation du plomb présente des inconvénients vis-à-vis de l'inspection en service de la cuve, mais également des structures internes à la cuve :

- la température de l'arrêt à froid est très élevée (380°C), du fait du risque de gel du plomb, ce qui nécessite de réaliser des inspections dans des conditions de température élevées ;
- la forte masse volumique du plomb rend difficile l'insertion de moyens d'inspection ;
- les techniques optiques sont inutilisables, ce qui nécessite le recours à d'autres techniques comme les ultrasons ;
- la faible différence de masse volumique entre le plomb et l'acier atténue la sensibilité des méthodes de contrôle par ultrasons ;
- la couche d'oxyde nécessaire pour limiter le risque de corrosion dégrade le mouillage des parois par le fluide, ce qui atténue la qualité de transmission des ultrasons.

5.2.6.3 Troisième barrière

Comme indiqué précédemment, l'IRSN ne dispose pas d'information sur la troisième barrière envisagée pour le réacteur ELFR. Ce paragraphe présente donc des éléments relatifs au prototype ALFRED.

La troisième barrière est constituée d'un confinement primaire et d'un confinement secondaire (Figure 32). L'enveloppe du confinement primaire est constituée d'un bâtiment cylindrique en béton renforcé avec une couverture ellipsoïdale. Le confinement secondaire correspond au volume compris entre l'enveloppe du confinement primaire et le bâtiment du réacteur.

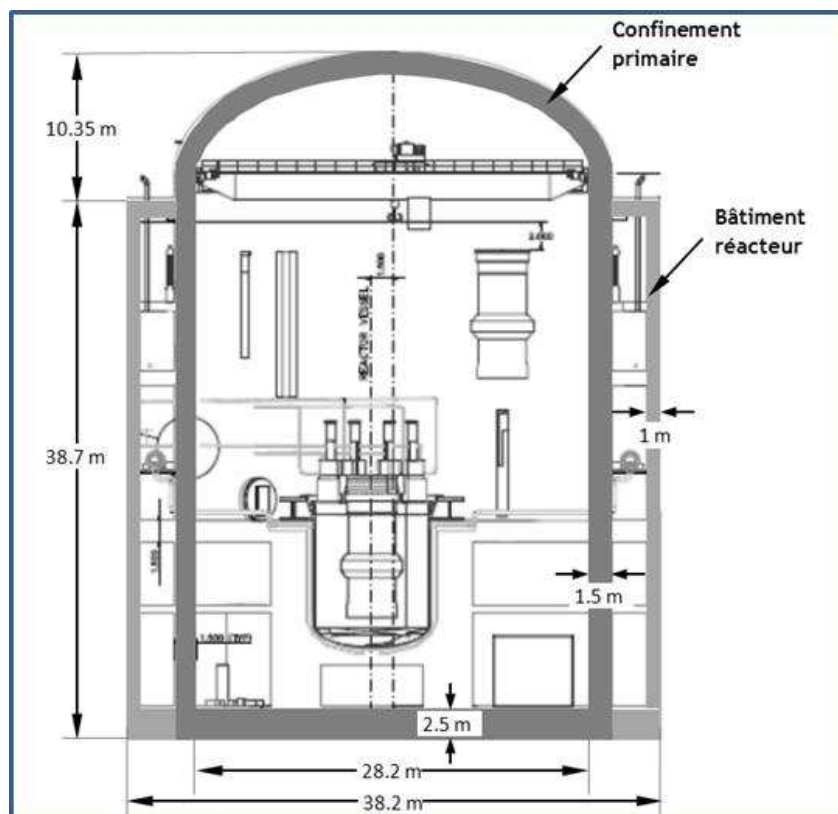


Figure 32 : ALFRED - confinements primaire et secondaire

5.2.7 MANUTENTION ET ENTREPOSAGE DES ASSEMBLAGES

La cuve interne, première structure autour du cœur, est fermée, en partie supérieure, par la couverture des assemblages. Les assemblages combustibles, dont la partie haute se prolonge au-delà de la surface libre du plomb, peuvent être extraits du cœur en retirant cette couverture. La capacité de rétention du plomb garantit une faible activité dans le ciel de pile.

Les procédés de nettoyage des assemblages nécessaires avant l'entreposage en eau semblent être délicats. Des procédés utilisant en particulier l'acide nitrique ont été testés en laboratoire, mais leur application à l'échelle industrielle reste à tester.

Les études détaillées du système de manutention et entreposage du combustible n'ont pas encore été réalisées.

L'IRSN attire l'attention sur les difficultés potentielles liées à la grande hauteur (~10 m) et au poids important (partie active + lest en tungstène) des assemblages, ainsi qu'aux températures en jeu (~400°C) et aux procédés de lavage.

5.3 MAITRISE DES FONCTIONS DE SURETE

5.3.1 MAITRISE DE LA REACTIVITE

Contre-réactions neutroniques

Comme pour les SFR, il existe, dans les cœurs des LFR, un risque d'insertion de réactivité par « effet de vide ».

Bien que le plomb ait un faible pouvoir de modération et d'absorption neutronique, la fraction volumique importante de caloporteur dans les assemblages peut en effet conduire à un effet de plusieurs dollars.

Pour un LFR, un scénario conduisant à l'ébullition du caloporteur dans la cuve n'est pas envisageable, puisque, pour des températures d'environ 1700 °C, proches de la température d'ébullition du plomb, les structures en acier comme la cuve principale seraient fondues.

Toutefois, des risques de surchauffe du plomb et de « vidange » du cœur pourraient être mis en évidence, par exemple en cas de bouchage d'assemblage, de formation d'une bulle gazeuse de produits de fission suite à la rupture de gaines ou de l'injection de vapeur suite à une rupture d'un ou plusieurs tubes de générateur de vapeur. Il peut être souligné qu'un scénario de ce type, qui affecterait la partie active du cœur, où l'effet de vide serait positif, est considéré peu vraisemblable par les développeurs du concept.

L'IRSN estime que le coefficient de contre-réaction lié à la dilatation/« vidange » du plomb dans la partie active du cœur représente un enjeu important pour la sûreté d'un LFR ; en conséquence, une analyse détaillée des différents scénarios pouvant conduire à une insertion importante de réactivité reste nécessaire, même s'ils sont considérés peu vraisemblables par les développeurs du concept.

Risque de compaction du cœur

La réactivité peut aussi augmenter en cas de compaction du cœur par rapprochement des assemblages du cœur du réacteur, d'autant plus que leur configuration est « aérée ». Toutefois, le positionnement des assemblages, semblable à ceux des SFR (encastrés dans le sommier et en contact par des plaquettes) et l'utilisation d'un boîtier hexagonal réduisent le risque de compaction du cœur.

En outre, la masse volumique du plomb, élevée par rapport à celles des matériaux de structures et du combustible, contribue aussi à la réduction de ce risque.

Moyens de contrôle de la réactivité

Compte tenu de risques susmentionnés, il est nécessaire de disposer de moyens efficaces d'arrêt de la réaction en chaîne. Des systèmes d'arrêt d'urgence diversifiés ont été conçus. Par exemple, l'ELFR est équipé de deux systèmes d'arrêt d'urgence diversifiés, redondants et séparés :

- un *CR (Control Rod) System*, utilisé pour le contrôle du réacteur en fonctionnement normal (démarrage, contrôle de la réactivité pendant le cycle du combustible, arrêt normal du réacteur) et pour l'arrêt d'urgence. Les 12 barres de contrôle sont insérées par le bas de la zone active du cœur en utilisant la forte poussée hydraulique du plomb. En fonctionnement normal, le mécanisme de contrôle pousse les barres vers le bas avec une vis à bille placée sur la fermeture supérieure de la cuve et protégée des radiations par un bloc de protection. L'actionneur est couplé avec une longue barre à travers un électro-aimant. Quand les électro-aimants sont désactivés (en cas d'arrêt d'urgence), les barres sont libres de remonter ; le temps d'insertion est environ 60% supérieur à celui d'une barre insérée par gravité. Les barres de contrôle sont constituées d'un faisceau de 19 aiguilles (B_4C , avec un enrichissement de 90% en ^{10}B), refroidies par le plomb. Un plénum est prévu dans la partie haute des aiguilles afin de collecter l'hélium et le tritium issus des réactions du ^{10}B ;
- un *SR (Safety Rod) system*, diversifié et utilisé uniquement pour l'arrêt d'urgence en redondance du CR. Les 12 barres sont insérées par le haut grâce à un système pneumatique. En cas de perte de ce système, un lest en tungstène insère la barre vers le bas par gravité avec une vitesse d'insertion réduite. La structure des SRs est similaire à celle des CRs, mais avec un faisceau de 12 aiguilles. La présence d'un plénum n'est pas envisagée et la faible quantité de gaz produite est relâchée dans le réfrigérant primaire.

Surveillance du cœur

Comme mentionné précédemment, les contraintes liées à l'érosion conduisent à avoir des cœurs de faible puissance volumique. Ceci peut conduire, selon la puissance du réacteur, à avoir des cœurs de grande taille, ce qui représente un inconvénient vis-à-vis de leur surveillance et de l'homogénéité de la distribution de puissance.

L'IRSN considère que le contrôle de la réactivité dans un LFR est a priori moins aisé que pour les autres réacteurs, du fait de la forte poussée hydraulique du plomb qui rend difficile l'insertion des barres par le système pneumatique et impose la présence d'un lest en tungstène en cas de défaillance de ce dernier. En outre, le temps d'insertion des grappes constitue un point critique de la conception des systèmes d'arrêt d'urgence.

5.3.2 EVACUATION DE LA PUISSANCE RESIDUELLE

Le grand volume de plomb et sa masse volumique élevée confèrent aux LFR une inertie thermique élevée, ce qui permet de disposer de délais de grâce importants en cas de perte de refroidissement pour mettre en service les systèmes d'EPuR. Toutefois, comme pour les SFR, en absence prolongée de refroidissement, la température des structures augmente avec un risque de rupture par fluage thermique. De plus, la faible perte de charge (consécutif à la vitesse réduite du plomb imposée par les problèmes d'érosion) combinée à la forte masse volumique du plomb et à son coefficient de dilatation élevé, sont de nature à favoriser un refroidissement du cœur en convection naturelle. Néanmoins, comme pour le sodium, le caractère satisfaisant du refroidissement par convection naturelle dans le cœur et dans les systèmes d'EPuR reste à démontrer.

Systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle

Des systèmes de diverses natures peuvent être mis en œuvre pour évacuer la puissance résiduelle. Pour le réacteur ELFR, le premier système utilisé, tant en fonctionnement normal qu'en fonctionnement accidentel, est le système secondaire (régulation du débit des GV et by-pass du condenseur).

En cas d'indisponibilité du système secondaire, la fonction d'évacuation de la puissance résiduelle de l'ELFR est assurée par deux systèmes indépendants, redondants et diversifiés (voir Figure 33) :

- le système DHR N1 : Isolation Condenser System (ICS) ;
- le système DHR N2³¹ : Water Decay Heat Removal System.

Les deux systèmes sont considérés comme passifs, mais nécessitent toutefois d'actionner, pour leur mise en service, des vannes alimentées par des sources d'énergie redondantes et diversifiées (batteries en particulier). L'objectif principal est que, en cas de perte totale des alimentations électriques, l'efficacité des deux systèmes ne soit pas mise en cause.

Par ailleurs, la procédure de mise en service doit exclure le fonctionnement simultané des deux systèmes pour éviter un refroidissement excessif qui pourrait conduire à un gel du plomb. Il est envisagé d'activer en premier lieu le DHR N1 et, en cas de défaillance de ce système, le DHR N2.

³¹ Il est à noter que, pour ALFRED, il n'y a pas d'exigences de diversification et le DHR N2 est identique au DHR N1.

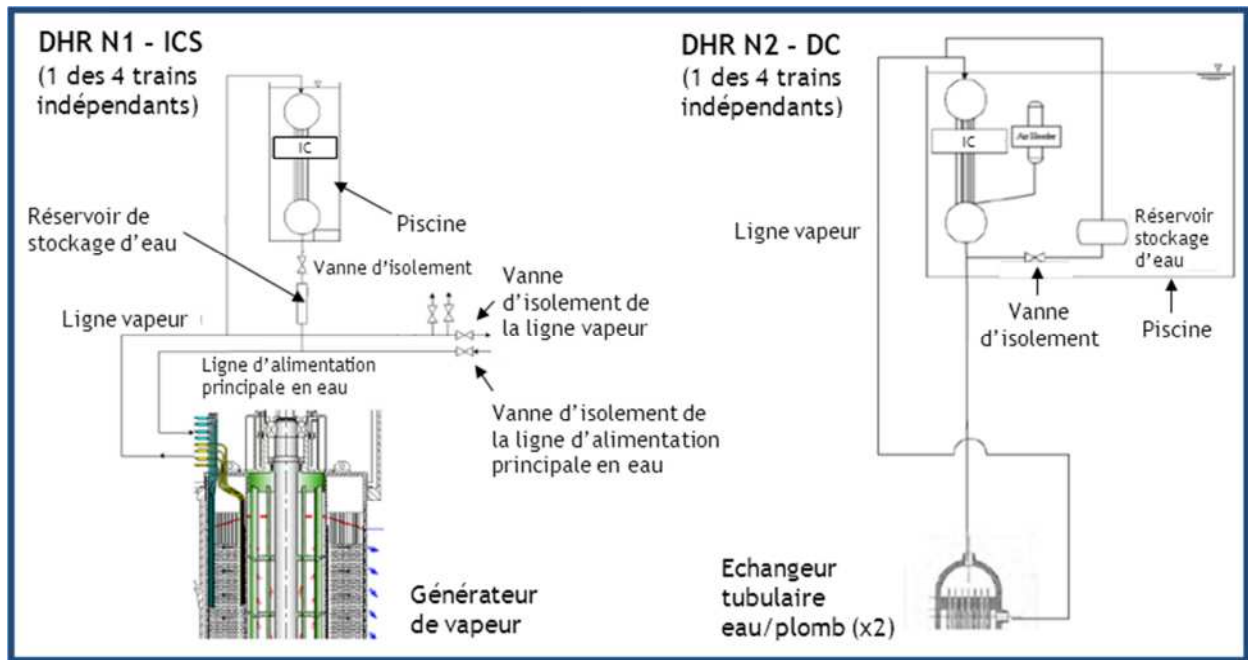


Figure 33 : Systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle de l'ELFR

Isolation Condenser (IC-DHR N1)

L' « Isolation Condenser System » est constitué de 4 sous-systèmes indépendants connectés à 4 des 8 GV. Chacun de ces systèmes comprend :

- un échangeur de chaleur eau/eau (isolation condenser, IC), constitué par un faisceau de tubes verticaux avec des collecteurs horizontaux supérieur et inférieur ; le collecteur supérieur est connecté à la ligne vapeur principale et le collecteur inférieur à la ligne d'alimentation d'eau principale ;
- une piscine, dans laquelle l'isolation condenser est immergé ; la quantité d'eau contenue dans cette piscine est suffisante pour garantir la fonction d'évacuation de la puissance résiduelle pendant 3 jours ;
- une vanne d'isolement doublée pour satisfaire le critère de défaillance unique ;
- un réservoir de stockage d'eau.

En fonctionnement normal, la vanne d'isolement en bas de l'échangeur IC (qui est rempli d'eau) est fermée et il n'y a aucun échange de chaleur. Pour mettre en fonction le système, la ligne d'alimentation principale et la ligne de la vapeur doivent être isolées et la vanne d'isolement de l'échangeur doit être ouverte pour injecter de l'eau dans le GV. La vapeur produite arrive dans l'IC où elle se condense.

L' « isolation condenser system » est dimensionné pour évacuer une puissance de 7,5 MWth par sous-système.

Water Decay Heat Removal Systems (DHR-N2)

Le DHR N2 est constitué de 4 circuits indépendants avec 8 échangeurs immergés dans le plomb et utilisant l'eau comme fluide secondaire. Chacun des 4 systèmes comprend :

- deux échangeurs tubulaires eau-plomb ;
- un dispositif (de type « isolation condenser », en cours de conception) pour condenser la vapeur et

renvoyer l'eau vers le système (afin d'avoir un cycle fermé sans relâcher de vapeur dans l'atmosphère) ;

- une piscine (dans laquelle le dispositif ci-dessus est immergé) avec une quantité d'eau suffisante pour garantir le refroidissement pendant 3 jours ;
- un réservoir de stockage d'eau.

La mise en service du DHR N2 est faite sur concomitance des signaux d'arrêt du réacteur, d'isolement de la ligne principale d'alimentation en eau, d'isolement de la ligne principale vapeur et de défaillance du DHR N1. Dans ce cas, la vanne d'isolement du réservoir de stockage d'eau s'ouvre et l'eau est déchargée par gravité dans le faisceau de tubes de l'échangeur dans lequel elle s'évapore. La vapeur produite se condense dans l' « isolation condenser » et retourne dans l'échangeur.

En cas d'indisponibilité des systèmes précités, d'autres options pour évacuer la puissance résiduelle seraient envisageables (systèmes de refroidissement du béton du puits de cuve, noyage de l'espace entre la cuve principale et la cuve de sécurité). L'IRSN ne dispose pas d'informations précises sur ces options.

L'IRSN souligne les points suivants concernant l'évacuation de la puissance résiduelle :

- la grande inertie thermique d'un LFR permet de limiter fortement la cinétique d'augmentation de la température du caloporteur en cas d'absence de refroidissement, d'où des délais importants (plusieurs heures) pour mettre en place des moyens d'évacuation de la puissance résiduelle avant d'atteindre des températures pouvant conduire à des dommages sur la cuve ; de plus le refroidissement du cœur par convection naturelle est envisageable, mais son efficacité reste encore à établir ;
- des limites basse et haute de température doivent être respectées pour le caloporteur :
 - la limite haute de température (-500 °C) est liée au risque de corrosion (voir paragraphe 5.4.1.1),
 - la limite basse (-400 °C) est liée au risque de gel du plomb. Le risque de fragilisation de certains matériaux pourrait aussi être déterminant ;
- une attention particulière doit être portée aux risques de mode commun pour les deux systèmes d'EPuR (DHR N1 et DHR N2) du fait de leur présence dans la cuve ;
- l'efficacité de la convection naturelle en cas d'apparition de phénomènes de stratification dans le DHR N1 doit être examinée.

5.3.3 CONFINEMENT DES MATIERES RADIOACTIVES

Tout comme pour les SFR, le concept « intégré » des LFR présente un avantage en matière de confinement lié au fait que le plomb reste confiné dans la cuve.

Peu d'informations sont disponibles sur les circuits auxiliaires et sur le circuit du gaz inerte présent dans le ciel de pile ; toutefois, on peut supposer que, comme pour les SFR, ils peuvent constituer un bipasse de la deuxième barrière.

Enfin, comme pour le SFR, la stratégie de confinement doit tenir compte d'une part, du risque de rejets radiologiques, d'autre part du risque de rejets toxiques inhérent au plomb, en particulier en situation d'accident grave.

5.4 ANALYSE DES RISQUES

5.4.1 RISQUES INHERENTS A L'UTILISATION DU PLOMB OU DU LBE

5.4.1.1 Risque de corrosion, d'érosion et de dégradation des propriétés mécaniques des structures

Ce point apparaît crucial pour les réacteurs de type LFR. Les informations présentées dans ce paragraphe sont issues des documents cités en références 73, 74 et 75.

Risque de corrosion

Le plomb et le LBE sont très corrosifs pour les structures en acier, notamment la cuve du réacteur et les gaines des éléments combustibles. En effet, le fer, le nickel et le chrome contenus dans ces aciers sont susceptibles d'être dissous dans le plomb.

Actuellement, la solution de référence adoptée pour éviter ce phénomène consiste à créer une couche d'oxyde de fer à la surface des structures en contact avec le plomb par une injection contrôlée d'oxygène. Ce procédé, mis au point suite aux accidents de fonctionnement des sous-marins soviétiques, est appliqué dans les installations expérimentales utilisant du LBE, dédiées principalement à l'étude des ADS ; des adaptations ont été faites pour le Pb, mais uniquement pour des circuits de petites dimensions.

Cette solution nécessite de gérer la concentration en oxygène dissous dans une plage très étroite. En effet, la teneur en oxygène doit être limitée afin d'éviter la précipitation d'oxyde de plomb pouvant conduire à la formation d'amas susceptibles de boucher les assemblages. Néanmoins, une teneur d'oxygène trop faible localement pourrait ne pas assurer une protection de structures dans l'ensemble du circuit. Enfin, il est important de souligner que la quantité d'oxyde de plomb produite et l'épaisseur de la couche d'oxyde de fer dépendent de la température, variable dans le circuit primaire. Ainsi, le suivi des teneurs locales en oxygène par des oxygène-mètres électrochimiques fiables demeure indispensable pour protéger correctement les structures fonctionnant à des températures différentes, tout en évitant la précipitation de l'oxyde de plomb. La surveillance de la couche d'oxyde devrait aussi être assurée.

Si ce processus est réalisable pour un circuit de petite taille, sa mise en place pour une installation de grandes dimensions est extrêmement complexe, l'intégrité de la couche protectrice et l'optimisation de ses caractéristiques (épaisseur notamment) devant être assurées pour toutes les conditions de fonctionnement (y compris les situations de vidange/remplissage), dans l'ensemble du circuit primaire et dans des zones à températures différentes. En cas de détérioration de la couche, il convient, en plus de la dégradation vis-à-vis de la corrosion, de considérer le risque d'émission des particules d'oxyde dans le réacteur.

En tout état de cause, compte tenu des matériaux actuellement disponibles, les températures doivent rester inférieures à 500 °C.

La création d'un revêtement à la surface des aciers est à l'étude afin de faciliter la gestion de la chimie du plomb et de pouvoir atteindre des températures plus élevées pour le matériau de gainage. Une des méthodes possibles consiste à créer un pré-revêtement de l'acier avec un alliage contenant de l'aluminium (Fe-Cr-Al) et ensuite à fondre ce revêtement et la surface de l'acier en utilisant un faisceau pulsé d'électrons (processus GESA développé par l'organisme allemand KIT). La possibilité d'application de ce procédé au niveau industriel et sous irradiation

reste à démontrer.

D'autres méthodes de protection, utilisées aussi dans les installations conventionnelles, sont également à l'étude.

Une dernière solution à l'étude vise à modifier directement la chimie du plomb afin d'en limiter l'action corrosive (inhibiteurs de corrosion).

Risque d'érosion

Le plomb a un fort pouvoir d'érosion ce qui conduit à devoir limiter sa vitesse à environ 2 m.s^{-1} dans le circuit primaire. Cela implique une grande section de passage du plomb dans le cœur, donc un réseau espacé pour le refroidir correctement. Pour cette raison, afin de limiter la taille du cœur, seuls les projets à faible puissance (entre 100 et 600 MWe) sont aujourd'hui à l'étude.

L'érosion/corrosion représente un problème majeur en particulier pour la pompe primaire du fait qu'elle est située dans la branche chaude, que la vitesse relative pales/plomb est de l'ordre de 10 m.s^{-1} et que les pales ne peuvent pas être protégées par une couche d'oxyde. Des matériaux (céramiques Maxthal, Ti_3SiC_2 , Noriloy, etc.) ou des revêtements spécifiques (à base de tantale) pour ce composant font l'objet de programmes de R&D.

Dégradation des propriétés mécaniques

Indépendamment du risque de corrosion, certains aciers peuvent être fragilisés en présence de plomb ou de plomb-bismuth, ceci pouvant être exacerbé par l'irradiation. Des études (référence 75) menées sur l'acier T91, utilisé notamment pour les gaines de l'ELFR, ont montré que ce phénomène de fragilisation ne peut se produire que dans des cas bien précis : avec des échantillons durcis et "entaillés" (mécaniquement ou par processus de corrosion), dans un domaine de température avoisinant $350\text{-}400^\circ\text{C}$, lorsque la teneur en oxygène est faible et qu'un contact intime entre le T91 et le métal liquide se produit. Il apparaît donc nécessaire que ce sujet soit approfondi par les concepteurs et les organismes de R&D associés.

La résistance des structures au fluage et à l'usure est également affectée par le contact avec le plomb. Dans ce cas aussi, la présence de la couche d'oxyde ou du revêtement de protection à base d'aluminium (toujours sous réserve de sa faisabilité) vise à garantir un bon niveau de prévention.

L'IRSN considère que la maîtrise des phénomènes de corrosion, basée sur une gestion précise dans tout le circuit primaire de la quantité d'oxygène dissous, apparaît extrêmement délicate, d'autant plus qu'aucun retour d'expérience vraiment exploitable n'est disponible. Aujourd'hui, la validité des différentes méthodes testées n'est pas encore acquise.

Le risque de corrosion combiné au risque d'érosion apparaît particulièrement compliqué à gérer.

L'IRSN souligne que cette problématique conduit à faire reposer la sûreté de l'installation en grand partie sur des dispositions d'exploitation particulièrement délicates à maîtriser, ce qui n'est pas souhaitable pour un réacteur de 4^{ème} génération.

5.4.1.2 Risques liés aux réactions chimiques lentes entre le plomb (ou le LBE) et l'air ou l'eau

En cas d'entrée d'air dans un circuit de plomb ou de LBE, ou en cas de faible fuite d'eau d'un tube de générateur de vapeur, différents composés se forment dans le plomb ou le LBE (oxydes, hydroxydes, hydrures, etc.) ; ces composés vont diminuer les capacités d'échange thermique entre le fluide caloporteur et les structures, boucher éventuellement des assemblages et conduire à une surchauffe, voire à une fusion du combustible, comme cela

s'est produit lors de l'accident survenu en 1968 dans un réacteur de sous-marin soviétique (voir au paragraphe 5.6.1).

Des dispositions sont prévues pour le contrôle de la concentration d'oxygène dans le circuit primaire, pour la purification du réfrigérant primaire et pour la suppression des oxydes de plomb.

5.4.1.3 Risque de gel du caloporteur

Le plomb gèle à la température de 327°C, valeur inférieure de seulement 73°C à la température à l'entrée du cœur en fonctionnement nominal ; ceci nécessite de mettre en œuvre des moyens de chauffage de l'ensemble des circuits contenant du plomb pour éviter le gel du plomb notamment lors des arrêts du réacteur. Tout comme le sodium, le volume du plomb croît lors du dégel.

L'IRSN ne dispose pas d'informations sur les conséquences d'un gel ou d'un dégel du plomb dans un LFR (cette thématique fait partie des actions de R&D prévues dans le cadre du projet LEADER, voir au paragraphe 5.6.2).

On rappelle aussi que des contraintes sur les températures minimales à ne pas dépasser pourraient être liées aux risques de fragilisation des aciers (350°C/400°C).

L'intérêt essentiel du LBE est qu'il gèle à une température de 125°C, valeur significativement inférieure à celle de solidification du plomb et proche de celle du sodium (98°C) ; les risques de gel pour un LFR utilisant du LBE seraient donc a priori plus faciles à gérer. Il convient de mentionner qu'un gel de LBE est néanmoins survenu dans trois sous-marins soviétiques, l'un d'entre eux étant sous la banquise ; cela a conduit à leur arrêt définitif.

5.4.2 SEQUENCES ACCIDENTELLES

Ce paragraphe a pour but de présenter des études de différentes séquences accidentelles protégées³² ou non protégées, analysées pour l'ELFR. Les informations données dans ce paragraphe sont issues du document cité en référence 76.

Il est important de souligner que ces études ont été réalisées avec des outils dont la validation est toujours en cours.

Les transitoires les plus importants qui ont été analysés sont :

- le transitoire protégé de perte de débit dans le cœur ;
- le transitoire protégé de sur-refroidissement du cœur ;
- le transitoire protégé de rupture de la ligne vapeur en sortie de générateur de vapeur ;
- le transitoire non protégé de perte de débit dans le cœur ;
- le transitoire non protégé de perte de refroidissement ;
- le transitoire non protégé d'insertion de réactivité ;
- le transitoire non protégé de bouchage partiel d'un assemblage ;
- la rupture d'un tube de générateur de vapeur.

Concernant les transitoires protégés, l'arrêt automatique du réacteur, l'isolement du circuit secondaire qui s'en suit et la mise en service des systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle permettent de maintenir

³² Une séquence accidentelle protégée est une séquence avec chute des barres absorbantes.

l'installation dans un état sûr de façon durable. Pour tous les transitoires protégés, la température de gel du plomb dans les points les plus froids est atteinte après plusieurs heures, ce qui permet une intervention humaine ; des actions de R&D sont toutefois en cours avec l'objectif de ne pas recourir à une action de l'opérateur pour ce type de transitoires.

L'analyse des transitoires non protégés et de l'accident de rupture d'un tube de générateur de vapeur est détaillée dans la suite. Le comportement des réacteurs de type LFR en accident grave est également abordé bien que les études réalisées à ce stade n'identifient pas de séquence pouvant conduire à la fusion du cœur.

5.4.2.1 Transitoire non protégé de perte de débit dans le cœur

Le transitoire non protégé de perte de débit est initié par l'arrêt des pompes primaires avec un temps de passage à mi-débit de 0,5 seconde. Le système de protection est supposé être défaillant pendant tout le transitoire, mais les générateurs de vapeur fonctionnent normalement.

Dans la première partie du transitoire, la puissance augmente à cause du coefficient de contre-réaction positif dû à la dilatation du plomb dans la partie centrale du cœur. Ensuite, l'augmentation de la température conduit à des contre-réactions neutroniques négatives dues à la dilatation du sommier, de la grille supérieure et des plaquettes. Ces effets, complétés des contre-réactions négatives dues à l'effet Doppler et à la dilatation axiale du combustible, conduisent à une diminution et ensuite à une stabilisation de la puissance à environ 1200 MWth. Les températures maximales du combustible et de la gaine pendant le transitoire sont respectivement d'environ 1580°C et 830°C, inférieures à leurs températures de fusion.

En conclusion, les calculs décrits montrent que, pour l'ELFR, un transitoire de perte de débit non protégé ne conduit ni à la fusion du combustible ni à la fusion des gaines. Néanmoins, aucune indication n'est fournie sur la tenue des structures, notamment la cuve principale et les GV.

5.4.2.2 Transitoire non protégé de perte de refroidissement

Le transitoire non protégé de perte de refroidissement est initié par la perte de l'alimentation en eau de tous les générateurs de vapeur sans chute des barres. Les circuits secondaires sont automatiquement isolés et le DHR N1 est activé (3 *isolation condenser- IC-* sur 4 sont mis en fonction).

Le cœur reste refroidi en circulation forcée et la puissance du cœur diminue du fait des contre-réactions neutroniques négatives dues à l'augmentation de la température en entrée du cœur. La température du circuit primaire continue à augmenter progressivement à cause du déséquilibre entre la puissance du cœur et la puissance évacuée par le DHR N1. En parallèle, le gradient de température dans le cœur diminue à cause de la réduction de la puissance produite, ce qui conduit à une distribution de température pratiquement homogène dans tout le circuit primaire. Les parois de la cuve atteignent l'équilibre thermique avec le plomb à moyen terme. Une heure après le début du transitoire, la température du circuit primaire est d'environ 1000°C ; en conséquence, l'intégrité des gaines ne peut plus être assurée.

Le risque principal concerne la cuve, dont l'intégrité n'est alors pas garantie. En effet, sa température atteint 700°C après environ 12 minutes de transitoire et 1000°C au bout d'une heure (voir la Figure 34).

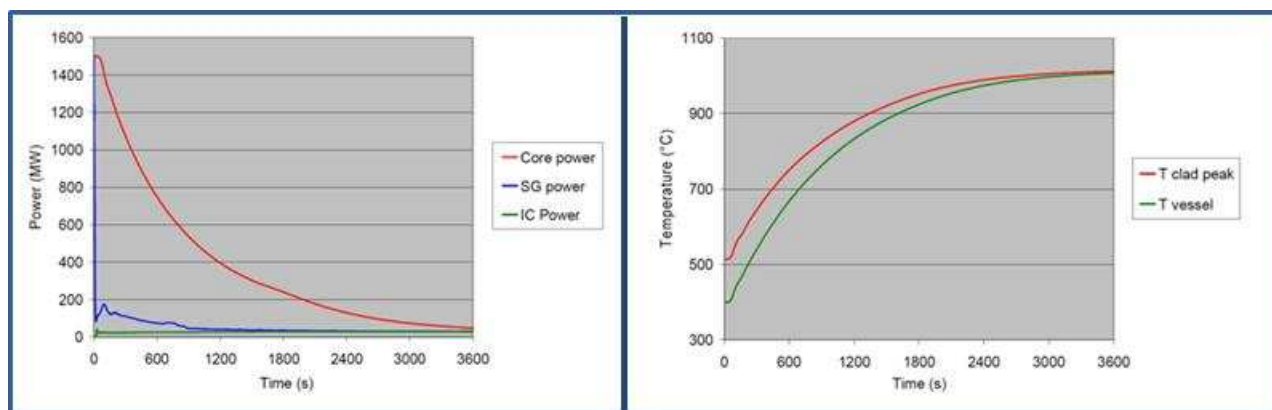


Figure 34 : Evolution dans le temps de la puissance du cœur/GV/IC et des températures maximales de gaine et de la cuve calculées en début de cycle (avec le code RELAP par ENEA).

La solution actuellement envisagée pour éviter l'atteinte de températures trop élevées en cas de perte de débit dans le cœur ou de perte de refroidissement est basée sur une optimisation des contre-réactions neutroniques du cœur.

5.4.2.3 Transitoire non protégé d'insertion de réactivité

Une insertion de réactivité de 260 pcm en 10 secondes est étudiée en fin de cycle, le réacteur fonctionnant à sa puissance nominale. Ce transitoire est considéré comme enveloppe d'autres transitoires tels qu'une erreur de manutention du combustible, une remontée des barres absorbantes ou une compaction du cœur suite à un séisme. Suite à cette insertion de réactivité, la puissance du réacteur augmente d'un facteur 2,4. Les températures maximales du combustible et de la gaine augmentent de $\sim 1500^{\circ}\text{C}$ et $\sim 500^{\circ}\text{C}$ à respectivement $\sim 2680^{\circ}\text{C}$ (température n'occasionnant qu'une fusion partielle au centre de la pastille la plus chaude) et $\sim 720^{\circ}\text{C}$ (température pour laquelle il n'y a pas de rupture de gaine).

Le risque de propagation aux assemblages voisins en cas de fusion partielle dans le combustible doit être examiné, au même titre que pour le SFR, bien que présentant éventuellement des risques plus faibles.

5.4.2.4 Transitoire non protégé de bouchage partiel d'un assemblage

Pour le transitoire de bouchage partiel d'un assemblage non protégé, différents cas ont été étudiés en faisant varier la fraction bouchée de la section totale des orifices d'alimentation de l'assemblage de 20% à 97,5%.

Les simulations ont été réalisées avec le code SIM-LFR³³ en considérant le réacteur fonctionnant à sa puissance nominale, en fin de cycle et sans chute des barres. Le débit du caloporteur dans l'assemblage bloqué est considéré être linéairement proportionnel à la section bouchée et le transfert de chaleur radial n'est pas considéré. Les résultats obtenus montrent que :

- la fusion du combustible n'est jamais atteinte, même en considérant une valeur de 97,5% de section de bouchage ;
- les gaines atteignent une température de 700°C pour des sections de bouchage de l'ordre de 85%.

Par ailleurs, il n'est pas fait état d'études de bouchages locaux internes au faisceau d'aiguilles.

³³ Aucune référence concernant ce code est fournie.

L'IRSN souligne que, par rapport à un SFR, le risque de bouchage pour un LFR devrait être plus important compte tenu des risques de formation d'oxyde.

5.4.2.5 Rupture d'un tube de générateur de vapeur

Cet accident est initié par une rupture soudaine postulée d'un ou plusieurs tubes d'un GV. Un débit d'eau est alors injecté dans le plomb entraînant un pic de pression dû à la vaporisation de l'eau. Les conséquences d'un tel accident, comme par exemple la production de bulles de vapeur à haute pression ou la propagation d'ondes de pression dans le GV ou dans tout le circuit primaire, dépendent du débit d'eau injecté qui réagit thermodynamiquement avec le plomb chaud.

Un système à double paroi (*perforated double wall casing*) a été introduit pour éviter la propagation dans le cœur des effets de l'accident (en effet, les trous sur les deux parois sont disposés de façon à éviter le passage du plomb lorsqu'elles sont en contact, voir au paragraphe 5.2.1). En outre, les collecteurs de l'eau d'alimentation et de vapeur sont situés en dehors de la cuve, ce qui permet d'éviter le risque d'une surpression trop élevée.

Deux types de calculs ont été réalisés avec le code SIMMER-III, simulant respectivement une rupture guillotine simple et une rupture guillotine doublement débattue. Dans le second cas, la défaillance des clapets anti-retour est aussi considérée. En outre, l'utilisation de dispositifs de limitation du débit d'eau de type Venturi³⁴ placés dans chaque tube a été testée.

Les analyses préliminaires des deux types de calculs montrent que :

- même sans la mise en place de dispositions de limitation des conséquences (e.g. limiteurs de type Venturi, etc.), les pressions consécutives à l'interaction de l'eau avec le plomb, en cas de vaporisation instantanée, si elles peuvent être suffisamment importantes pour conduire à des risques vis-à-vis de l'intégrité structurelle du GV, ne conduisent pas à des risques pour les structures internes à la cuve ;
- les bulles de vapeur susceptibles de créer un effet de vide positif atteignent difficilement la section d'entrée du cœur sous l'action de la poussée hydraulique du plomb. Des dispositifs mécaniques à la sortie des GV peuvent de plus être installés pour améliorer la séparation entre la vapeur d'eau et le plomb.

De façon générale, l'analyse approfondie des phénomènes pouvant se produire au cours de cet accident nécessite une installation dédiée, à l'échelle.

5.4.2.6 Accident grave

Les concepteurs considèrent que, du fait qu'un combustible fondu de type MOX est plus léger que le réfrigérant primaire (plomb), sa flottabilité est acquise ; ils estiment donc qu'il n'y a pas besoin de récupérateur de corium. De plus, compte tenu de la différence de densité entre le combustible fondu et le plomb, ils considèrent que le combustible devrait préférentiellement se disperser.

³⁴ Pendant le fonctionnement normal ces limiteurs agissent comme un diaphragme.

La flottabilité du combustible fondu reste toutefois à démontrer compte tenu notamment de la possible formation d'eutectiques. De façon plus générale, un certain nombre de questions restent posées concernant la phénoménologie de l'accident grave dans un LFR. En cas d'accident grave, il faut en effet rétablir rapidement le refroidissement du combustible fondu par convection naturelle ou forcée avec les systèmes de secours disponibles afin de limiter les dommages sur les structures. Pour s'assurer de l'efficacité de ce refroidissement, il faut au préalable connaître la localisation et la configuration du corium. Plusieurs problèmes sont à considérer :

- une partie du corium pourrait être entraînée dans les boucles de refroidissement empêchant le refroidissement du système pour les concepts à boucles ;
- le corium se retrouvant en partie à la surface libre du plomb, une partie de la puissance résiduelle serait alors évacuée vers le haut de la cuve. Il serait alors nécessaire de démontrer que la puissance générée ne conduit pas à chauffer de façon importante le haut de la cuve, ce qui pourrait entraîner sa ruine. Cette démonstration risque d'être difficile, compte tenu des incertitudes associées aux différents phénomènes : il faudra d'abord évaluer les configurations géométriques dans lesquelles peut se trouver le corium, puis comprendre comment se font les transferts thermiques dans ces configurations. Plus de trente ans après l'accident de TMI2, ce sujet n'est pas clos sur les réacteurs à eau légère. Il faudra aussi démontrer que le corium se retrouve dans une configuration géométrique permettant d'exclure les retours en criticité. On ne peut en effet exclure a priori que le combustible fondu s'amasse en surface du plomb liquide dans une configuration géométrique réactive ;
- des phénomènes de ségrégation du corium en plusieurs phases, de façon similaire aux phénomènes mis en évidence dans les PWR, ne peuvent également pas être exclus. Il se pourrait alors que la flottabilité du corium dans le plomb ne soit que partielle.

La rupture de la cuve principale et de la cuve de sécurité, si elle se produit, conduira à un phénomène d'ICB avec production de gaz inflammables (oxydation des phases métalliques du corium et oxydation du plomb), si la conception ne prévoit pas de récupérateur externe et de dispositif pour en assurer le refroidissement. D'autres réactions (plomb chaud et béton par exemple) sont possibles et doivent être étudiées.

Une réaction énergétique entre le corium et le plomb fondu, bien que physiquement possible, semble assez improbable car, outre le fait que la température d'ébullition du plomb est très élevée (1800°C), il se formera une croûte en surface des gouttes de combustible fondu qui limitera leur fragmentation et préviendra l'escalade de la réaction.

Le risque d'une réaction plomb-eau au niveau des échangeurs thermiques (le circuit secondaire est pressurisé et une rupture au niveau de l'échangeur conduira à une entrée d'eau dans le circuit primaire) semble plus important et devrait être étudié en priorité.

Par ailleurs, il peut être noté que la réaction d'oxydation du plomb au contact de l'eau ou de l'air n'est pas énergétique, ce qui est un élément favorable des LFR également vis-à-vis de l'accident grave.

Bien que les séquences accidentelles décrites par les développeurs du concept ELFR ne mettent en évidence ni des scénarios conduisant à la fusion du cœur ni des phénomènes énergétiques à l'intérieur de la cuve induits par exemple par une RTGV, il est essentiel de souligner que, compte tenu de l'état limité des connaissances de certains phénomènes physiques en jeu et de l'état de qualification des codes utilisés,

l'exhaustivité de ces études et leur caractère enveloppe sont loin d'être acquis. De plus, pour certaines séquences, les températures atteintes ne garantissent pas l'intégrité structurelle de la cuve. Des efforts importants de R&D restent donc à faire.

5.5 IMPACT DANS L'ENVIRONNEMENT ET RADIOPROTECTION

Composition du fluide primaire

Comme pour le SFR, en cas de corrosion, les éléments métalliques constitutifs des aciers vont être libérés dans le caloporteur, conduisant à une augmentation de sa viscosité. Ils pourront former des précipités qui entraîneront des colmatages.

Les produits de corrosion, les produits d'érosion et les produits dérivant de leur activation constitueront des impuretés du fluide primaire qui s'ajouteront à celles présentes initialement telles que l'argent, le cadmium, le cuivre, le chrome, le nickel, etc.

Comme pour le SFR, un système de purification du caloporteur devra être mis en œuvre afin de limiter ces impuretés et le risque de colmatage ou de bouchage qu'elles pourraient générer en fonction de leur solubilité dans le plomb ou dans l'eutectique plomb-bismuth.

Par ailleurs, l'activation du caloporteur plomb-bismuth entraîne une production de l'isotope 210 du polonium (^{210}Po). Il convient de noter que, même dans le cas où le fluide caloporteur ne contiendrait que du plomb, la formation de polonium serait tout de même observée, mais en quantité nettement plus faible, le bismuth étant une impureté d'origine du plomb.

Tous ces éléments entrent dans la composition du terme source et des effluents potentiels.

Radioprotection et protection vis-à-vis des substances toxiques

Aucune donnée dosimétrique liée à l'exploitation de cette filière n'a été communiquée.

Il convient néanmoins de souligner que l'utilisation de plomb ou de LBE permettrait de limiter fortement l'exposition des travailleurs aux rayonnements gamma comparativement à d'autres fluides primaires, les avantages et inconvénients des concepts à boucles ou intégrés étant les mêmes que pour les SFR.

Par rapport à ces derniers, l'exposition des travailleurs devrait néanmoins être plus importante dans le LFR, la manutention des assemblages de combustible étant réalisée cuve ouverte.

En outre, comme déjà mentionné pour la filière SFR, l'utilisation plus importante de plutonium par rapport aux gestions de combustible actuelles ainsi que la transmutation d'actinides mineurs conduiraient à une augmentation des doses efficaces et des doses aux extrémités, en particulier pour les phases amont et aval du cycle.

Par ailleurs, le plomb est hautement toxique. L'industrie classique cherche d'ailleurs à éliminer des processus industriels autant que possible. Toutefois, grâce à sa faible tension de vapeur, la concentration de plomb dans le confinement pendant le rechargement du réacteur et les opérations d'inspections en service (avec le circuit primaire ouvert) semble être raisonnablement faible.

Concernant l'isotope 210 du polonium (^{210}Po), il s'agit d'un radio-isotope de vie courte et de forte énergie (période 138 jours, émetteur α de 5,34 MeV), volatil, dont une partie peut migrer vers le niveau libre du circuit primaire où il peut former des aérosols. Il en résulterait des activités importantes dans le ciel de pile et des difficultés pour les opérations d'inspection en service et de réparation (ISIR).

Toutefois, en cas d'utilisation de plomb à la place de l'eutectique plomb-bismuth, la formation de polonium ne semble pas représenter un problème majeur vis-à-vis de la radioprotection. A cet égard, pour le prototype ALFRED, la production totale de ^{210}Po dans le plomb (3400 tonnes en visant une pureté de 99,985%) a été estimée à 0,4 g. De plus, la fraction volatile du ^{210}Po est très faible à cause des interactions chimiques avec le plomb. Les valeurs de cette fraction pour ALFRED aux températures de 480°C et 800°C sont respectivement de 2.10^{-10} et 3.10^{-7} .

Rejets

Pour les LFR, les rejets hors de l'enceinte peuvent notamment se produire :

- à partir de la couverture gazeuse du ciel de pile, sous forme d'aérosols et de gaz rares ;
- par des fuites du réfrigérant primaire dans l'enceinte, puis par cette enceinte (fuites directes).

La connaissance des propriétés de rétention des produits de fission et d'activation dans le plomb ou LBE est limitée. Toutefois, le plomb et le LBE semblent avoir des bonnes propriétés de rétention de certains éléments comme le césium, l'iode, le strontium et le polonium. La rétention est aussi favorisée par l'absence de phénomène d'ébullition du plomb en situation accidentelle. Des analyses menées dans le cadre des projets EUROTRANS FP6 et LEADER ont montré que, en cas de fusion du cœur, seule une faible proportion des éléments présents dans le caloporteur serait vaporisée dans le gaz de couverture. Toutefois, cette propriété sera peu utile en cas de flottabilité du corium.

En cas de percement des cuves, le plomb étalé sur le béton devrait se solidifier en surface, entraînant ainsi une possible rétention des PF. Les bulles de gaz générées par la dégradation du béton pourraient cependant passer au travers de la croûte et entraîner certains produits de fission.

En cas de rejets atmosphériques ou en cas de percement du radier, le plomb, les PF, les produits de corrosion, les impuretés ainsi que les produits d'activation seront disséminés dans l'environnement et affecteront les populations.

Par ailleurs, la production de tritium par les fissions ternaires et l'activation du bore contenu dans les barres de contrôle devraient être similaire à celle d'un SFR de même puissance thermique. La quantité de tritium qui diffusera au travers des gaines en acier peut dépendre du revêtement qui est susceptible de recouvrir leur face externe. La quantité restant dans le caloporteur dépendra de la capacité du système de purification du plomb à retenir une partie du tritium. Enfin, le risque de retrouver du tritium dans l'eau des GV sera augmenté par rapport à un SFR, toutes choses égales par ailleurs, du fait qu'il n'existe qu'une seule paroi (celle des tubes de GV) entre le plomb et l'eau.

Enfin, on rappelle les risques toxiques liés à l'utilisation du plomb, à la formation de polonium (notamment en cas d'utilisation de LBE) et à certaines impuretés présentes dans le plomb (impuretés initiales, produits de corrosion et produits d'activation). L'utilisation de grandes quantités de matériaux toxiques constitue un inconvénient majeur pour ce type de réacteur.

5.6 MATURITE DU CONCEPT ET BESOINS DE R&D

5.6.1 RETOUR D'EXPERIENCE

Le seul retour d'expérience disponible provient de l'exploitation de réacteurs de propulsion des sous-marins militaires soviétiques dont il a été fait état au paragraphe 5.1.1.

Le document de retour d'expérience des réacteurs à neutrons rapides diffusé en 2007 par l'AIEA et cité en référence 77 donne des précisions sur les événements marquants qu'ont subis trois de ces réacteurs :

- 1968 : plusieurs assemblages ont été bouchés par des oxydes de LBE (notamment), accumulés en particulier lors des phases de maintenance du circuit primaire alors qu'il était dépressurisé, causant une fusion partielle du cœur en l'absence de procédures adaptées aux signaux qui ont été émis en salle de commande. Cet accident a causé la mort de plusieurs personnes par irradiation aiguë. La disposition la plus notable prise sur les réacteurs de sous-marins après cet événement est un renforcement des modalités de contrôle de l'oxygène dans le circuit primaire et d'épuration pour éliminer les oxydes formés ;
- 1971 : un endommagement de tuyauteries du circuit primaire a été constaté par corrosion de la surface externe du fait d'une humidité trop importante dans le compartiment du réacteur liée à un manque d'étanchéité du générateur de vapeur ; ceci a conduit à une fuite de LBE radioactif ;
- 1982 : une corrosion généralisée du faisceau tubulaire du générateur de vapeur a été causée par une qualité médiocre de l'eau d'alimentation ; ceci a entraîné un transfert de vapeur d'eau dans le circuit primaire contenant le LBE. C'est à la suite d'un enchaînement assez complexe de faits, dont des erreurs humaines, que 150 litres de LBE radioactif ont fui dans le compartiment du réacteur.

Suite à ces accidents, ce type de réacteur a été abandonné par la marine soviétique. On notera toutefois que des organismes russes ont poursuivi les études en vue d'une application civile électrogène, mais leurs connaissances dans ce domaine ne sont pas accessibles.

5.6.2 BESOINS DE R&D

Les principales difficultés technologiques identifiées à ce jour pour la réalisation d'un réacteur à spectre rapide refroidi au plomb sont liées :

- à la gestion du risque de corrosion et d'érosion ;
- à la forte sensibilité du concept au séisme du fait de la masse importante de plomb ;
- à l'inspection en service des équipements constituant la deuxième barrière de confinement et des structures et équipements présents dans la cuve dans le cas d'un concept intégré ;
- à la purification du fluide primaire.

Des programmes de R&D ont été définis dans ces domaines (référence 78) :

- corrosion et érosion : qualification d'un acier austénitique pour la cuve du réacteur, d'un matériel résistant à la corrosion et à l'érosion pour les structures internes à la cuve, d'un revêtement de protection des gaines et des tubes des générateurs de vapeur, de matériaux spéciaux résistant à la corrosion et à l'érosion pour les pales des pompes primaires ;

- risque sismique : une application de la technologie des isolateurs sismiques aux LFR est en cours dans le cadre d'un projet dénommé SILER (référence 79) ;
- inspection : développement de techniques et d'instrumentation nécessaires pour l'inspection en service des tubes des GV, de la cuve, des fermetures supérieures de la cuve, des structures de supportage du cœur (en tenant compte de l'opacité et du caractère corrosif du plomb et du fait que l'instrumentation devra être qualifiée à l'irradiation) ;
- possibilité de remplacement : examen de la possibilité de remplacer des composants internes à la cuve au cours de la vie de l'installation ;
- purification : développement et validation d'une technique pour la purification du plomb, avant le remplissage de la cuve ainsi qu'en fonctionnement, pour prévenir la formation d'aérosols (risque de bouchage d'assemblage), développement et validation de techniques de contrôle de l'oxygène pour réguler la cinétique d'oxydation.

D'autres actions de R&D sont identifiées, certaines étant en cours, pour acquérir des connaissances sur le comportement du réacteur en situation accidentelle :

- phénoménologie de l'accident de rupture d'un générateur de vapeur : des activités expérimentales préliminaires (LIFUS facility, ENEA Brasimone) ont été réalisées afin d'acquérir une connaissance suffisante des phénomènes susceptibles de se produire dans cette situation et de qualifier les codes de calcul ; d'autres activités expérimentales et de calcul sont programmées sur une maquette de GV dans l'installation expérimentale ATHENA (ENEA Brasimone) ; la réalisation d'une maquette à échelle réelle d'un GV à double paroi est prévue prochainement ;
- comportement du cœur fondu dans le réfrigérant primaire ;
- définition de la quantité de produits de fission et d'activation qui peut se retrouver dans la couverture en gaz du ciel de pile suite à une fusion du cœur : cette problématique représente un enjeu important pour les LFR, tout comme pour les SFR. Un effort en matière de R&D est nécessaire, en examinant par exemple la cinétique d'émission des produits de fission du combustible dans le caloporteur et ensuite du caloporteur à la couverture en gaz ;
- risque lié au gel du plomb : des analyses expérimentales et des calculs sont en cours pour évaluer le risque de dégradation sévère du combustible en cas de dégel ; une évolution de la conception des DHRs est en cours d'investigation (MAXIMA projet) afin d'éviter le gel du plomb et ce sans nécessité d'une intervention d'un opérateur.

Enfin, des travaux relatifs aux opérations de chargement du combustible, alors que le caloporteur est à une température proche de 400°C, ainsi qu'à la tenue, sous irradiation, des structures soumises à de hautes températures, sont également prévus.

5.7 CONCLUSION

Le concept LFR a été retenu par le GIF car jugé bien placé pour remplir les objectifs visés (meilleure utilisation des ressources en uranium, progrès en termes de sûreté, limitation du risque de prolifération nucléaire, etc.), grâce principalement aux bonnes propriétés chimiques, thermohydrauliques et neutroniques du plomb.

En premier lieu, le plomb ne réagit chimiquement de façon violente ni avec l'air ni avec l'eau ; ceci a conduit certains concepteurs à prévoir l'installation des GV directement dans la cuve primaire. L'IRSN estime toutefois que ce choix de conception ne serait vraisemblablement pas accepté en France pour plusieurs raisons (risque d'entrée d'eau dans la cuve, impossibilité d'inspection en service, impossibilité de réparation...) ; la présence d'un circuit intermédiaire pour les concepts intégrés apparaît incontournable.

Les propriétés neutroniques du plomb (faibles coefficients de modération et d'absorption neutronique, fort pouvoir de réflexion) permettent de concevoir des réacteurs de faible puissance volumique ($\sim 100 \text{ MW/m}^3$), contrainte imposée par la nécessité de limiter la vitesse du réfrigérant primaire du fait des risques d'érosion.

La température d'ébullition élevée à la pression atmosphérique (1745°C pour le plomb et 1670°C pour le LBE) garantit des marges importantes en fonctionnement normal, écarte le risque d'ébullition du caloporteur et limite ainsi le risque d'insertion de réactivité par effet de vide qui pourrait en résulter. Toutefois, il convient de souligner que la ruine des structures interviendrait pour des températures bien inférieures.

Enfin, les délais de grâce en cas de perte de refroidissement sont particulièrement importants, du fait du grand volume de plomb et de sa forte masse volumique qui confèrent aux LFR une inertie thermique élevée. De plus, la faible perte de charge du cœur, toujours liée à la contrainte sur la faible vitesse du réfrigérant primaire, combinée avec la masse volumique et le coefficient de dilatation élevés du plomb sont des éléments favorables pour l'établissement d'un régime de convection naturelle dans le cœur.

Les études réalisées dans le cadre du projet LEADER pour le réacteur de taille industrielle ELFR n'ont pas identifié de scénarios conduisant à la fusion généralisée du cœur ; l'IRSN reste toutefois très sceptique sur ces conclusions, l'exhaustivité des études réalisées n'étant d'une part pas acquise, la connaissance des phénomènes physiques en jeu et de l'état de qualification des codes utilisés pour les études étant d'autre part limitée. Le Projet RNR-Na partage ce point de vue.

A cet égard, aucune étude concernant la phénoménologie d'un accident de fusion du cœur n'est aujourd'hui disponible ; les hypothèses avancées par les concepteurs concernant la flottabilité et la dispersion du combustible fondu garantissant ainsi l'absence de retour en criticité et de rupture de la cuve ne sont actuellement étayés par aucune étude.

Quoi qu'il en soit, l'IRSN considère que, au titre de la défense en profondeur, il convient de retenir des scénarios d'accident grave, induits par la fusion du combustible ou la ruine des structures du cœur.

La difficulté majeure pour un réacteur à neutrons rapides refroidi au plomb (ou au LBE) est liée à la nature corrosive et érosive du caloporteur vis-à-vis des structures en acier inoxydable. Le seul procédé disponible actuellement pour limiter le risque de corrosion consiste à créer une couche d'oxyde de fer à la surface des structures ; la maîtrise de ce procédé semble très délicate et engendre des contraintes fortes d'exploitation, en termes de température de fonctionnement et de purification du fluide primaire. Son efficacité reste de plus à confirmer, en particulier pour un réacteur de grande taille et pour toutes les conditions de fonctionnement. La solution envisagée à plus long terme, qui consiste à créer un revêtement sur la surface des aciers, permettrait de simplifier la gestion de la chimie du plomb et d'atteindre des températures plus élevées. La maîtrise du risque de gel du plomb impose par ailleurs une température minimale de fonctionnement relativement élevée, y compris pendant les états d'arrêt.

A la difficulté de maîtrise de la composition du fluide primaire s'ajoute la difficulté d'inspecter les structures et les équipements immergés dans le plomb et la deuxième barrière de confinement, de façon encore plus marquée que pour le SFR. Le concept LFR ne peut être jugé acceptable du point de vue de la sûreté tant que cette problématique ne sera pas résolue.

Par ailleurs, le LFR présente deux autres inconvénients majeurs en termes de sûreté et de protection des personnes, inhérents au concept : la grande sensibilité au séisme et la forte toxicité du plomb et des produits dérivés, notamment du Po, surtout en cas d'utilisation de LBE.

La sensibilité au séisme et la difficulté de maîtrise de la concentration en oxygène militent pour limiter la déclinaison de ce concept à des réacteurs de petite taille.

Au final, l'IRSN considère qu'il est prématuré de se prononcer sur la possibilité d'atteindre un niveau de sûreté significativement supérieur à celui visé pour les réacteurs de génération III.

6. REACTEURS A SELS FONDUS - MSR

Parmi les réacteurs à sels fondus (MSR), on distingue :

- les réacteurs dont le sel constitue à la fois le caloporteur et le combustible ; le combustible est alors dissous dans un sel fondu de type alliage eutectique ; dans la suite du présent rapport, on emploie le terme de « sel combustible ». La chaleur est ainsi produite directement dans le caloporteur ;
- les réacteurs utilisant un combustible sous forme solide et un caloporteur constitué d'un sel fondu.

Les paragraphes 6.1 à 6.7 traitent des réacteurs pour lesquels le combustible est dissous dans le sel. Quelques informations sont fournies au paragraphe 6.8 sur les MSR utilisant un combustible sous forme solide.

6.1 HISTORIQUE ET PERSPECTIVES DE DEVELOPPEMENT

6.1.1 HISTORIQUE

Jusqu'à présent, deux réacteurs expérimentaux à sels fondus ont été construits et exploités aux USA :

- un réacteur destiné à la propulsion aéronautique militaire, construit durant les années 1950 dans le cadre du projet ARE (« Aircraft Reactor Experiment »). Ce réacteur devait servir de prototype au sol pour un moteur d'avion militaire. Il s'agissait d'un réacteur à spectre thermique, utilisant du béryllium sous forme d'oxyde comme modérateur. Il a fonctionné une centaine d'heures ;
- un réacteur de démonstration, le MSRE (« Molten Salt Reactor Experiment »), construit en 1962 dans le laboratoire américain d'Oak Ridge (ORNL) ; ce réacteur a divergé en juin 1965. Egalement à spectre thermique, il était constitué d'un bloc de graphite, utilisé comme modérateur, qui comportait des canaux dans lesquels circulait le sel combustible. Il n'a pas utilisé de matériau « fertile », mais un combustible à base d' ^{235}U , de plutonium puis d' ^{233}U . Ce réacteur, qui délivrait une puissance de 8 MWth, a été arrêté en 1969 après environ 13 000 heures de fonctionnement. Le bâtiment du réacteur est toujours tel qu'il était lors de l'arrêt définitif du réacteur en décembre 1969, le sel combustible étant conservé à l'état solide et sans retraitement. Les opérations de démantèlement sont prévues mais n'avaient pas commencé en septembre 2010.

Par la suite, un projet de prototype de réacteur de taille industrielle (2500 MWth), à spectre thermique, dénommé MSBR (Molten Salt Breeder Reactor), a été étudié aux Etats-Unis mais est resté à l'état de projet.

6.1.2 PROJETS EN COURS ET PERSPECTIVES DE DEVELOPPEMENT

De nombreux pays continuent à s'intéresser à la technologie des MSR même si aucun réacteur n'est actuellement en construction :

- Europe : il existe des projets de développement de MSR dans le cadre des PCRD, depuis 2001. En particulier, le projet MOST (« MOLten Salt Reactor Technology ») a permis d'identifier les points-clés à étudier pour le développement du concept MSR : procédés de nettoyage du sel, schémas de retraitement, extraction des produits de fission gazeux et des métaux nobles, gestion du tritium, intégrité des composants et contrôle des propriétés du sel ;

En 2007, une action européenne dénommée ALISIA, supportée par EURATOM, a été mise en place. Elle avait pour but de renforcer le réseau européen d'expertise dans le domaine des MSR et de partager les résultats des programmes nationaux. ALISIA a permis le montage, en 2011, dans le cadre du 7^{ème} PCRD, du Projet EVOL (Evaluation and Viability Of Liquid fuel fast reactor system) dans lequel une action est dédiée à la conception et à la sûreté de ces réacteurs ;

- France : le CNRS a repris les études sur le MSBR (« Molten Salt Breeder Reactor ») démarrées à l'ORNL et poursuivies en France par le CEA et EDF. Il s'est ensuite orienté vers le concept MSFR (« Molten Salt Fast Reactor »), à spectre rapide, d'une puissance de 3000 MWth. Ce projet est mené dans un cadre international (GIF, projets européens, collaboration avec la Russie) ;
- Russie : la Russie a un programme sur les MSR depuis les années 1970 ; il vise à améliorer le concept MSBR. Les études ont conduit à la définition d'un réacteur dénommé MOSART (« MOlten Salt Actinide Recycler and Transmuter ») destiné à incinérer les transuraniens (plutonium et actinides mineurs). MOSART a été développé dans le cadre de l'ISTC (International Science and Technology Center), mettant en contact des scientifiques de Russie, d'autres pays de l'ex-URSS, du Canada, d'Europe, du Japon, de la République de Corée et des Etats-Unis. Les recherches sont pilotées par l'institut russe Kurchatov ; MOSART est un réacteur d'une puissance de 2240 MWth, utilisant uniquement des transuraniens (donc sans uranium ni thorium) ; il doit permettre d'incinérer les actinides mineurs. Son spectre de neutrons est épithermique. Des configurations alternatives sont étudiées pour un réacteur surgénérateur en cycle thorium. Ces travaux s'effectuent dans le cadre du projet MARS (Minor Actinides Recycling in molten Salt) piloté par la société russe ROSATOM et couplé au projet EVOL ;
- Chine : l'académie des sciences chinoise a lancé en 2011 un programme stratégique de recherche prioritaire sur les MSR, avec en particulier le projet TMSR (« Thorium Molten Salt Reactor »), l'objectif étant de construire un réacteur de recherche à sels fondus, à spectre thermique, d'ici 2017 et un démonstrateur d'une puissance de 100 MWe à l'horizon 2035 ;
- Japon : le Japon s'intéresse à des MSR à spectre thermique avec plusieurs projets désignés par le nom générique de FUJI ;
- Etats-Unis : les recherches américaines se concentrent sur les réacteurs à haute température refroidis par un sel liquide (voir le paragraphe 6.8). Toutefois, certains domaines de R&D sont communs avec ceux des réacteurs utilisant du sel combustible, comme la chimie, le comportement des sels fluorures liquides à haute température et les matériaux.

6.2 PRINCIPALES CARACTERISTIQUES

Les informations fournies dans la suite de ce chapitre concernent, sauf indication contraire, le concept MSFR développé par le CNRS. Il peut être souligné que, dans sa « roadmap » révisée (référence 2), le GIF indique qu'il s'agit désormais du concept de référence pour ses travaux.

6.2.1 ÉLÉMENTS DE CONCEPTION GENERALE

La puissance thermique envisagée pour le MSFR est de 3000 MW pour une puissance électrique de 1300 MW, soit un rendement de 43%.

La conception actuelle du MSFR prévoit que le réacteur contienne 18 m³ de sel combustible dont 9 m³ sont présents, en fonctionnement normal, dans une cavité appelée « cavité centrale » de forme ortho-cylindrique. La puissance fournie par le réacteur est produite au sein du sel combustible contenu dans cette cavité où la circulation se fait de manière ascendante. La puissance volumique est de l'ordre de 330 MW/m³.

La réactivité du cœur est fonction de la température du sel combustible et de la quantité de matières fissiles présente dans la cavité ; dans le MSFR, il n'existe pas de barres de contrôle, contrairement à d'autres projets comme le projet MOSART. De plus, l'utilisation d'un combustible sous forme liquide devrait permettre d'avoir une combustion plus homogène que dans les autres réacteurs. Toutefois, la distribution de la matière fissile dans la cavité et de la puissance dans le sel combustible semble difficile à maîtriser et pourrait conduire à l'apparition de points chauds dans les circuits.

Le sel combustible est entouré d'une couverture fertile constituée de fluorure de thorium et de lithium. Cette couverture est contenue dans un réservoir annulaire en Hastelloy qui pourrait être équipé, si nécessaire, d'une protection thermique placée côté sel combustible. La couverture fertile est refroidie par un circuit dédié. Au-dessous et au-dessus de la cavité centrale se trouvent les plenums inférieur, supérieur et les réflecteurs. Ce sont des pièces massives dont la forme facilite l'écoulement du fluide ; ils peuvent comporter, comme toutes les parois en contact avec le sel combustible, une protection thermique. Latéralement, la couverture fertile joue le rôle d'écran ; une protection supplémentaire en B₄C est prévue. Ces éléments sont visibles sur la Figure 35 qui présente un schéma conceptuel du réacteur MSFR.

Les températures du sel combustible à l'entrée et en sortie de la zone centrale devraient valoir respectivement 700°C et 770°C avec un fluide sous faible pression (< 0,5 MPa), la température d'ébullition étant élevée (1800°C). Le choix d'un sel combustible utilisant du fluor limite l'endommagement des structures du fait de la grande section efficace de diffusion inélastique du fluor pour les neutrons de quelques centaines de keV.

Le sel combustible circule dans 16 boucles de recirculation ou boucles primaires, chacune équipée d'une pompe, d'un séparateur sel/gaz, d'un échangeur thermique, d'un injecteur de gaz et d'un dispositif de vidange. Le sel combustible froid issu des boucles de recirculation se mélange dans le plénum inférieur et le sel combustible chaud se mélange en sortie de la cavité centrale pour être ensuite renvoyé dans les 16 boucles primaires. Un cycle complet du combustible s'effectue en quelques secondes (3-4 secondes en régime nominal) et un système de trop-plein, dans lequel le niveau libre de liquide est surmonté d'un ciel de gaz, permet de s'accommoder des variations de niveau du sel combustible en cas de variation de température.

Plusieurs boucles intermédiaires, dont le nombre reste à définir, permettent d'évacuer la puissance des boucles de recirculation, chacune comprenant une pompe de circulation et du sel inerte ayant un point de fusion compris entre 250°C et 450°C (FLiNaK par exemple) ou du plomb³⁵. Enfin, un circuit secondaire, qui pourrait utiliser de l'eau à l'état supercritique, permet la conversion d'énergie.

³⁵ Dans la suite du texte, il est fait l'hypothèse que les boucles intermédiaires contiennent du sel inerte.

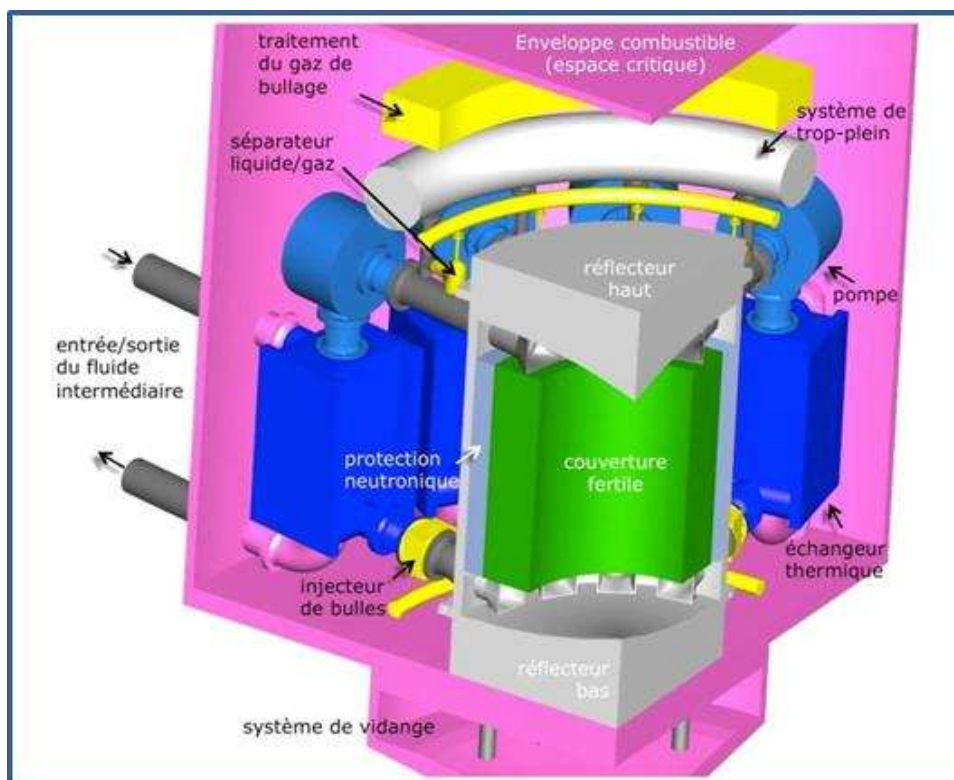


Figure 35 : Schéma conceptuel du MSFR

Un système d'injection et d'extraction de gaz neutre (en jaune sur la Figure 35) est connecté à chaque boucle de recirculation, l'injection de bulles de gaz se faisant en sortie des échangeurs. Après séparation liquide/gaz, le sel est renvoyé à la pompe. Ce processus de bullage a pour fonction de purifier en continu le sel combustible des particules solides en suspension et des produits de fission gazeux dissous. Des explications plus détaillées sont fournies dans le point « Unité de traitement sur site » présenté ci-dessous.

Le circuit du combustible, constitué de la cavité centrale et des 16 boucles de recirculation, la couverture fertile et son circuit de refroidissement ainsi que le circuit de bullage constituent l' « **espace critique** ».

Il existe également un système de vidange du sel combustible situé sous le réflecteur inférieur qui, par l'intermédiaire d'un collecteur, récupère le sel à partir des points les plus bas du circuit combustible. En cas de perte des moyens de refroidissement normaux, la vidange rapide du sel par écoulement gravitaire permet de placer le combustible dans des réservoirs de confinement (« **espace sous-critique** ») dont la géométrie est adaptée pour éviter tout risque de criticité et assurer une évacuation de la puissance résiduelle. La vidange peut être réalisée par la manœuvre de vannes ou, de façon passive, par la fusion de bouchons de sels solidifiés. Cet « espace sous-critique » est immergé dans une piscine d'eau, elle-même refroidie par un système d'échangeurs eau/air (Figure 37). En dessous de l'espace sous-critique se trouve un stock de sel solide inerte comportant des poisons neutroniques. Il s'agit d'un dispositif passif qui permet la conservation à long terme du combustible en cas de fuite de l'espace sous-critique.

Enfin, il existe également un « **espace de stockage** » destiné à contenir le sel lors d'arrêts de longue durée (d'une durée supérieure à une ou deux semaines) et à le conditionner avant le démarrage. Il permet de réaliser, en cas de besoin, des interventions sur le système de vidange.

Unité de traitement sur site

Les réacteurs de type MSR sont connectés à une unité spécifique de traitement du sel combustible. La taille de l'unité de traitement dépend très fortement du spectre neutronique. Dans le cas d'un réacteur à spectre thermique, il est capital d'éliminer en continu les PF constituant des poisons neutroniques afin d'éviter l'arrêt de la réaction en chaîne. Dans le cas d'un spectre rapide, l'unité de traitement et le fonctionnement du réacteur sont davantage décorrélés, car le risque d'empoisonnement du cœur par des PF neutrophages est réduit. Le premier objectif du traitement est alors le maintien des caractéristiques et des propriétés chimiques du sel combustible dont en particulier son potentiel oxydo-réducteur. Cette unité peut fonctionner en discontinu (prélèvement de quelques dizaines de litres par jour). C'est le cas du MSFR.

Un schéma de l'unité de traitement intégré au MSFR est présenté sur la Figure 36.

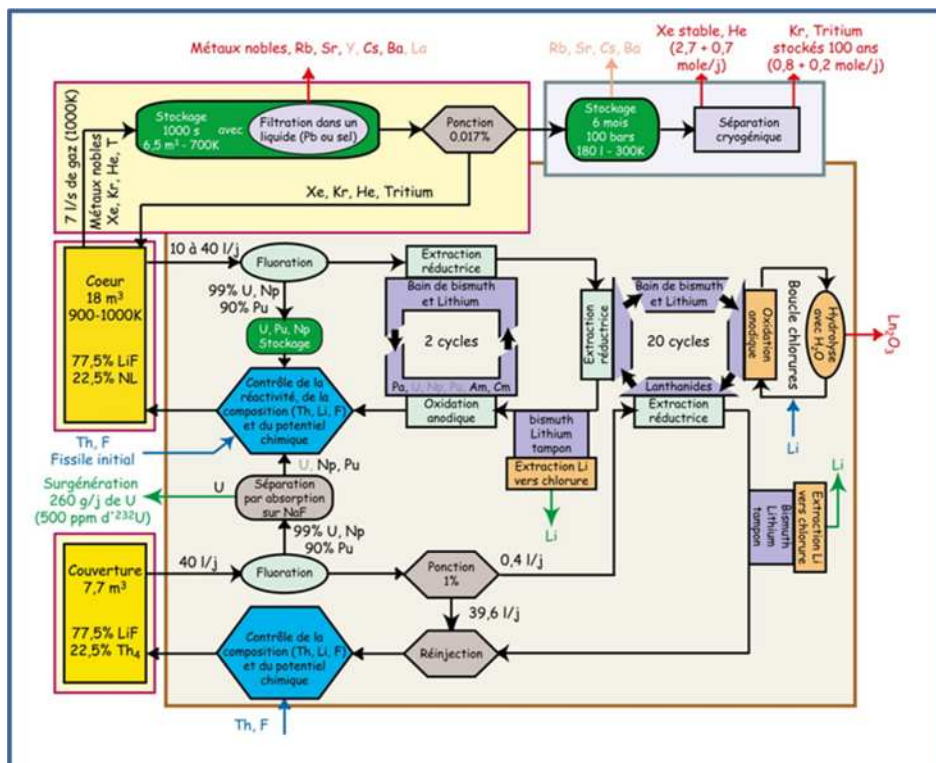


Figure 36 : Schéma de principe de l'unité de traitement du MSFR

L'unité de traitement se décompose en deux parties distinctes :

- le système d'injection de gaz neutre et d'extraction des PF non solubles et gazeux mentionné précédemment (procédé de bullage) visant à réduire la formation en réacteur des descendants produits par la décroissance des isotopes gazeux (éléments alcalins ou alcalino-terreux tels que le rubidium (Rb), le strontium (Sr), l'yttrium (Y), le césium (Cs), le baryum (Ba)) et à prévenir les dépôts de particules de métaux nobles dans les points froids du réacteur. Le balayage gazeux réalisé au niveau du cœur se fait en circuit fermé avec un débit de l'ordre de 7 litres/s. Le gaz collecté est séparé dans le séparateur liquide/gaz. Il est ensuite entreposé dans un réservoir (durée 1000 s) tout en étant filtré en continu durant une heure par un métal liquide. Il est ainsi débarrassé des particules solides constituées des éléments métalliques et des alcalins ou alcalino-terreux formés par décroissance des gaz de fission, ces éléments s'accumulant dans le filtre (durée de vie et conditionnement non encore définis). Le gaz filtré est ensuite renvoyé dans le cœur du réacteur. Une

très faible fraction de ce gaz purifié est néanmoins extraite pour que la quantité totale de gaz dans le système de bullage reste constante du fait de la production de gaz de fission. Ces gaz ponctionnés sont entreposés durant environ 6 mois pour attendre la fin de la décroissance de l'ensemble des isotopes gazeux, cette étape étant suivie éventuellement d'une séparation cryogénique permettant de séparer le xénon stable et l'hélium et de récupérer l'isotope 85 du krypton ainsi que le tritium, ces radioéléments nécessitant des temps de décroissance encore plus importants (de l'ordre de 100 ans) avant de pouvoir être rejetés ;

- un système de retraitement pyrochimique consistant à prélever de 10 à 40 litres de sel combustible par jour qui seront amenés vers un espace dénommé « espace de traitement » puis réinjectés après extraction des produits de fission (lanthanides, etc.). La quantité de sel à retraiter dans le MSFR est de l'ordre de 0,2 % du volume du sel combustible, à comparer aux 10% nécessaires pour le MSBR à spectre thermique. Le traitement chimique permet de séparer les éléments fissiles et les actinides mineurs par des étapes successives de fluoration et d'extraction réductrice au contact d'un métal liquide tel que le bismuth (Bi) alors que le thorium reste dans le sel. L'ensemble de ces radionucléides est ensuite réinjecté dans le circuit primaire après ajustage de la composition du sel afin de conserver la composition isotopique du cœur. Les lanthanides (produits de fission les plus neutrophages), récupérés à l'issue du traitement, sont ensuite conditionnés puis entreposés sous forme d'oxydes (Ln_2O_3) avant stockage. Un système similaire ne comprenant toutefois qu'une étape de fluoration existe pour le sel de couverture.

Les aspects propres au cycle du combustible du MSFR sont abordés au paragraphe 9.6.

6.2.2 OPTIONS GENERALES DE SURETE

Le MSFR allie les avantages caractéristiques des réacteurs à neutrons rapides en termes d'utilisation des ressources et de minimisation des déchets (il peut fonctionner en modes surgénérateur, iso-générateur et incinérateur et présente potentiellement une forte capacité de transmutation et de recyclage des radionucléides à vie longue avec un cycle du combustible « intégré ») et les avantages liés à l'utilisation d'un combustible liquide (taux de combustion homogène, effet des contre-réactions quasi-immédiat...).

Les options de conception doivent également prendre en compte les inconvénients liés à l'utilisation de sels (température de solidification élevée, faible inertie thermique...).

De ces caractéristiques découlent les principales options de conception envisagées pour assurer les fonctions de sûreté :

- développement de matériaux résistant aux hautes températures, à l'irradiation, à l'érosion et à la corrosion par les sels ;
- définition des caractéristiques géométriques du circuit combustible de façon à maîtriser la réactivité du sel compte tenu des températures de fonctionnement visées et de l'évolution de la composition du sel combustible au cours de l'exploitation (nécessité de prise en compte du fort couplage entre les aspects neutroniques, thermohydrauliques et thermochimiques) ;
- conception d'un système de vidange rapide du sel combustible permettant d'évacuer la puissance résiduelle du combustible en état d'arrêt et en situation accidentelle et de maintenir le sel sous-

critique ;

- mise en œuvre de dispositions permettant le maintien de la température du sel au-dessus de sa température de solidification dans toutes les situations envisagées ;
- définition d'une stratégie de confinement tenant compte de la toxicité chimique des sels et des produits générés au cours de l'exploitation et dans l'unité de traitement.

De manière générale, la conception doit tenir compte de la nécessité d'assurer les fonctions de sûreté quel que soit l'endroit où se trouve le sel combustible (espace critique, sous-critique, espace de stockage, espace de traitement).

Pour les concepts de MSR à spectre thermique, les options de conception doivent de plus notamment tenir compte des besoins accrus en termes de purification et de traitement du sel combustible (risque d'empoisonnement, volume important de sel journalier à retraiter...).

6.2.3 COMBUSTIBLE ET CALOPORTEUR

6.2.3.1 Critères de choix du sel combustible

Le sel combustible, qui assure à la fois la génération de puissance et l'évacuation de chaleur, doit satisfaire de nombreux critères (voir le tome 4 de la référence 12 et la référence 80), en particulier :

- avoir une température d'ébullition suffisamment élevée ;
- avoir une température de solidification pas trop élevée ;
- ne pas contenir d'éléments ayant un facteur d'absorption neutronique élevé, en particulier pour les réacteurs à spectre thermique ;
- ne pas générer de radio-isotopes difficilement gérables ;
- avoir un coefficient de dilatation élevé pour bénéficier de coefficients de contre-réactions fortement négatifs, et aussi des possibilités de convection naturelle ;
- assurer une bonne dissolution des éléments fissiles et fertiles ;
- être stable au regard des effets d'irradiation ;
- avoir des caractéristiques favorables aux échanges thermiques ;
- être compatible avec la tenue des matériaux de structures.

Des sels inertes de type chlorure ou fluorure sont envisagés, mais les chlorures produisent une quantité importante de l'isotope ³⁶ du chlore qui est un déchet difficilement gérable. Parmi les fluorures, on trouve les fluorures de type « FLiBe » (mélange de LiF et de BeF₂) qui a été utilisé dans le MSRE ou « FLiNaK » (mélange de LiF, NaF et KF). D'autres sels combustibles peuvent également être utilisés.

6.2.3.2 Sel combustible retenu pour le MSFR

Dans le MSFR, le choix du sel s'est porté sur le fluorure de lithium (LiF), de façon à éviter la présence d'éléments tels que le béryllium, le sodium ou le potassium qui complexifient son traitement.

La limite de solubilité du plutonium dans le LiF, de l'ordre de 6%, contraint le choix de la matière fissile utilisable.

Le sel combustible est constitué au final d'un mélange de fluorure de ^{233}U (matériau fissile), de fluorure de thorium (matériau fertile) et de fluorure de lithium. Le lithium est très fortement enrichi en son isotope 7 qui capture très peu les neutrons, contrairement à l'isotope 6. La température de cristallisation du sel combustible est de 585°C , ce qui impose des températures de fonctionnement élevées (voir au paragraphe 6.4.1.3).

La quantité d' ^{233}U nécessaire au démarrage du réacteur est de l'ordre de 5000 kg. L' ^{233}U n'étant présent qu'à l'état de trace dans le cycle du combustible actuel, il faudrait avoir recours à d'autres isotopes fissiles pour les premiers chargements et tenir compte des contraintes associées :

- l'utilisation d' ^{235}U seul nécessite un enrichissement supérieur à 20%, ce qui peut poser des problèmes à l'égard de risque de prolifération ; cette utilisation peut toutefois être envisagée en complément des solutions suivantes, pour limiter la teneur en Pu ;
- l'utilisation des transuraniens, y compris les actinides mineurs provenant des PWR actuels, nécessite, comme indiqué précédemment, que la quantité de plutonium reste inférieure à 6% pour éviter la formation de cristaux de plutonium du fait de sa solubilité dans le LiF ;
- l'utilisation de MOX « thorié » (MOXTh) nécessite l'irradiation dans les PWR d'un combustible constitué de plutonium et de l'isotope 232 du thorium, ce dernier remplaçant l'uranium appauvri. Ce combustible pourrait ensuite être utilisé sous forme liquide dans le MSFR car la quantité de plutonium serait compatible avec sa limite de solubilité.

Le MSFR doit donc être surgénérateur en ^{233}U (voir l'annexe III). La surgénération est obtenue par la mise en place de couvertures fertiles contenant du thorium.

6.2.4 BARRIERES DE CONFINEMENT

Trois barrières de confinement sont envisagées dans le MSFR.

6.2.4.1 Première barrière

En fonctionnement normal, les structures susceptibles d'être en contact avec le sel combustible sont très complexes. La première barrière n'est donc pas constituée de ces structures, mais d'une « enveloppe », de forme beaucoup plus simple, appelée « **enveloppe combustible** » qui entoure l'ensemble des structures en contact avec le sel combustible, y compris les réservoirs de vidange ainsi que le système de bullage ; l'« enveloppe combustible » n'est en contact avec le sel que dans les échangeurs de chaleur qui font partie de la première barrière.

L'enveloppe combustible (en rose et mauve sur la Figure 37) englobe donc plusieurs espaces distincts, pas forcément en contact entre eux de manière continue : les espaces critique et sous-critique, le collecteur et le canal de transfert du système de vidange (parties en rose) définis précédemment et les espaces destinés au traitement ou au stockage annexe du sel combustible qui voient passer des lots discontinus de sels (« espace de traitement » et « espace de stockage », parties en mauve). Elle est traversée par les branches froides et chaudes du circuit intermédiaire.

Dans le MSFR, la majeure partie de la première barrière se trouve sous faible flux neutronique et sous faible pression. Elle doit cependant résister à une température élevée (700°C aux points les plus chauds) et aux effets des interactions directes avec le sel. En effet, la température du sel en haut de la cavité centrale peut ne pas être

totalelement homogène, ce qui peut conduire à l'apparition de points chauds ou à des fluctuations de température. C'est pourquoi il est prévu de mettre en place des protections thermiques, refroidies par une dérivation du fluide intermédiaire, pour limiter la température des matériaux métalliques assurant l'étanchéité du circuit combustible.

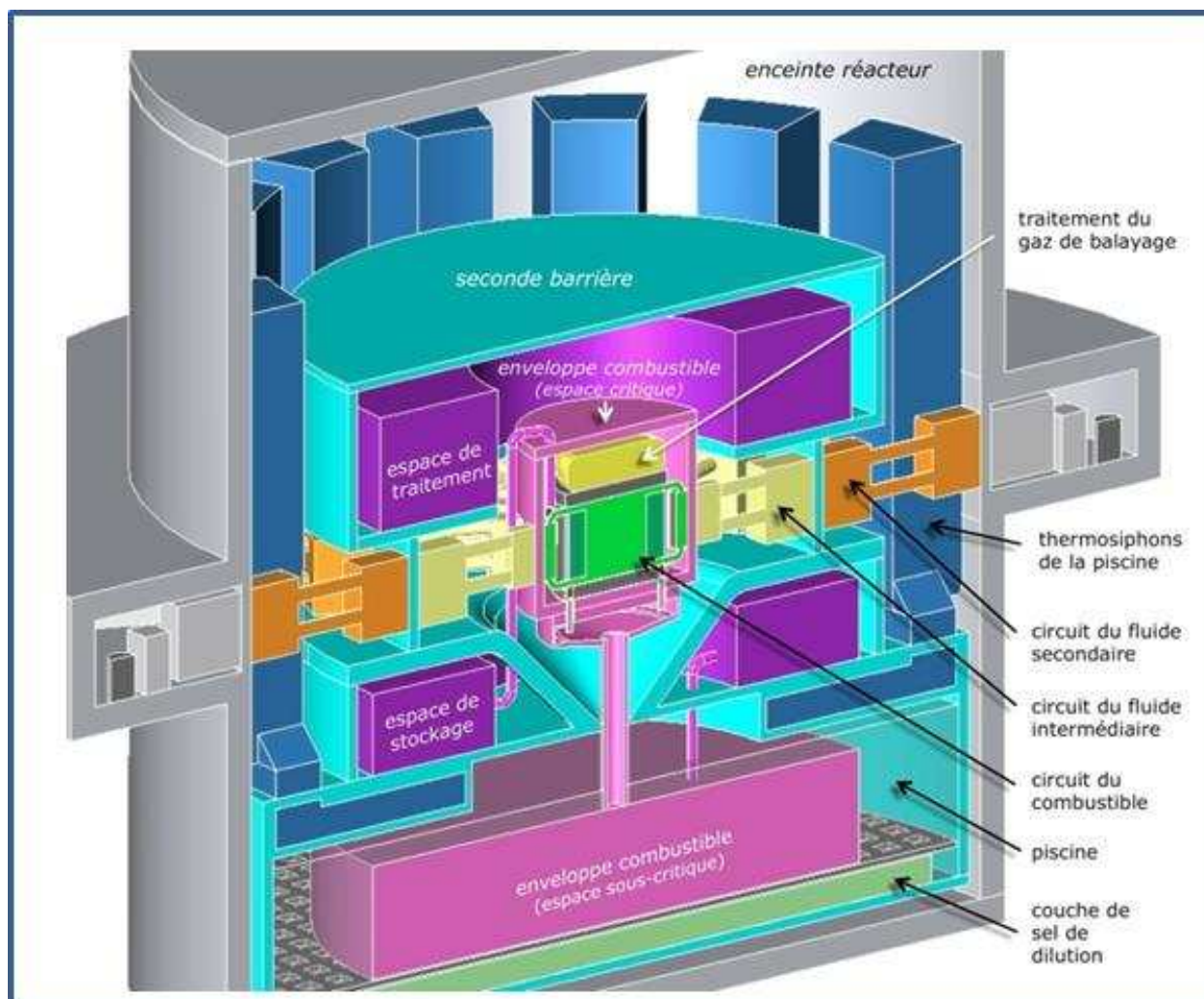


Figure 37 : Représentation d'ensemble du MSFR et des barrières de confinement

Surveillance de la première barrière

Les moyens de détecter des fuites du sel combustible ne sont pas totalement définis à ce jour, mais des mesures d'activité permettant de détecter le passage de sel combustible dans le sel intermédiaire sont d'ores et déjà prévues.

L'inspection en service des différents espaces est réalisable selon la localisation du combustible. Lorsque le réacteur est en production, l'inspection de l'espace sous-critique et des espaces annexes devrait être réalisable par des dispositifs télécommandés. L'espace critique et les équipements qu'il contient sont inspectables dans les états d'arrêt du réacteur. Enfin, lorsque le sel combustible est stocké, à l'état solide, dans les réservoirs de l'espace de stockage, l'ensemble du réacteur peut être inspecté.

6.2.4.2 Deuxième barrière

La deuxième barrière (en bleu cyan sur la Figure 37), dont les contours ne sont pas encore complètement définis, devrait être plus simple que la première barrière.

Elle entoure toutes les enveloppes constituant la première barrière. En partie basse, elle est constituée de la piscine de refroidissement de l'enveloppe combustible de l'espace sous-critique. Les échangeurs entre le circuit intermédiaire et le circuit secondaire font partie de la deuxième barrière ainsi que les échangeurs eau/air qui permettent de refroidir la piscine.

6.2.4.3 Troisième barrière

La troisième barrière est constituée de l'enceinte de confinement du réacteur qui sera probablement le bâtiment du réacteur. Elle contient une partie du circuit secondaire qui pourrait véhiculer de l'eau sous forte pression (> 22 MPa), non radioactive.

6.3 MAITRISE DES FONCTIONS DE SURETE

6.3.1 MAITRISE DE LA REACTIVITE

En préambule, il convient de souligner que la description du comportement neutronique du réacteur détaillée ci-après est basée sur des calculs réalisés avec des modèles simplifiés (référence 81). Il conviendra de conforter ces premiers calculs par des études détaillées.

La géométrie de la cavité centrale est définie de manière à atteindre la criticité à la température nominale pour une composition de sel donnée.

Les coefficients de contre-réaction très négatifs, le dépôt de l'énergie de fission directement dans le caloporteur et la vitesse de circulation du sel combustible (de l'ordre de 4 secondes) permettent au réacteur de se stabiliser automatiquement et rapidement en fonction de la puissance appelée : une baisse du débit entraînera automatiquement une baisse de la puissance de fission du réacteur. De ce fait, contrairement aux autres concepts, il n'y a pas de barres absorbantes dans le MSFR.

En effet, une réduction de la puissance extraite conduit à une augmentation de la température du sel combustible qui se dilate beaucoup plus que les matériaux de la cavité centrale, ce qui provoque l'expulsion d'une fraction du sel combustible hors de la cavité centrale, dans les vases d'expansion (ou trop-plein) prévus à cet effet. La baisse de densité du sel combustible augmente sa transparence aux neutrons, ce qui favorise les fuites neutroniques hors de la cavité centrale. L'effet Doppler s'ajoute à l'effet de densité et contribue à diminuer la puissance et en conséquence la température du sel. Ces caractéristiques permettent d'atteindre, en quelques dizaines de secondes, un nouvel état critique stable en cas de variation de puissance (voir Figure 38).

La température moyenne du cœur se stabilise à la valeur nominale, qui est la température moyenne de fonctionnement du réacteur quelle que soit la puissance extraite³⁶ (si la géométrie du cœur et la composition du sel ne changent pas).

³⁶ La température moyenne du cœur pourrait toutefois se stabiliser à une valeur légèrement différente à cause de l'insertion de réactivité liée à la variation de la fraction de neutrons retardés émise dans la cavité centrale et dépendante du profil de vitesse du sel.

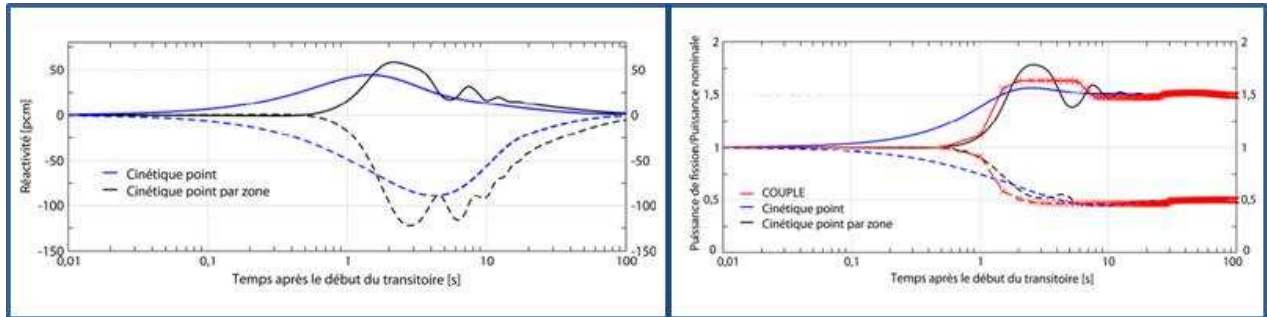


Figure 38 : Variations de la réactivité et de la puissance de fission calculées pour des variations instantanées de puissance extraite de 100 % à 150 % (en traits pleins) et à 50 % (en pointillés) en utilisant différents modèles

Ces caractéristiques permettent théoriquement de réaliser du suivi de charge à un rythme pouvant atteindre des variations de la puissance de l'ordre de 50% en 10 minutes. L'évolution relative des paramètres permettant de modifier la puissance du réacteur doit être contrôlée afin de limiter les phénomènes de fatigue sur les matériaux. Il est prévu de définir une procédure particulière à cet effet. Les paramètres en question sont les suivants :

- la vitesse de circulation du sel combustible contrôlée par la puissance du pompage dans le circuit combustible ;
- la vitesse de circulation du sel intermédiaire contrôlée par la puissance du pompage dans le circuit intermédiaire ;
- la température d'entrée du sel intermédiaire dans les échangeurs de chaleur.

Si la puissance extraite est inférieure au flux thermique produit par la décroissance des produits de fission, le cœur devient automatiquement sous-critique³⁷. L'évacuation de la puissance résiduelle est tout de même nécessaire pour éviter une surchauffe des matériaux de l'espace critique. S'il n'est pas possible d'extraire la chaleur produite dans le cœur, la seule solution est de vidanger le sel dans l'espace sous-critique.

En cas de variation de la réactivité dans le cœur (variation de la géométrie du cœur, variation de la composition du sel, etc.), les coefficients de contre-réaction assurent la stabilisation de la puissance à une température plus élevée en cas d'augmentation de la réactivité, ou plus basse en cas de baisse de la réactivité (voir paragraphe 6.4.2.1).

Enfin, l'approche sous-critique telle que pratiquée dans les réacteurs actuels lors de la phase de démarrage n'est pas possible du fait de l'absence de barres de contrôle. La criticité est recherchée, une fois le sel combustible transféré dans le circuit combustible et les pompes de circulation mises en service. Si, après remplissage, le réacteur est très fortement sous-critique, la criticité peut être difficile à obtenir. En effet, il serait alors nécessaire soit d'injecter des quantités très importantes de matière fissile (un kg d'²³³U n'augmente la réactivité que de 10 pcm) soit d'abaisser fortement la température du sel combustible. Cela paraît difficile du fait d'une part, de la limitation, par conception, du débit d'injection des matières fissiles dans le circuit combustible, d'autre part de la limite basse à respecter en termes de température compte tenu du risque de solidification du sel. Ainsi, la concentration en matières fissiles du sel à injecter dans le circuit combustible doit être ajustée par calcul afin d'obtenir une marge d'anti-réactivité pas trop importante. Pour les premiers réacteurs, la

³⁷ En effet, dans ce cas, il n'est plus nécessaire de disposer d'une puissance de fission pour satisfaire la « demande » en termes de puissance appelée.

détermination de cette concentration sera difficile du fait des incertitudes importantes existantes sur les sections efficaces des éléments contenus dans le sel.

Enfin, dans le MSFR, la présence de poisons consommables pour compenser les variations de réactivité dues aux variations de la composition du sel combustible au cours du temps n'est pas nécessaire car il est possible d'injecter de la matière fissile dans le sel.

Fraction de neutrons retardés

La fraction effective de neutrons retardés est d'environ 330 pcm, mais on notera que la fraction de neutrons retardés « utile » (c'est-à-dire émise dans la cavité centrale) dépend de la vitesse du sel combustible et que cette fraction vaut environ 50% de la fraction effective totale de neutrons retardés.

6.3.2 EVACUATION DE LA PUISSANCE RESIDUELLE

La fonction d'évacuation de la puissance résiduelle doit être assurée quelles que soient la localisation du sel combustible et sa composition, qui évolue dans le temps (voir Figure 39). De plus, la puissance résiduelle n'est pas dégagée dans son intégralité dans le sel combustible car une partie des PF, des actinides et du thorium, se retrouve dans les unités de bullage et de traitement. Des dispositifs d'évacuation de la puissance résiduelle doivent donc être prévus pour traiter les différentes configurations possibles.

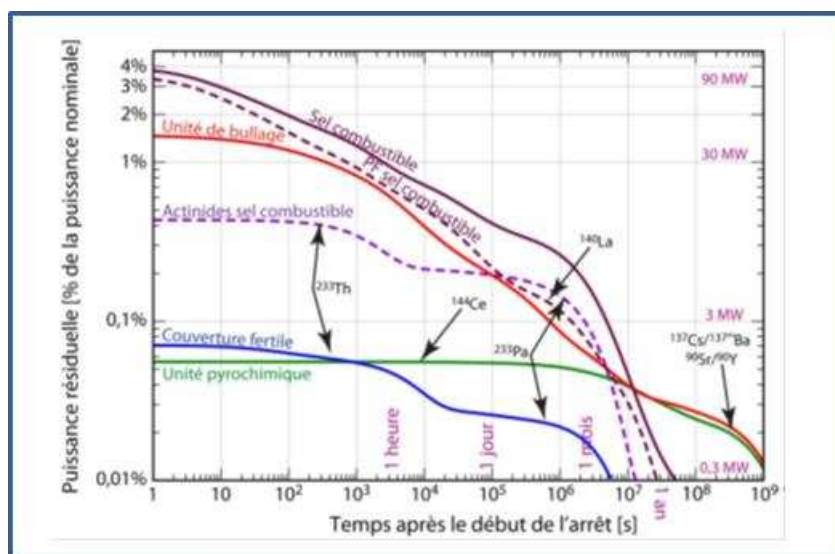


Figure 39 : Puissance résiduelle des différents fluides contenant des radioéléments, à partir de l'arrêt total des fissions pour un MSFR dans son état stationnaire

En cas d'arrêt programmé (inspections, maintenance, etc.), il est prévu de maintenir le réacteur, pendant quelques heures, à faible puissance (quelques % de la puissance de fission nominale) pour réduire la puissance résiduelle avant vidange dans l'espace sous-critique. L'objectif est de réduire l'échauffement du sel combustible dans l'espace critique avant vidange afin de limiter la sollicitation des structures. Se pose par ailleurs le problème de l'évacuation de la puissance résiduelle en phase de démarrage, pendant le remplissage du circuit combustible. L'exploitant dispose en effet d'un délai limité, fonction de la puissance résiduelle du sel combustible injecté, pour mettre en service les pompes de circulation et ainsi ne pas endommager les structures.

En situation de perte des moyens normaux d'évacuation de la puissance (échangeurs sel primaire/fluide intermédiaire et échangeurs fluide intermédiaire/fluide secondaire), le cœur devient sous-critique et la seule

solution pour évacuer la puissance résiduelle est de vidanger le sel combustible dans l'espace sous-critique. D'après les évaluations disponibles, la vidange devrait être réalisée dans un délai de l'ordre de 10 à 20 mn pour éviter l'endommagement des zones du circuit combustible non équipées de protection thermique. Ce délai peut varier, notamment en fonction de la cinétique de la perte de refroidissement, de l'inertie thermique du sel combustible, de la puissance éventuellement évacuée par convection naturelle et de la présence de protections thermiques des structures.

Après vidange, l'évacuation de la puissance résiduelle est assurée par une piscine contenant plusieurs milliers de m³ d'eau à la température ambiante dans laquelle est immergé l'espace sous-critique. L'eau, au contact des parois de l'espace sous-critique, s'échauffe puis s'évapore. La vapeur d'eau va se condenser dans des échangeurs vapeur-eau fonctionnant en convection naturelle. L'eau ainsi chauffée va à son tour se refroidir dans des échangeurs eau-air grâce à un thermosiphon (cheminée). Le refroidissement passif de l'espace sous-critique est donc assuré in fine par l'air extérieur, 3 barrières de confinement restant interposées entre le sel combustible et l'environnement (parois de l'espace sous-critique, échangeur vapeur/eau et échangeur eau/air). Le volume d'eau de la piscine est dimensionné pour que la puissance à évacuer devienne inférieure à la puissance pouvant être extraite par les échangeurs eau/air lorsque sa température atteint 90°C.

6.3.3 CONFINEMENT DES MATIERES RADIOACTIVES

La stratégie de confinement des matières radioactives doit tenir compte des spécificités du réacteur :

- des barrières étendues et parfois complexes (voir paragraphe 6.2.4), mais dont la définition est encore en forte évolution, allant jusqu'à l'unité de traitement ;
- un inventaire radioactif évolutif en quantité, localisation et composition (spectre de radionucléides) ;
- l'existence de nombreux circuits auxiliaires, susceptibles de véhiculer, pour certains, des gaz :
 - circuit du fluide de refroidissement de la couverture fertile,
 - circuit du fluide de traitement des gaz et des produits de fission collectés grâce au processus de bullage,
 - circuit de stockage, de compression et de traitement des gaz de couverture présents au-dessus des surfaces des liquides,
 - circuit correspondant à des dérivations du circuit de fluide intermédiaire nécessaires pour limiter l'échauffement de certaines parties des structures.

Le réseau de fluides nécessaire au système de bullage doit faire l'objet d'une attention particulière dans la mesure où le fluide de traitement du gaz concentre progressivement les produits de fission extraits du combustible ; la puissance résiduelle peut donc être importante.

La stratégie de confinement des matières radioactives doit être définie globalement pour l'installation, en tenant compte de l'unité de traitement et des produits issus des procédés mis en œuvre (fluorure d'hydrogène en particulier).

6.4 ANALYSE DES RISQUES

6.4.1 RISQUES INHERENTS A L'UTILISATION DE SELS

6.4.1.1 Corrosion des structures

La définition et la maîtrise du risque de corrosion des structures au contact du sel combustible sont essentielles pour la démonstration de la sûreté des MSR.

Dans le MSFR, les fluorures constituant le sel combustible provoquent l'oxydation des alliages métalliques tout en empêchant la formation d'une couche protectrice de passivation. Il existe également un phénomène de corrosion intergranulaire causé par certains produits de fissions, tels que les tellures, qui apparaissent dans le sel au cours du fonctionnement du réacteur.

La corrosion des structures par les sels fait l'objet de travaux de R&D depuis les années 1950, notamment au Japon et aux USA. Le phénomène de corrosion est complexe car il est fonction de multiples paramètres tels que la composition du sel, sa pureté, sa teneur en oxygène, ou encore de l'existence d'effets électrochimiques entre le sel et les métaux.

Un procédé de maîtrise du risque de corrosion par le contrôle du potentiel d'oxydo-réduction du sel a été développé pour le MSRE (voir le paragraphe 6.6.1). Les concepteurs du MSFR estiment qu'un tel procédé pourrait lui être adapté. Le potentiel d'oxydo-réduction serait mesuré dans le sel extrait et éventuellement corrigé en jouant sur la composition du sel injecté dans le réacteur. La faisabilité de ce type de contrôle reste cependant à valider pour le MSFR.

Quoi qu'il en soit, on peut retenir que la connaissance des mécanismes de corrosion nécessitera encore d'importants travaux de R&D, afin de mieux cerner la résistance à la corrosion des différents matériaux métalliques envisageables dans un MSR.

6.4.1.2 Interactions chimiques et thermodynamiques des sels avec l'eau

Interactions chimiques

Les fluorures s'hydrolysent au contact de la vapeur d'eau en produisant du fluorure d'hydrogène (HF), gaz fortement toxique et corrosif. Aucune étude spécifique n'existe concernant les possibles interactions chimiques entre l'eau et du sel combustible utilisant du fluor, mais le comportement des laitiers sidérurgiques fluorés a montré que cette hydrolyse n'est possible que dans un domaine restreint de températures.

La mise en contact de l'eau et du sel combustible devrait conduire à la formation d'oxyfluorures solides qui pourraient précipiter et concentrer des éléments fissiles. Aucune donnée n'est disponible sur ce sujet, mais la possibilité de précipitation des oxyfluorures de métaux lourds est connue.

Interactions thermodynamiques

La température de fonctionnement élevée du sel combustible (supérieure à 700°C) peut faire craindre un risque d'interaction thermodynamique entre les sels de combustible et l'eau (explosion de vapeur par exemple). A ce jour, il n'existe pas de données expérimentales sur ce point. Cependant, les conditions semblent assez favorables à des explosions de vapeur pour au moins deux raisons :

- la faible densité des sels induira une fragmentation en gouttes relativement grosses (la cristallisation devrait donc être limitée et peu de vapeur serait générée pendant la phase de pré-mélange) ; de plus le faible écart de densité entre le sel et l'eau favorise le mélange ; ces deux arguments expliquent le fait que des explosions nettement plus fortes ont été constatées dans les expériences avec de l'alumine, comparativement à celles menées avec du corium de type UO_2/ZrO_2 ;
- les températures de l'ordre de 700°C peuvent conduire à l'établissement de régimes d'ébullition peu stables (ébullition dite de transition), très favorables au déclenchement d'explosions de vapeur comme de nombreuses expériences menées sur l'étain l'ont montré.

6.4.1.3 Risque de cristallisation des sels

Les sels utilisés se solidifient à une température élevée (585°C). Compte tenu de la température limite à respecter pour la tenue des structures (700°C), la plage de fonctionnement en températures est relativement restreinte.

Le risque de cristallisation du sel et de bouchage des tuyauteries est donc à étudier, notamment vis-à-vis de la fonction d'évacuation de la puissance résiduelle (voir au paragraphe 6.3.2). Les calculs de transitoire disponibles actuellement mettent en évidence l'apparition de points froids dans les circuits ; ces points froids sont susceptibles de conduire à des bouchages par cristallisation du sel, notamment dans les tuyauteries de petit diamètre ou dans les tubes des échangeurs. Les dernières études menées dans le cadre du projet EVOL montrent, en cas de perte de toutes les pompes de circulation du sel combustible, qu'une solidification du sel se produirait dans les tubes des échangeurs de chaleur en moins d'une minute. L'arrêt de la circulation du sel combustible va entraîner une forte augmentation de température du sel dans le circuit, ce qui peut endommager certains composants.

Pour prendre en compte ce risque, les concepteurs actuels envisagent de mettre en place des circuits de bipasse des échangeurs afin d'assurer une circulation minimale.

6.4.1.4 Risque d'effets induits par le système de retraitement

La présence du système de retraitement à proximité du réacteur constitue une source d'agressions. L'analyse de sûreté du système permettra d'identifier les cas de charges de dimensionnement des différentes parties de l'installation, notamment en pression et en termes de rejets toxiques. L'objectif est au final d'éviter un risque d'effet domino en cas d'accident survenant dans une partie de l'installation.

6.4.2 SEQUENCES ACCIDENTELLES

Des dysfonctionnements variés peuvent affecter les différents systèmes du MSFR (espace critique, espace sous-critique, circuit intermédiaire, circuit de conversion, espace de stockage, unités de retraitement, etc.). Certains peuvent conduire à des rejets de matières toxiques (radioactives ou chimiques) dans l'environnement à plus ou moins long terme. Quelques exemples d'accident envisagés dans l'espace critique et sous-critique sont présentés

ci-dessous. Des calculs réalisés avec des outils simplifiés (référence 81) sont décrits dans l'objectif de présenter les phénomènes physiques en jeu et de donner des ordres de grandeur de l'évolution de quelques paramètres de la chaudière.

6.4.2.1 Anomalies de réactivité

Les anomalies de réactivité comprennent :

- des insertions rapides de réactivité dues à une augmentation du volume de sel combustible dans la cavité centrale pouvant se produire suite à un décollement des protections thermiques, à une dilatation thermique des structures de la cavité centrale ou à une rupture de la paroi fertile ;
- des insertions lentes de réactivité suite par exemple à l'ajout incontrôlé de sel combustible ou à une modification des concentrations locales de matière fissile, à une variation de la température ou de la densité du sel, à une fraction de neutrons retardés « utile » plus importante due à un arrêt de circulation du sel combustible, etc. ;
- des baisses de réactivité dues par exemple à la présence d'un fluide étranger dans le sel, à une variation de la température ou de la densité du sel, à une injection de bulles trop importante, etc.

Une insertion de réactivité de 500 pcm linéaire en fonction du temps sur une durée variant de 1 s à 100 s a été étudiée. Elle semble bien couvrir les différentes situations d'insertion de réactivité décrites précédemment.

L'analyse du transitoire, réalisée avec un modèle de cinétique point par zone du circuit combustible, montre l'absence de pic de puissance pouvant causer des dommages aux structures du réacteur pour des temps d'insertion supérieurs à environ 1 s.

De plus, les concepteurs indiquent que, malgré la faible fraction de neutrons retardés, le réacteur pourrait tolérer des insertions de réactivité allant jusqu'à 1000 pcm en une seconde, valeur pour laquelle le cœur atteindrait la prompte criticité (compte tenu des contre-réactions).

Pour une insertion de réactivité importante, quel que soit le temps d'insertion, la température du sel augmente sensiblement ($\Delta T=100K$ pour une réactivité de 500 pcm) et se stabilise, si la réactivité dans le cœur ne diminue pas ultérieurement (suite par exemple à une augmentation du volume de sel dans la cavité centrale ou à l'ajout de matières fissiles dans la cavité centrale). Le réacteur est stable, mais des dispositions devront être prises pour que, à terme, les matériaux de structure en contact avec le sel combustible ne soient pas endommagés.

Les insertions d'anti-réactivité peuvent conduire à une baisse de puissance et, par conséquent, de température, qui peut alors mener à un risque de solidification du sel combustible. Une insertion d'anti-réactivité de l'ordre de 1000 pcm peut ainsi conduire à une baisse de température en dessous du point de solidification.

6.4.2.2 Perte de refroidissement du circuit combustible

Des dysfonctionnements affectant le circuit intermédiaire (arrêt des pompes, bouchage du circuit, refroidissement insuffisant du circuit ou brèche) peuvent conduire à une perte partielle du refroidissement du sel combustible. Sur la base d'une analyse qualitative des différents transitoires, il apparaît que c'est l'occurrence d'une brèche sur le circuit intermédiaire qui conduit à la cinétique de perte de refroidissement la plus rapide. Une brèche dans la partie entrante de l'échangeur de chaleur peut en effet potentiellement conduire à une perte de refroidissement du circuit combustible dans un intervalle de l'ordre de quelques secondes. Des transitoires de type brèche avec

une loi de décroissance de la puissance extraite de type $P_{ext} = P_0 \exp(-\frac{t}{\tau})$ ont été analysés pour différentes valeurs de τ (temps caractéristique).

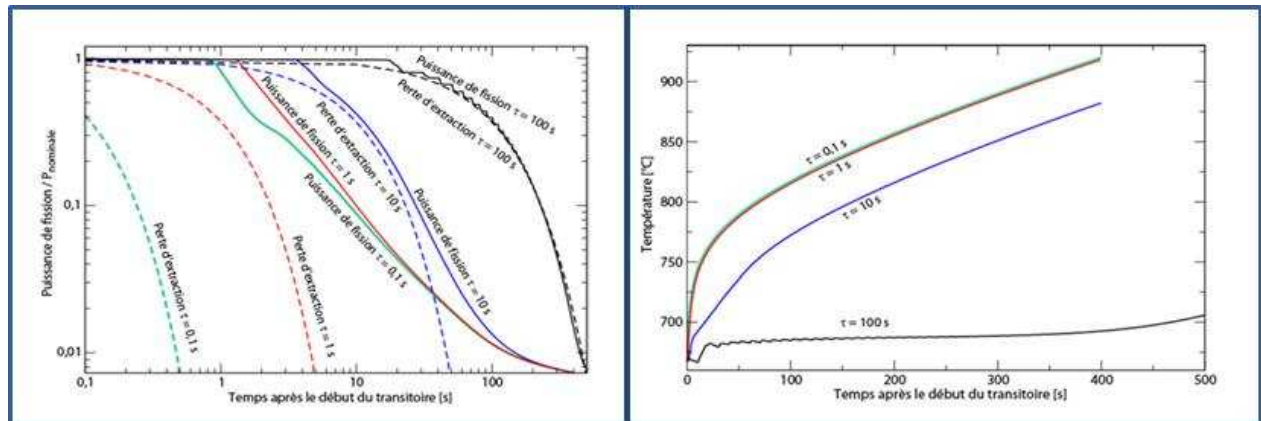


Figure 40 : Puissance extraite (en trait pointillé) et puissance de fissions correspondante (gauche), température moyenne du sel combustible (droite) pour un transitoire de perte de refroidissement ($\tau = 0,1$ s en vert, $\tau = 1$ s en rouge, $\tau = 10$ s en bleu et $\tau = 100$ s en noir)

Pour une perte de refroidissement rapide ($\tau = 0,1$ s et $\tau = 1$ s), la puissance du cœur est nettement supérieure à la puissance extraite au début du transitoire, ce qui conduit à une augmentation rapide de la température du sel combustible (voir Figure 40). Une dizaine de secondes après le début du transitoire, la température continue à augmenter mais avec une pente plus faible, du fait de l'arrêt de la réaction en chaîne. On peut noter que ces deux transitoires avec des temps caractéristiques τ de 0,1 s et 1 s sont très proches. La vitesse de diminution de la puissance de fission est en effet limitée du fait, d'une part de la décroissance des précurseurs de neutrons retardés, d'autre part du temps nécessaire au sel combustible pour parcourir la portion de circuit comprise entre l'échangeur intermédiaire et la cavité centrale. On peut également observer que, pour les transitoires avec $\tau = 0,1$ s, 1 s, et 10 s, la puissance de fission tend vers la même asymptote après 100 s. Cette puissance de fission restante est due aux neutrons émis par les précurseurs des neutrons retardés à longue durée de vie circulant avec le sel combustible. Sa valeur est donc indépendante du temps caractéristique du transitoire.

La perte de refroidissement pour $\tau = 100$ s se rapproche des transitoires de pilotage. La variation de la puissance extraite est suffisamment lente pour permettre un bon suivi de celle-ci par la puissance de fission.

L'étude présentée donne un ordre de grandeur du temps disponible pour effectuer la vidange du sel combustible. Comme indiqué précédemment, ce délai est d'environ 10 minutes. Au-delà, la température moyenne du sel combustible atteint des valeurs proches de 1200°C en cas de perte rapide de refroidissement. Même si les matériaux de structure ne sont pas à la même température car le sel est un mauvais conducteur thermique, la vidange doit se faire très rapidement pour les protéger.

6.4.2.3 Perte de débit dans le circuit combustible

Les initiateurs de perte de débit dans le circuit combustible sont un arrêt des pompes ou un bouchage du circuit (un bouchage total semble improbable ; cependant une réduction importante du débit ne peut être écartée). La circulation du fluide intermédiaire est supposée maintenue et un phénomène de convection naturelle est simulé dans le cœur.

Les transitoires associés à une perte de débit sont présentés sur la Figure 41.

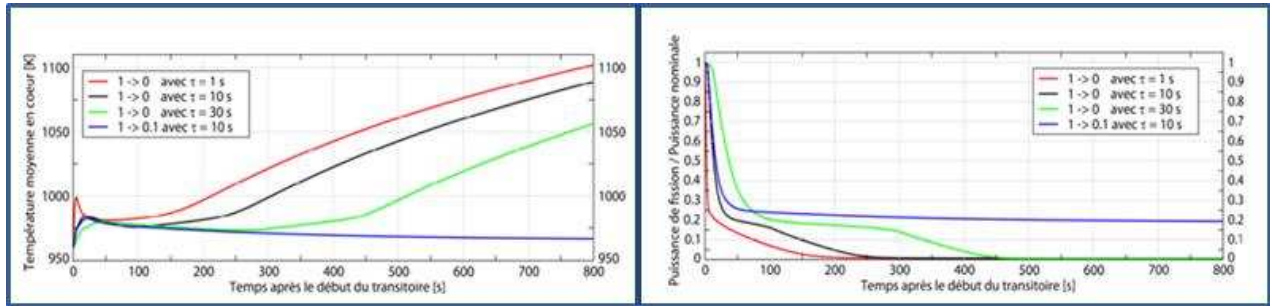


Figure 41 : Transitoires de baisse du débit de 100% à 0% ($\exp(-t/\tau)$) avec $\tau = 1$ s, 10 s et 30 s, et de 100% à 10% avec $\tau = 10$ s : températures moyennes en cœur et puissance de fission normalisée en fonction du temps après le début du transitoire

La température moyenne du cœur augmente rapidement au début du transitoire : pour l'arrêt des pompes avec un temps caractéristique $\tau = 1$ s, l'augmentation de température est plus importante ($\Delta T \sim 40$ K en 5 secondes) que pour les transitoires plus lents ($\Delta T \sim 10$ à 20 K). Quelques centaines de secondes après le début du transitoire, la puissance de fission est nulle et l'augmentation de température n'est due qu'à la chaleur résiduelle. Les profils d'évolution des températures présentés sur la Figure 41 sont toutefois à prendre avec précaution, la convection naturelle n'étant pas correctement modélisée dans ces transitoires.

En termes de conséquences, le pic de température généré par ce type d'accident est négligeable par rapport à l'accident de perte de refroidissement. En revanche, l'échauffement continu du sel ou sa dilatation rapide peut conduire à l'endommagement des structures (en retenant une hypothèse adiabatique, la vidange doit être effectuée avant 10 min, comme pour le transitoire de perte de refroidissement).

Le risque de solidification du sel dans les échangeurs de chaleur est aussi à prendre en compte, la température du sel combustible pouvant en théorie descendre jusqu'à la température du fluide intermédiaire.

6.4.2.4 Impossibilité de vidanger le sel combustible alors que le refroidissement par le circuit intermédiaire n'est plus opérationnel

Si le sel combustible ne peut pas être vidangé dans un délai de l'ordre de 10 mn alors que le refroidissement par le circuit intermédiaire n'est plus opérationnel, l'augmentation de température est telle qu'elle conduit rapidement à la ruine des structures. Les concepteurs envisagent de créer un point faible, au fond de la cavité centrale de l'espace critique, qui cèdera avant tout autre. La faisabilité de cette option reste à confirmer, les zones les plus chaudes n'étant pas situées à proximité du fond de la cuve. La distribution des températures devra être évaluée et prise en compte. Le point faible étant placé à proximité d'une ou plusieurs vannes de vidange, le sel combustible s'écoulerait alors vers les réservoirs de l'espace sous-critique qui devront être conçus pour accepter du sel à de très hautes températures, pouvant aller jusqu'à plus de 1200°C (inertie thermique, matériaux réfractaires, etc.).

Ce dysfonctionnement peut donc mener à une destruction partielle du fond de la cavité centrale. Toutefois, si le sel combustible peut effectivement être au final vidangé dans l'espace sous-critique, cet accident ne devrait pas conduire à des rejets dans l'environnement.

6.4.2.5 Perte de sel combustible

Des fuites de sel combustible doivent être postulées au niveau des différents composants du circuit combustible : échangeur de chaleur, pompe, séparateur air/sel, paroi de la couverture fertile, etc., en branche chaude ou en branche froide. En cas de fuite sur les tuyauteries et les pompes, le sel combustible s'écoulera dans l'enveloppe

combustible de l'espace critique par la brèche (voir Figure 35). Dans ce cas, les collecteurs se trouvant au fond de cette enveloppe permettront l'écoulement du sel vers le réservoir de vidange (espace sous-critique).

Néanmoins le sel peut également s'écouler dans le circuit intermédiaire, vers l'unité de traitement des gaz ou dans le circuit de refroidissement de la couverture fertile.

En cas de perte d'étanchéité d'un échangeur de chaleur intermédiaire, les sels combustible et intermédiaire vont se mélanger. Sur détection de la présence de radioéléments dans le circuit intermédiaire, les procédures d'arrêt et de vidange seront mises en œuvre. Le volume de l'espace sous-critique est dimensionné pour recevoir l'ensemble du sel combustible et une partie du sel intermédiaire. Si ce dernier se déverse en trop grande quantité, l'espace sous-critique pourrait déborder et mettre en péril la tenue de la première barrière. Des dispositions sont prévues, dans le MSFR, pour que la boucle concernée ne soit plus alimentée en sel intermédiaire.

6.4.2.6 Accident grave

La définition d'un accident grave pour le MSR est nécessairement très différente de celle utilisée pour les autres réacteurs, le combustible étant à l'état liquide en fonctionnement normal. C'est finalement la perte de l'intégrité de l'enveloppe combustible qui pourrait correspondre à la définition d'un accident grave. Dans ce cas, des phénomènes énergétiques résultant de l'interaction thermodynamique entre le sel et l'eau sont en effet à craindre (voir paragraphe 6.4.1.2) et pourraient menacer l'intégrité de la deuxième, voire de la troisième barrière. La fonction de confinement serait alors « significativement dégradée ». En l'état actuel des connaissances, les concepteurs du MSFR ne semblent pas retenir cette hypothèse pour le dimensionnement des deuxième et troisième barrières de confinement.

Des stocks de sel inerte comportant des poisons neutroniques sont par ailleurs envisagés pour éviter le retour en criticité du sel combustible qui se serait écoulé dans la piscine de refroidissement de l'espace sous-critique. Les études disponibles montrent que le risque de retour en criticité pourrait être écarté, même en l'absence de poisons neutroniques.

6.5 IMPACT DANS L'ENVIRONNEMENT ET RADIOPROTECTION

Composition du fluide primaire

Le terme source est composé de l'ensemble des éléments radiologiques et chimiques contenus dans l'enveloppe combustible, le sel combustible circulant à la fois dans le réacteur et dans l'unité de retraitement si elle est associée au réacteur.

Les oxydes métalliques formés lors des processus de corrosion ne sont pas stables dans les sels de fluorures ; ils devraient se trouver sous forme dissoute. Les fluorures ont la particularité de s'associer avec un très grand nombre d'éléments métalliques (M^{n+}). Les molécules ainsi formées avec les produits de fission, d'activation ou de corrosion, de formule $MF_x^{(n-x)+}$, pourront être sous forme soluble dans le sel, sous forme gazeuse ou insoluble.

Les procédés d'extraction et de séparation utilisés dans l'usine de retraitement reposent sur des réactions de complexation/décomplexation, acido-basiques et oxydo-réductrices. Pour ce faire, des substances chimiques sont introduites dans les processus. C'est le cas par exemple du fluor (F_2) et de l'hydrogène (H_2) qui permettent d'extraire et de récupérer 99% de l'uranium (référence 82). Des substances sont produites lors de ces réactions. C'est le cas de l'acide fluorhydrique (HF) produit lors de l'oxydation des lanthanides.

Radioprotection

Le fait que le caloporteur et le combustible soient confondus a un impact négatif sur la radioprotection, en l'absence de fluide primaire pouvant jouer le rôle d'écran. L'exposition des travailleurs dépendra de la nature et de la composition du combustible, éléments qui ne sont pas encore arrêtés pour ce réacteur (thorium, plutonium ou uranium).

L'exposition pendant les activités de maintenance devrait être assez importante, des traces de fluide primaire restant nécessairement dans le circuit primaire après vidange. Or, en raison du caractère très corrosif des sels fondus, il est vraisemblable que des opérations de maintenance fréquentes soient nécessaires.

Bien que la présence d'une unité de retraitement intégrée limite les manipulations de combustible irradié, la complexité des procédés mis en œuvre entraînera une multiplication des systèmes constituant ainsi des sources supplémentaires d'exposition. Il est au final difficile de se prononcer sur l'ordre de grandeur attendu en termes d'exposition globale des travailleurs, qui dépend très fortement du niveau d'automatisation des opérations de maintenance.

Effluents/rejets

Comme pour les filières SFR et LFR, ce réacteur fonctionne dans des conditions proches de la pression atmosphérique ; ceci limite le risque de dissémination des produits dangereux en cas d'accident.

La solubilité des actinides et des produits de fission en cas d'accident dépend fortement de la nature de sel retenue et de sa température ; les propriétés de solubilité sont un des critères importants pour la sélection des sels. Les actinides et les produits de fission solubles resteront piégés dans les sels en situation d'accident grave (formation de fluorures). Les PF non solubles sont soit des gaz, soit des aérosols, soit des métaux nobles ; le système de retraitement en ligne permet d'en limiter l'inventaire dans des proportions qu'il n'est actuellement pas possible de préciser. En cas de fuite, les sels devraient geler en surface (température de solidification de l'ordre de 550°C) ce qui devrait permettre de limiter la dispersion des substances radioactives.

Comme indiqué précédemment, un contact entre l'eau et le sel combustible est théoriquement possible par exemple au niveau de la piscine de stockage de l'espace sous-critique. Des études sont nécessaires pour déterminer la solubilité des différents sels dans l'eau ainsi que les pressions de vapeur en fonction de la température de l'eau, de manière à pouvoir estimer les quantités de radioactivité susceptibles d'être rejetées dans l'environnement et la nature des produits rejetés en situation d'accident grave.

Enfin, les substances radioactives extraites du circuit primaire lors du retraitement en ligne doivent être entreposées ; elles représentent une source de contamination significative. Les études de sûreté devraient donc être couplées pour prendre en compte à la fois le réacteur et les unités d'entreposage ; ces dernières pourraient contribuer de manière importante au risque radiologique.

Il conviendra également de tenir compte de la présence, dans l'unité de retraitement située à proximité du réacteur, de substances très réactives comme l'hydrogène ou de substances très toxiques et corrosives comme l'acide fluorhydrique et le fluor (F₂) pour évaluer les rejets. En l'absence de connaissance sur la composition du fluide primaire en molécules fluorées, il est difficile de connaître la toxicité chimique du fluide primaire. Par ailleurs, il faut noter que les sels fondus engendrent des conditions physico-chimiques particulières, notamment en termes de potentiel oxydo-réducteur. La toxicité du fluide primaire est donc non seulement due à la composition

du fluide mais aussi à sa réactivité qui pourrait favoriser la formation de substances également très toxiques en cas de rejets vers l'extérieur.

Cas du tritium en régime nominal

En fonctionnement normal, le tritium est produit par les fissions ternaires mais aussi par le lithium et le bore éventuellement contenu dans la protection neutronique. Le tritium est évacué par le système de bullage et la majeure partie est réinjectée dans le sel combustible. Une partie du tritium pourrait ensuite se retrouver dans le sel intermédiaire et dans l'eau par diffusion au travers des parois des échangeurs.

6.6 MATURITE DU CONCEPT ET BESOINS DE R&D

6.6.1 RETOUR D'EXPERIENCE

Les informations fournies dans ce paragraphe sont issues du retour d'expérience du MSRE. Bien que le réacteur MSRE ne soit pas représentatif des spécificités du MSFR en termes de spectre, composition du sel, moyens de contrôle de la réactivité, températures de fonctionnement, etc., un certain nombre d'enseignements peuvent être tirés de son fonctionnement.

Au niveau des structures en contact avec le sel combustible, les concepteurs du MSRE ont choisi l'Hastelloy N (alliage à forte proportion de nickel contenant également du molybdène, du chrome et du fer) car il assure une bonne résistance à la corrosion (nickel), permet la formation d'une couche passivante au contact de l'air (chrome) et améliore les caractéristiques mécaniques des circuits. La conception du MSRE prévoyait de pouvoir fonctionner avec des parois en Hastelloy N à une température de 700°C, avec une pression du sel combustible de 0,35 MPa.

Le fonctionnement du MSRE permet de disposer d'un retour d'expérience intéressant concernant la corrosion des structures grâce à des échantillons immergés et prélevés de façon régulière pendant l'exploitation du réacteur. Le contrôle du potentiel d'oxydo-réduction (voir le paragraphe 6.4.1.1) mis en place était basé sur le rapport des concentrations entre le béryllium (Be) et les ions Be^{2+} contenus dans le sel combustible. L'ajustement de ce rapport lors de l'exploitation du MSRE a permis de limiter la corrosion pour des températures du sel combustible allant jusqu'à 650°C.

L'expérience MSRE a permis également de mettre en évidence les problèmes liés à la gestion des produits de fission non solubles dans le sel tels que les gaz de fission et les métaux nobles. Un procédé de dégazage au travers du corps de pompe avait été prévu pour évacuer les gaz de fission mais ne permettait pas de retirer efficacement les métaux en suspension dans le sel combustible. Par la suite, des études ont été entreprises en vue de développer un système de bullage en ligne tel que celui proposé pour le MSFR.

Le MSRE a aussi permis de tester le fonctionnement de dispositifs de vidange s'ouvrant par fusion d'un sel solide et l'utilisation de brides avec une zone de sel solide pour protéger les joints.

De nombreux rapports émis par ORNL entre 1964 et 1968 concernent les études de sûreté et aucun ne fait état d'événement conséquent concernant la sûreté de ce réacteur. On notera toutefois que le réacteur a fonctionné moins de deux ans.

6.6.2 BESOINS DE R&D

De nombreuses difficultés technologiques devront être résolues avant de pouvoir envisager la réalisation d'un réacteur MSR. La démonstration de sûreté de ce réacteur s'annonce également difficile. Les besoins de R&D en résultant sont indiqués ci-après.

Couplage neutronique/thermohydraulique/physico-chimique

Il existe un fort couplage entre les aspects neutroniques et thermohydrauliques. A cela s'ajoutent les effets liés au comportement physico-chimique des matières fissiles en solution dans le LiF ; la solubilité des matières fissiles peut par exemple diminuer dans les zones froides du circuit du combustible.

Il sera nécessaire de caractériser finement les phénomènes en jeu et de développer des outils permettant de prendre en compte le fort couplage existant entre ces différents aspects. Compte tenu de l'état actuel des connaissances, d'importants travaux de R&D seront nécessaires.

Matériaux

Les actions de R&D prévues dans le domaine des matériaux visent à développer des matériaux capables de résister à des températures de 700°C au contact du sel fluoré et des PF qu'il contient. C'est la limite maximum retenue pour les structures. Pour ce qui concerne la cavité centrale, les effets d'irradiation sont également à prendre en compte ainsi que la production d'hélium au sein des matériaux. Toutefois, il convient de noter que l'utilisation d'un sel fluoré permet de limiter les dommages sur les structures en contact avec le sel combustible à 7 dpa/an ; leur changement au cours de la vie du réacteur paraît néanmoins inévitable.

Pour le projet MSFR, le CNRS envisage l'alliage de type Hastelloy N déjà utilisé pour le MSRE, mais il faudra caractériser son comportement en température sous flux neutronique rapide pour évaluer les fluences admissibles. Pour des températures supérieures à celles rencontrées dans le MSRE, il est envisagé de recourir à des alliages à base de nickel de type EM721 (70% de nickel et 20% de tungstène) ou EM 722 (60% de nickel et 25% de tungstène).

Afin de protéger les parois du circuit combustible, il est prévu de mettre en place des protections thermiques. Les matériaux utilisés pour ces protections devraient également être qualifiés aux conditions de fonctionnement du réacteur. Le risque d'infiltration du sel entre ces protections et les matériaux de structures devrait alors être pris en compte. En tout état de cause, la faisabilité de cette solution reste à établir.

Conception des échangeurs

De nombreux travaux de R&D sont nécessaires pour concevoir les échangeurs de chaleur, qui constituent un point sensible de l'installation. Leur capacité d'échange doit être importante pour un volume de sel limité tout en supportant des températures élevées de fonctionnement. La présence possible de dépôts doit également être prise en compte.

Solubilité des composants des sels

Les conditions d'apparition et les possibilités de limitation d'amas de matières solides sur les parois de circuits, lorsqu'on approche de la limite de solubilité de certains composants du sel combustible, doivent être étudiées.

Traitement des sels

La fluoration de l'uranium et des transuraniens ne pose pas de problème théorique mais sa mise en œuvre industrielle reste à démontrer. De plus, le mécanisme d'extraction des produits de fission non solubles dans le sel combustible (à l'exception des gaz rares) reste à étudier.

Interactions sel-eau

La solubilité des fluorures dans l'eau est mal connue même si elle est considérée comme faible à ce jour. Comme indiqué précédemment, ce point est important en vue des études des conséquences radiologiques consécutives aux rejets dans l'environnement d'une quantité d'eau ayant été en contact avec le sel combustible. La production d'acide fluorhydrique par hydrolyse du fluor est aussi un élément important à quantifier.

Instrumentation

L'instrumentation (thermocouples, débitmètres, détecteurs de fuite, etc.) susceptible d'être utilisée pour la surveillance des barrières de confinement reste à définir et à tester.

Procédure de démarrage

Comme indiqué au paragraphe 6.3.1, la définition de la procédure de démarrage du MSFR, qui ne dispose pas de barres de commande, demandera également de nombreux travaux.

De façon globale, il convient aussi de noter qu'une boucle FFFER (Forced Fluoride Flow Experimental Research) est en cours de construction dans les locaux du CNRS à Grenoble pour tester la technique de bullage, l'instrumentation et les systèmes de vidange.

6.7 CONCLUSION POUR LES REACTEURS UTILISANT DU SEL COMBUSTIBLE

Le concept MSR utilisant du sel combustible est fortement différent des autres concepts sélectionnés par le GIF, du fait en particulier que le caloporteur et le combustible sont confondus et que le combustible est sous forme liquide. Ces caractéristiques lui confèrent des propriétés intrinsèques neutroniques intéressantes, permettant un fonctionnement a priori très stable du réacteur : les coefficients de contre-réaction sont fortement négatifs, même pour un réacteur de puissance importante à spectre rapide. Ce comportement pose toutefois problème pour l'approche de la criticité, lors du démarrage du réacteur, notamment pour le concept MSFR qui ne dispose pas de barres de commande.

Le MSR est en revanche particulièrement sensible aux transitoires de pertes des moyens de refroidissement ; l'inertie thermique du sel combustible est en effet très faible ce qui impose de pouvoir le vidanger rapidement dans des capacités conçues à cet effet. A défaut, compte tenu des températures en jeu, la ruine des structures en contact avec le sel interviendrait rapidement. La sûreté du réacteur repose donc en grande partie sur la fiabilité et les performances du système de vidange.

Le risque de cristallisation du sel (550°C) impose par ailleurs un fonctionnement à haute température. Le caractère très corrosif des sels doit également être pris en compte. Le choix des matériaux constitue donc un fort enjeu de sûreté pour ce réacteur. Les structures seront fortement sollicitées, les études actuelles mettant de plus en évidence la présence de points chauds dans les circuits.

On soulignera par ailleurs le fort couplage entre les phénomènes neutroniques, thermohydrauliques et thermochimiques qui rend la démonstration de sûreté particulièrement difficile à établir. A cet égard, la détermination des inventaires radioactifs et toxiques (localisation, quantité, spectre de radionucléides...) dans le système pris dans sa globalité est une étape incontournable mais très complexe, ces inventaires étant en constante évolution. Cette évaluation est également indispensable pour l'évaluation des conséquences des accidents. On notera le caractère particulièrement toxique de certains sels ainsi que des substances utilisées ou

produites lors du traitement pyrochimique. Les conséquences toxiques de produits résultant de réactions entre les sels fluorés et l'eau devront également être étudiées.

L'exposition des travailleurs dépendra de la nature et de la composition du sel combustible et des possibilités d'automatisation des opérations de maintenance ; la surface des circuits véhiculant des matières radioactives n'est toutefois pas favorable à la limitation de l'exposition des travailleurs.

Au final, l'IRSN estime que le développement des MSR doit passer par un plan détaillé de recherche et de développement comportant des études et des essais pour valider différentes options technologiques et leur faisabilité. Dans ce cadre, le choix et la validation d'un matériau capable de fonctionner à haute température, en milieu salin et en présence de PF, ainsi que la conception des échangeurs intermédiaires sont des éléments-clés pour démontrer la viabilité du concept. L'IRSN considère que le développement de cette filière devra passer par un démonstrateur de petite puissance ; celui-ci n'est envisageable qu'à moyen terme.

Il est par ailleurs nécessaire de définir une approche de sûreté adaptée aux particularités des MSR utilisant du sel combustible (combustible liquide, couplage entre le réacteur et l'unité de retraitement, définition de l'accident grave, etc.).

6.8 REACTEURS MSR UTILISANT DU COMBUSTIBLE SOLIDE

Ce type de réacteur n'est pas mentionné explicitement dans le document du GIF en référence 1 mais il est cité dans sa mise à jour (référence 2). Il est essentiellement étudié par des laboratoires américains et notamment l'ORNL, depuis 2004, au travers de projet AHTR (Advanced High Température Reactor).

Le présent paragraphe fait état des informations disponibles dans les rapports de l'ORNL cités en références 83 et 84. Ces rapports visent essentiellement à démontrer la faisabilité et à estimer le coût d'un tel réacteur mais ne présentent aucune étude de sûreté.

D'autres réacteurs de ce type ont été développés, dont un réacteur à boulets dénommé PB-AHTR (Pebble Bed-Advanced High Température Reactor), proposé par l'Université de Berkeley et présenté en 2008 dans l'article cité en référence 85. L'Académie Chinoise de sciences s'intéresse aussi à cette technologie et souhaite mettre en service, en 2016, un réacteur MSR d'une puissance de 2 MWth (référence 2).

6.8.1 ELEMENTS DE CONCEPTION GENERALE

La puissance thermique envisagée pour le réacteur AHTR est de 3400 MW pour une puissance électrique de 1530 MW.

Le réacteur comporte (voir la Figure 42) :

- une cuve primaire contenant essentiellement le cœur et le système d'évacuation de la puissance résiduelle avec comme caloporteur un sel fondu dont la température varie entre 650°C et 700°C ;
- des boucles primaires (nombre à définir) dans lesquelles circule le sel fondu ayant traversé le cœur ;
- des boucles intermédiaires (nombre à définir) dans lesquelles circule un autre sel fondu, chacune étant connectée à une boucle primaire par un échangeur intermédiaire ;
- des boucles, dont le nombre reste à définir, utilisant de l'eau à l'état supercritique, connectées aux boucles intermédiaires.

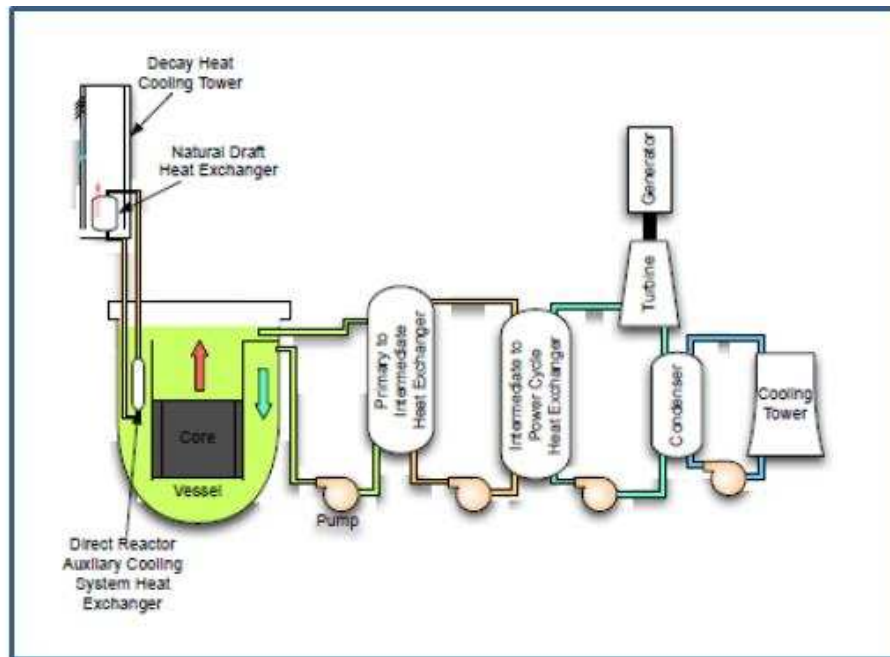


Figure 42 : Schéma de principe du AHTR

6.8.2 COMBUSTIBLE ET CALOPORTEUR

Le réacteur AHTR est à spectre thermique ; il utilise des particules de type TRISO contenant de l'oxycarbure d'uranium (UCO) enrichi à 9% en ^{235}U . Les particules sont regroupées dans des plaques elles-mêmes agencées dans un assemblage de forme hexagonale (voir la Figure 43) dont les structures sont fabriquées en composite carbone-carbone (C-C).

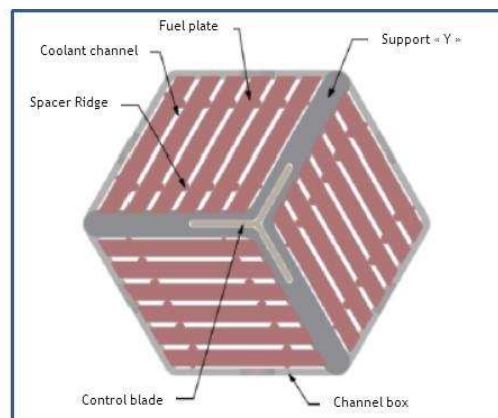


Figure 43 : Section d'un assemblage combustible du réacteur AHTR

Le fluide primaire est constitué par un sel de type FLiBe (voir au paragraphe 6.2.3) qui possède de bonnes caractéristiques neutroniques (peu de captures neutroniques et fort pouvoir de modération) et le fluide du circuit intermédiaire par un autre sel constitué de fluorures de potassium et de zirconium (KF-ZrF_4). Ces deux sels présentent des températures d'ébullition valant toutes les deux environ 1500°C , ce qui permet d'avoir des fluides sous faible pression. Par ailleurs, ces deux fluides ont une température de solidification élevée, de 460°C , ce qui aura un impact sur la conception.

6.8.3 BARRIERES DE CONFINEMENT

Elles sont au nombre de trois.

La première barrière est constituée par le revêtement des particules. La robustesse de ces particules est mise en avant pour montrer la résistance de cette barrière, même en situations accidentelles.

La deuxième barrière comprend la cuve du réacteur, sa fermeture supérieure, les tubes des échangeurs du système d'évacuation de la puissance résiduelle immergés dans la cuve du réacteur, les tuyauteries du circuit primaire et les parois des échangeurs intermédiaires. Le matériau choisi pour la cuve et les circuits connectés est l'Hastelloy N déjà utilisé pour le MSRE.

Le bâtiment du réacteur, d'une conception analogue à celle des SFR et des LFR, constitue la troisième barrière.

6.8.4 MAITRISE DES FONCTIONS DE SURETE

6.8.4.1 Maîtrise de la réactivité

L'utilisation du FliBe comme caloporteur assure des coefficients de contre-réactions négatifs. Tout échauffement excessif du sel primaire conduit à l'arrêt de la réaction nucléaire.

Le contrôle de la réactivité se fait par des croix utilisant du carbure d'hafnium et de molybdène comme matériau absorbant. Chacun des assemblages combustibles est équipé d'une croix. L'assemblage est manutentionné avec sa croix ce qui permet d'éviter les accidents de criticité lors des opérations de chargement et de déchargement du cœur.

Pour compenser l'excédent de réactivité en début de cycle, des particules en europium sont introduites dans les plaques.

6.8.4.2 Evacuation de la puissance résiduelle

Le système d'évacuation de la puissance résiduelle est similaire à celui des SFR : il comporte un échangeur sel-sel immergé dans la cuve et un échangeur sel/air à l'extérieur de la cuve.

Le système proposé est totalement passif ; aucune information n'est donnée sur la façon dont sont assurées la redondance et la diversification du système.

6.8.4.3 Confinement des matières radioactives

L'IRSN ne dispose pas d'information sur ce sujet.

6.8.5 CONCLUSION POUR LES MSR UTILISANT DU COMBUSTIBLE SOLIDE

Ce concept tire profit du retour d'expérience de conception et d'exploitation d'autres concepts. Il met par exemple en œuvre :

- un cœur à spectre thermique avec des coefficients de contre-réactions négatifs ;
- une première barrière qui est très résistante du fait de l'utilisation de particules de type TRISO ;
- la possibilité de fonctionner à haute température (600°C-660°C) sous faible pression ;
- l'utilisation de matériaux testés dans le réacteur MSRE ;

- un rendement élevé de l'installation lié à l'utilisation de l'eau à l'état super critique ;
- un système d'évacuation de la puissance résiduelle totalement passif.

Cependant, il a les inconvénients inhérents à l'utilisation de sels fondus et de l'eau supercritique, en particulier les problèmes de corrosion.

Par ailleurs, la conception des assemblages combustibles est très innovante du fait de l'utilisation de matériau composite carbone-carbone.

7. REACTEURS A EAU SUPERCRITIQUE - SCWR

Le réacteur à eau supercritique (SCWR) est le seul réacteur sélectionné par le GIF utilisant de l'eau comme caloporteur. Il est présenté comme une version avancée des réacteurs à eau actuels de type BWR ou PWR : il permet en effet un rendement thermique de l'ordre de 45%, à comparer aux rendements de l'ordre de 35% des PWR ou des BWR.

7.1 HISTORIQUE ET PERSPECTIVES DE DEVELOPPEMENT

7.1.1 HISTORIQUE

Divers concepts de SCWR ont été étudiés entre 1950 et 1960, en particulier aux Etats-Unis par General Electric et Westinghouse, puis le développement de cette filière a été abandonné. Ce concept n'a fait l'objet d'aucune réalisation.

Toutefois, la « technologie supercritique » a été développée pour les centrales à charbon et on compte 400 installations de ce type aujourd'hui dans le monde ; elle permet un meilleur rendement par une augmentation de la température du fluide à l'entrée de la turbine ce qui réduit les coûts par mégawatt et les émissions polluantes. Des centrales à charbon utilisant de l'eau supercritique existent notamment aux Etats-Unis, au Japon et en Allemagne dont certaines depuis le début des années 50. C'est le cas par exemple de la centrale de Niederaussem en Allemagne, d'une puissance de 1000 MWe, qui utilise de la lignite pulvérisée et chauffe l'eau à 600°C sous une pression de 26,5 MPa (rendement thermique de l'installation de 45 %).

7.1.2 PROJETS EN COURS ET PERSPECTIVES DE DEVELOPPEMENT

A ce jour, les SCWR font essentiellement l'objet d'études et il n'est pas prévu de réalisation industrielle à court ou moyen terme.

Au sein du GIF, un accord de R&D a été signé entre le Canada, le Japon, la Russie et l'Europe (via Euratom). La Chine s'intéresse aussi à ce concept et collabore avec le Canada et Euratom.

Les équipes les plus actives sur le sujet se trouvent au Canada et en Europe :

- le Canada développe un concept qui constitue une évolution des réacteurs de type CANDU dans lequel l'eau assurant la fonction de refroidissement est dans un état supercritique alors que la fonction de modération est assurée par de l'eau lourde. Une pression de 25 MPa et une température du fluide au niveau de la turbine de 625°C sont visées ;
- en Europe, le projet européen de réacteur HPLWR (High Performance Light Water Reactor), à spectre thermique et d'une puissance 1000 MWe (2300 MWth), a été développé dans le cadre du 5^{ème} PCRD ; une température de l'eau en sortie du cœur de 500°C est visée. Ce concept est à cycle direct comme celui des BWR et a fait l'objet du rapport cité en référence 86.

D'autres concepts ont été étudiés comme par exemple au Japon, où l'université de Tokyo a travaillé sur un concept à spectre thermique « Super Light Water Reactor » d'une puissance de 700 MWe (température de vapeur visée de 500°C) ainsi que sur un concept à spectre rapide (« Super Fast Reactor »). Depuis l'accident de Fukushima, les activités japonaises sur les SCWR sont en sommeil.

La Russie étudie également un concept de SCWR à spectre thermique.

7.2 PRINCIPALES CARACTERISTIQUES

Sauf indication contraire, les éléments présentés dans ce paragraphe correspondent au projet HPLWR précité.

7.2.1 ELEMENTS DE CONCEPTION GENERALE

Le principe de fonctionnement d'un SCWR est similaire aux réacteurs à eau bouillante (voir Figure 44) : l'eau qui refroidit le cœur est directement envoyée à la turbine par 4 tuyauteries vapeur. La vapeur condensée est ensuite pressurisée pour être réinjectée dans la cuve. Compte tenu des caractéristiques de l'eau supercritique, la conception des SCWR est en partie simplifiée par rapport à celle des BWR en exploitation : elle ne nécessite ni séparateurs eau-vapeur, ni sècheurs de vapeur, ni pompes de recirculation. Les barres de contrôle peuvent donc être insérées par le haut du cœur, comme dans les PWR. Les écarts de pression et de température sont particulièrement importants, passant de (5 bars, 33°C) après la turbine basse pression (250 bars, 500°C) en sortie de la cuve. Les sollicitations des structures sont donc très importantes.

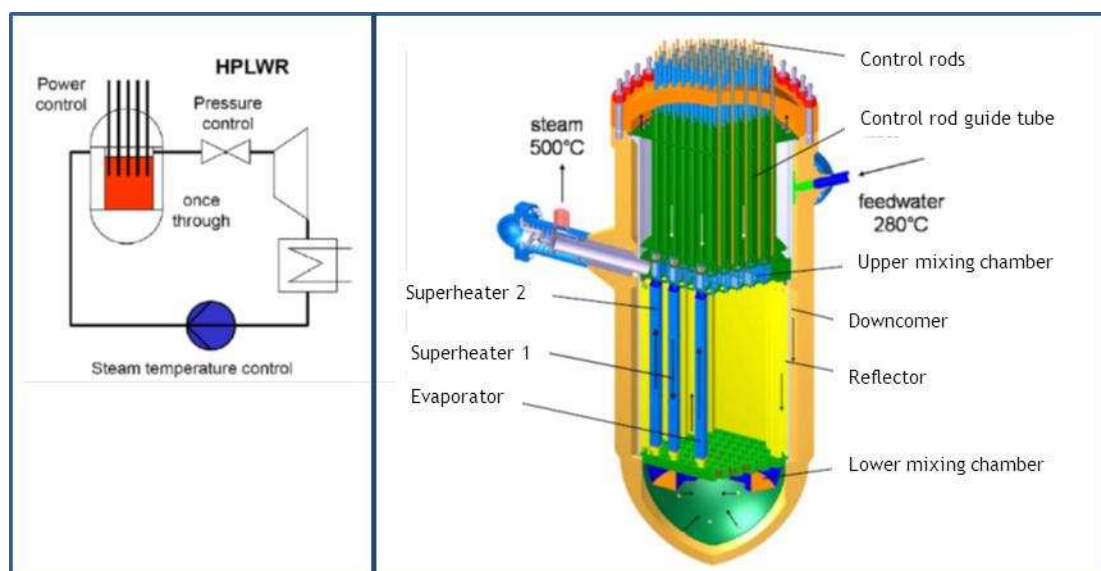


Figure 44 : Schémas de principe du HPLWR

Les systèmes de sûreté des SCWR sont assez proches de ceux des BWR. C'est le cas pour l'HPLWR :

- l'arrêt du réacteur se fait par des barres de contrôle et des moyens d'injection d'eau borée permettent le maintien de la sous-criticité en phase post-accidentelle ;
- l'enceinte de confinement est isolable par différentes vannes ;
- la pression de l'eau dans la cuve est limitée par des vannes de dépressurisation ;
- la dépressurisation de l'eau supercritique se fait dans une piscine située dans l'enceinte de confinement ;
- un système d'injection de secours permet d'injecter de l'eau dans la cuve du réacteur ;
- un système d'évacuation de la puissance résiduelle (suppression pool) permet de limiter la pression dans l'enceinte de confinement.

Ces divers systèmes sont présentés de façon schématique sur la Figure 45.

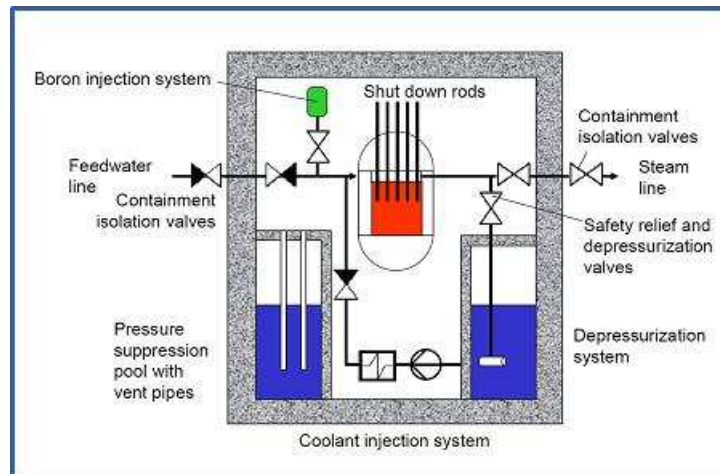


Figure 45 : Schéma de principe des systèmes de sûreté du HPLWR

7.2.2 LE CALOPORTEUR ET LE MODÉRATEUR

Les SCWR utilisent l'eau comme caloporteur et comme modérateur ; en fonction de la quantité d'eau dans le cœur, le spectre des neutrons peut être thermique ou rapide. Des modérateurs additionnels peuvent aussi être utilisés.

L'eau se trouve dans des conditions thermodynamiques supercritiques : sur la courbe de saturation de l'eau, il existe un point appelé point critique (pression de 22,1 MPa et température de 374 °C), au-delà duquel l'eau ne change plus de phase lorsque sa température augmente. Sur la Figure 46, les points représentatifs du fonctionnement des PWR, BWR et SCWR sont positionnés dans un diagramme température-pression (à gauche) et dans un diagramme température-entropie (à droite).

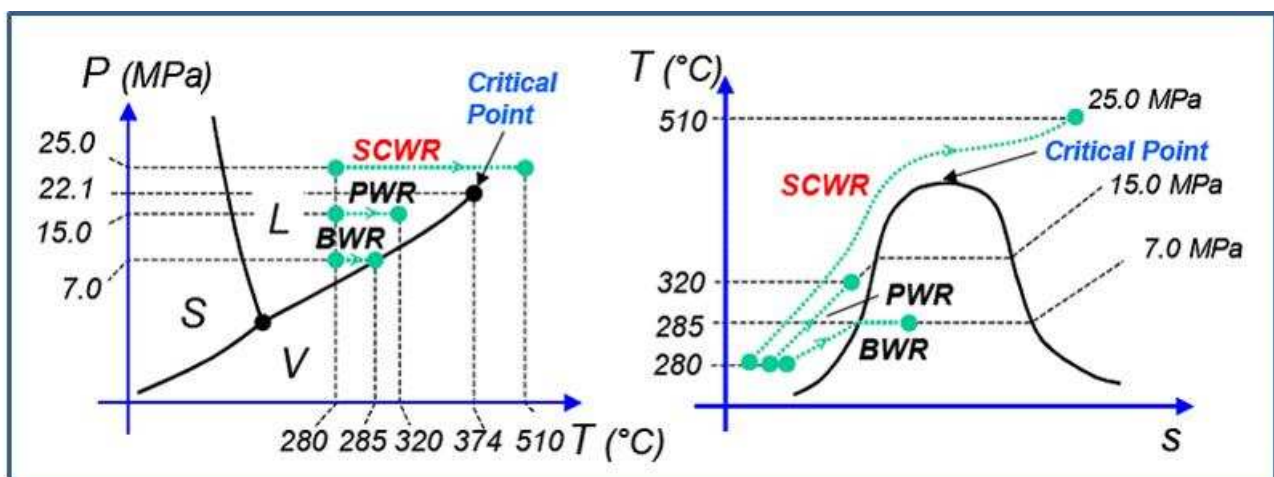


Figure 46 : Diagramme (P,T) de l'eau à gauche (L pour liquide, S pour solide et V pour vapeur) et diagramme entropie-température à droite avec les points de fonctionnement des BWR, PWR et SCWR

Les phénomènes liés au changement de phase tels que les phénomènes d'assèchement des gaines (dry-out pour les BWR et crise d'ébullition pour les PWR), limitatifs pour les réacteurs à eau légère actuels, n'existent donc pas dans les SCWR lorsque le circuit primaire est à sa pression nominale. Afin d'illustrer la particularité du fonctionnement d'un SCWR, le projet HPLWR (référence 86) est pris comme exemple : ses principales caractéristiques sont rapidement présentées ci-après.

La pression de fonctionnement est de 25 MPa. La température d'entrée de l'eau dans le cœur est de 280°C et la variation de l'enthalpie massique du fluide à la traversée du cœur est de l'ordre de 2000 kJ/kg pour un débit d'eau de 1180 kg/s ; la température de l'eau en sortie du cœur est alors de 500°C. Sur la Figure 47 sont présentées les variations de la température de l'eau et de sa capacité thermique massique (C_p) en fonction de l'enthalpie massique du fluide, pour la pression de fonctionnement de 25 MPa. On constate une zone pour laquelle la variation de température est faible du fait de la variation très importante de la capacité thermique massique en fonction de l'enthalpie massique du fluide.

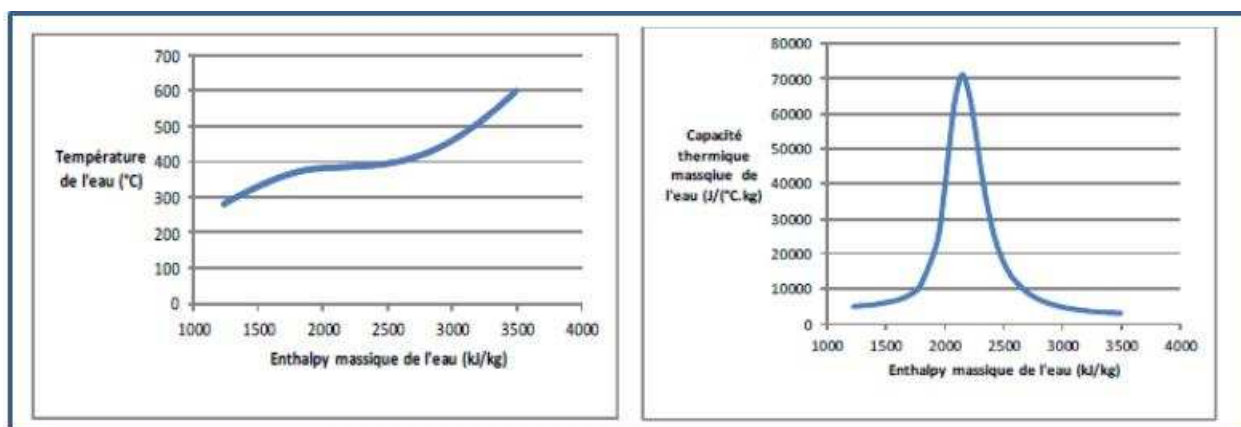


Figure 47 : Variation de la température et de la capacité thermique massique de l'eau en fonction de l'enthalpie massique

Sur la Figure 48 est également présentée la variation de la masse volumique de l'eau en fonction de l'enthalpie massique du fluide entre l'entrée et la sortie du cœur. Du fait de la faible valeur de la masse volumique de l'eau en sortie du cœur, les fonctions de modulation et de refroidissement doivent être découplées car l'eau ayant traversé le cœur ne permettra pas d'avoir un effet de modulation suffisant en partie haute du cœur. Ainsi, une quantité d'eau s'échauffant peu est réservée pour assurer l'effet de modulation.

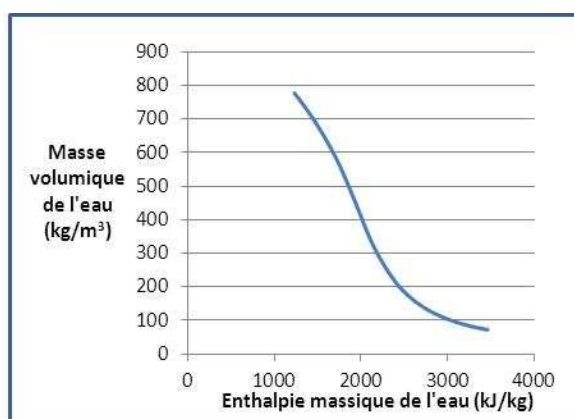


Figure 48 : Variation de la masse volumique de l'eau en fonction de l'enthalpie massique

Il est souvent fait état de la température pseudo-critique : pour chaque pression supérieure à la pression critique, la capacité thermique massique présente un maximum pour une température donnée qui est appelée température pseudo-critique. Pour 25 MPa, la température pseudo-critique est de 384°C. Autour des conditions pseudo-critiques, des variations importantes de transfert de chaleur entre le combustible et l'eau peuvent se produire dans des conditions particulières de flux thermique et de débit massique.

Sur la Figure 49, on peut comparer les variations de température dans un canal moyen (en vert pour le PWR et en bleu pour le SCWR) et un canal chaud ayant un facteur de point chaud en enthalpie de 2 (en rouge pour les deux

types de réacteurs) se produisant dans un PWR et un SCWR. Dans le PWR, la température du canal chaud est limitée par la courbe de saturation et le risque associé au canal chaud est essentiellement associé à la crise d'ébullition. Pour le SCWR cette limitation n'existe pas : par exemple, pour le HPLWR, dont l'échauffement moyen est de 220°C et la température d'entrée 280°C, un facteur de point chaud de 2 conduirait à une température du caloporteur au point chaud de 1200°C, ce qui serait inacceptable pour les structures et les gaines.

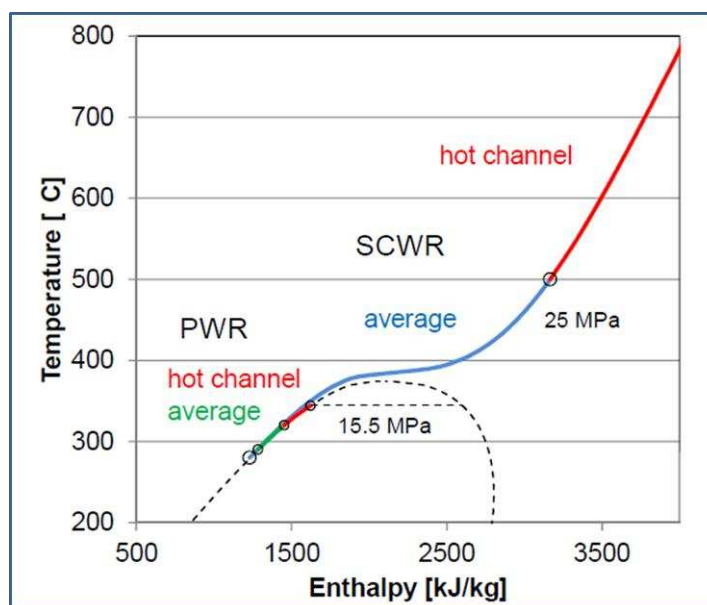


Figure 49 : Comparaison des températures atteintes dans un PWR et dans un SCWR

La forte valeur de la variation d'enthalpie à la traversée du cœur conduit de plus, pour une même puissance électrique, à un débit d'eau traversant le cœur beaucoup plus faible que pour un PWR.

Le Tableau 2 présente quelques caractéristiques des 3 paliers du parc de PWR français en exploitation et celles correspondant pour le HPLWR. Il faut souligner que le SCWR a un inventaire en eau plus faible que celui des PWR.

Tableau 2 : Comparaison de quelques caractéristiques des PWR du parc EDF et du HPLWR

Type de réacteur	Puissance thermique (MW)	Puissance électrique brute (MW)	Rendement thermique de l'installation (%)	Débit d'eau dans le cœur (kg/s)
CP1/CP2	2785	960	34,5	12670
P4/P'4	3817	1370	35,9	17880
N4	4270	1520	35,6	19137
HPLWR	2300	1046	45,4	1179

7.2.3 COMBUSTIBLE

Le combustible envisagé est de type UO₂ sous forme de pastilles empilées dans les gaines de crayons combustibles. L'enrichissement en ²³⁵U est plus élevé (environ 7%) que celui des assemblages PWR du fait des matériaux de gainage envisagés.

L'utilisation de combustible de type MOX est aussi possible, en particulier pour les concepts à spectre rapide.

Enfin, quelques études ont été faites au Canada en vue de l'utilisation de combustible à base d'uranium et de thorium.

7.2.4 CONCEPTION DU CŒUR

Le refroidissement du cœur est un des éléments-clés de la conception des SCWR. Les températures d'entrée et de sortie de l'eau valent respectivement 280°C et 500°C et la température de gaine doit être limitée à 630°C pour garantir sa tenue malgré les effets du fluage et de la corrosion.

Comme indiqué au paragraphe 7.2.2, la température en sortie du canal le plus chaud atteindrait 1200°C si l'eau traversait le cœur en un seul passage. Afin de limiter la variation d'enthalpie dans le canal chaud et de respecter une valeur maximale de 630°C au niveau des gaines, un concept de cœur a été développé pour mélanger le fluide caloporteur à différents niveaux : ceci permet de réinitialiser à chaque niveau le facteur de forme radial de l'échauffement de l'eau et ainsi d'en limiter sa valeur entre l'entrée et la sortie du cœur.

Ce concept de cœur est illustré sur la Figure 50 et la Figure 51.

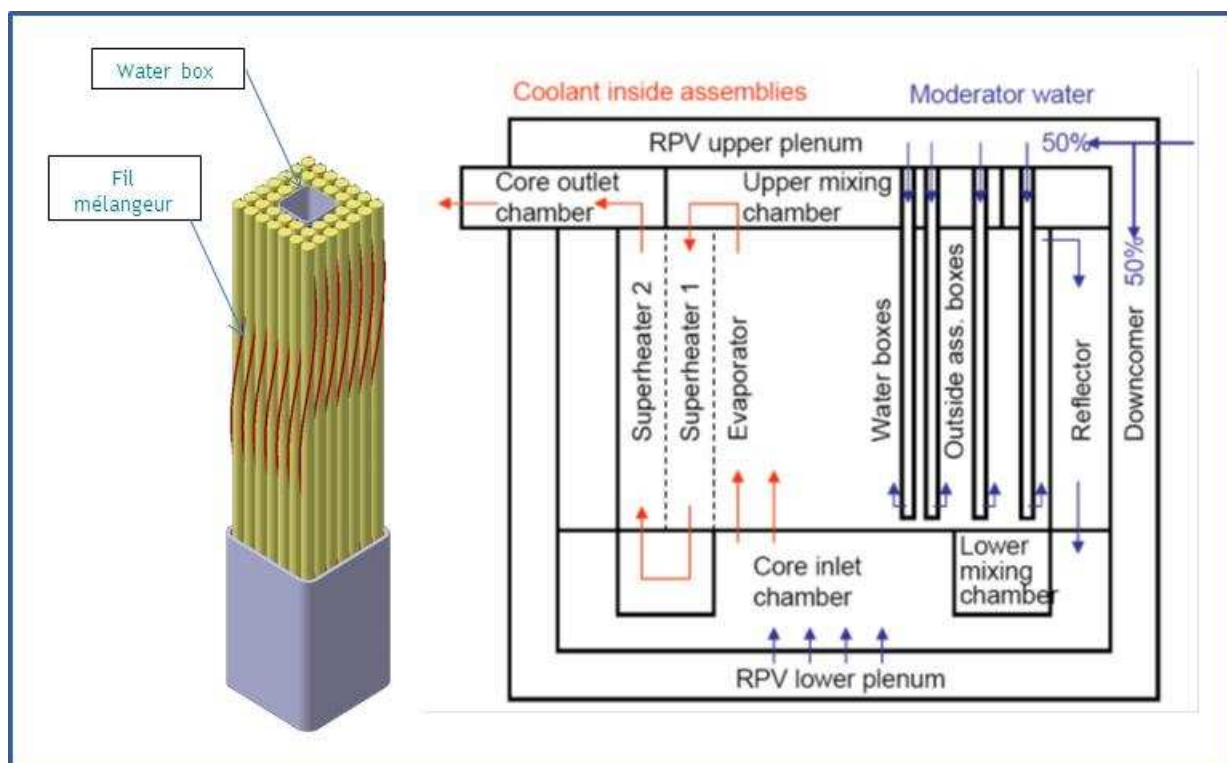


Figure 50 : Schéma d'un assemblage et cheminement de l'eau dans le cœur du HPLWR

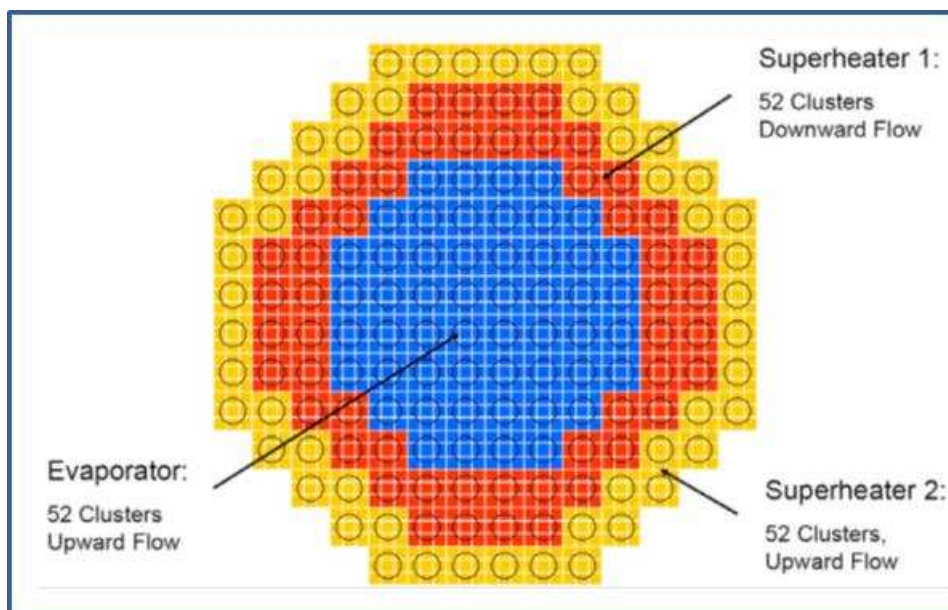


Figure 51 : Schéma du cœur du HPLWR

Les assemblages à pas carré sont munis d'un boîtier externe et d'un boîtier interne (« water box ») entre lesquels se trouve le faisceau d'aiguilles. Un fil mélangeur assure le brassage de l'eau dans le faisceau.

Les assemblages sont groupés par 9 dans un « cluster » comportant un pied servant à alimenter en eau ces 9 assemblages et une tête servant à leur manutention. Il existe 5 types de « clusters » dont les crayons combustibles se différencient par l'enrichissement en U235 (3%, 4%, 5%, 6%, 7%) ; de plus, les crayons situés aux coins de chaque type de « cluster » ont un enrichissement diminué de 1% par rapport aux autres crayons (voir la Figure 52).

50% de l'eau entrant dans le cœur circule de haut en bas dans les boîtiers internes de tous les assemblages (1404) puis remonte autour des boîtiers externes. En sortie des boîtiers externes des assemblages, l'eau est collectée et sert ensuite à refroidir les réflecteurs latéraux en circulant à nouveau de haut en bas : elle assure ainsi la modération du cœur car sa masse volumique reste élevée (elle s'échauffe peu du fait qu'elle n'est pas en contact avec les crayons combustibles).

Cette eau est ensuite mélangée dans la « core inlet chamber » avec les 50% restant de l'eau venant du « downcomer ». Cette eau circule ensuite de bas en haut dans les faisceaux d'un premier groupe de 52 « clusters » (soit 468 assemblages) situés au centre du cœur et se mélange en sortie dans la « upper mixing chamber ». Après mélange, l'eau circule de haut en bas dans les faisceaux d'un deuxième groupe de 52 « clusters » (« Superheater 1 ») en sortie desquels elle se mélange à nouveau. Enfin, cette eau circule de bas en haut dans les faisceaux d'un troisième groupe de 52 « clusters » situé en périphérie du cœur (« Superheater 2 ») et l'eau issue des différents assemblages se mélange une dernière fois dans la « core outlet chamber » en sortie de laquelle l'eau est à une température homogène de 500°C.

Le contrôle de la réactivité se fait par 156 grappes (une grappe par « cluster »), une grappe comportant 5 crayons absorbants chacun s'insérant dans les « water box » des 5 assemblages centraux du « cluster » : sur la Figure 52 apparaissent en rouge les grappes qui sont insérées dans le cœur en début de vie.

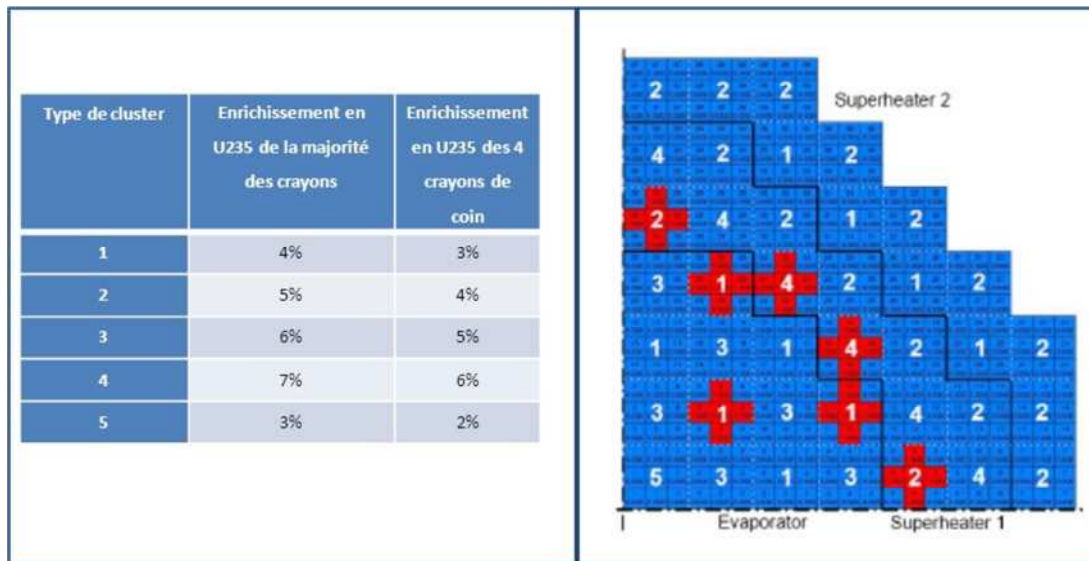


Figure 52 : Positions des clusters dans le cœur et enrichissement en U235 des crayons

L'IRSN souligne la complexité de la conception du cœur aussi bien au niveau des études neutroniques qu'au niveau des études thermohydrauliques et le très fort couplage entre ces deux aspects. Il est notamment nécessaire d'assurer un mélange efficace dans les zones prévues à cet effet et la stabilité des débits dans les différents assemblages. On notera que la température limite retenue pour les gaines influe de façon importante sur la conception du cœur : par exemple, une valeur limite de 700°C pourrait simplifier la conception en supprimant un des niveaux de mélange dont il est fait état ci-dessus.

7.2.5 BARRIERES DE CONFINEMENT

Les barrières de confinement sont au nombre de quatre.

7.2.5.1 Première barrière

La première barrière est constituée par les gaines des éléments combustibles. Le choix du matériau de gainage est un élément fondamental pour la sûreté des SCWR compte tenu du caractère très corrosif de l'eau supercritique, des effets d'irradiation, de la température de fonctionnement des gaines et des chargements dus à la forte pression du caloporteur. Le Zircaloy est exclu car subissant une oxydation importante au bout de quelques centaines d'heures de fonctionnement. Des alliages à base de nickel sont à l'étude.

Il est par ailleurs envisagé de pressuriser initialement le jeu entre la pastille et la gaine entre 7,5 et 8,5 MPa pour assurer une contre-pression partielle à la pression du caloporteur et limiter ainsi les efforts sur les gaines.

Il existe un retour d'expérience important d'exploitation des centrales au charbon pour des températures chaudes de 650°C. L'IRSN n'a pas d'information sur le caractère transposable de ce retour d'expérience aux SCWR : d'une part les matériaux sont différents, d'autre part les tubes contenant l'eau ont une épaisseur nettement supérieure (7 à 8 mm) à celle visée pour les gaines des éléments combustibles (0,5 à 0,7 mm). Enfin, aucun résultat en milieu irradiant n'est actuellement disponible.

7.2.5.2 Deuxième barrière

En fonctionnement normal, la deuxième barrière inclut la cuve du réacteur, les tuyauteries conduisant l'eau chaude vers la turbine et les tuyauteries renvoyant l'eau froide dans la cuve. L'épaisseur de la cuve dans sa partie courante est de 45 cm. En cas de fermeture des vannes d'isolement du circuit principal, cette barrière se limite à la cuve du réacteur et aux tronçons de tuyauteries allant de la cuve aux vannes.

La cuve n'étant en contact qu'avec le caloporteur froid fonctionnant à une température voisine de celle des PWR, les concepteurs du HPLWR proposent de conserver le matériau de la cuve utilisé pour les PWR. Par contre, pour la ligne vapeur (température de la vapeur de 500°C), un acier ferrito-martinsitique de type P91 (X10 CrMoVNb 9-1) est envisagé (voir l'article cité en référence 88).

L'IRSN souligne que l'épaisseur importante de la cuve, outre de possibles difficultés de réalisation, est de nature à limiter les possibilités d'inspection en service.

7.2.5.3 Troisième barrière

La troisième barrière (voir la Figure 53) est constituée d'une enceinte de confinement cylindrique en béton précontraint dimensionnée pour résister à une surpression interne de 0,5 MPa. Cette enceinte contient en particulier la cuve du réacteur ainsi que des chambres humides et sèches permettant de faire décroître la pression en cas de rupture d'une tuyauterie d'alimentation en eau ou d'une tuyauterie contenant la vapeur supercritique.

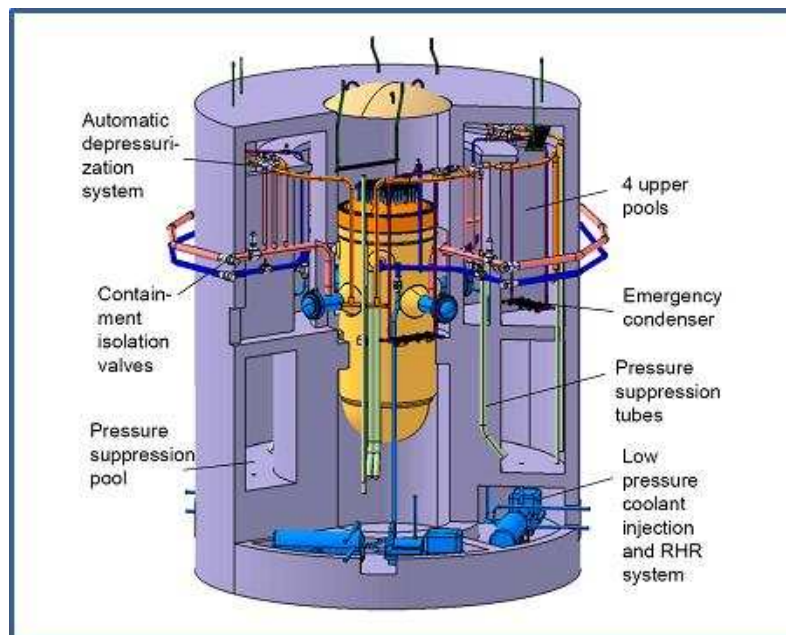


Figure 53 : Enceinte de confinement du HPLWR

Cette enceinte est traversée par les quatre tuyauteries d'alimentation en eau et par les quatre tuyauteries de sortie contenant l'eau supercritique à la température de 500°C ; chaque tuyauterie est équipée de deux vannes d'isolement, une à l'intérieur de l'enceinte et l'autre à l'extérieur. Cette conception est très voisine de l'enceinte de confinement retenue dans le concept KERENA de BWR de génération III proposé par AREVA. Un système de ventilation/filtration est également prévu.

7.2.5.4 Quatrième barrière

Elle est constituée par le bâtiment du réacteur qui contient l'enceinte de confinement cylindrique et divers circuits d'évacuation de la puissance résiduelle. Cette barrière vise, d'une part à limiter les rejets dans l'environnement en cas d'accident grave ayant conduit à la défaillance de la troisième barrière, d'autre part à protéger les équipements classés de sûreté contre les agressions externes.

7.2.6 MANUTENTION ET ENTREPOSAGE DE ASSEMBLAGES

Les systèmes envisagés pour la manutention et l'entreposage du combustible sont analogues à ceux utilisés dans les BWR.

7.3 MAITRISE DES FONCTIONS DE SURETE

7.3.1 MAITRISE DE LA REACTIVITE

Coefficients de contre-réactions

La plupart des projets de SCWR sont des réacteurs à spectre thermique. Dans cette configuration, l'effet de vide est négatif puisque la vidange de l'eau conduit à arrêter la réaction nucléaire. Toutefois, la circulation complexe du réfrigérant avec plusieurs passages dans le cœur influe sur la réactivité. Des études détaillées seront nécessaires pour démontrer la maîtrise de la fonction de contrôle de la réactivité. De plus, le fait d'avoir des zones d'enrichissement différentes complexifie le calcul neutronique, en particulier en cas de variations de températures et donc de densité locales.

Des concepts à spectre rapide, comme le « Super Fast Reactor » cité au paragraphe 7.1.2 proposé par le Japon, sont obtenus en réduisant la quantité d'eau circulant dans le cœur. Ce type de réacteur peut alors générer du plutonium par utilisation d'assemblages fertiles placés au milieu des assemblages fissiles. Une optimisation du cœur a été proposée pour que l'effet associé à la vidange d'un assemblage soit négatif quel que soit l'assemblage fissile considéré. Ceci passe en particulier par l'insertion d'un matériau modérateur (hydrure de zirconium - ZrH) dans les assemblages fertiles (voir la Figure 54) : la couche de ZrH ralentit les neutrons issus de l'assemblage combustible avant qu'ils ne pénètrent dans les assemblages fertiles ; le ralentissement conduit à une diminution du taux de fissions rapides et à une augmentation du taux de capture des neutrons dans l'assemblage fertile, ce qui contribue à une diminution de l'effet de vide local.

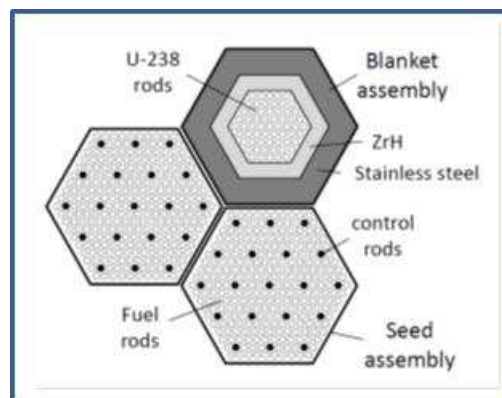


Figure 54 : Schéma du cœur du « Super Fast Reactor »

Moyens de contrôle de la réactivité

Les barres de contrôle sont de conception semblable à celles des PWR. Dans le HPLWR, comme pour les BWR, l'acide borique ne peut pas être utilisé pour ajuster les variations de réactivité en fonctionnement, mais un système d'injection de bore est prévu en cas d'accident. En conséquence, l'anti-réactivité des barres absorbantes est plus importante que dans le cas d'un PWR.

L'accident de retrait intempestif ou d'éjection de grappes devrait donc être plus pénalisant (voir le paragraphe 7.4.2.1).

7.3.2 EVACUATION DE LA PUISSANCE RESIDUELLE

Un système d'injection de secours (« coolant injection system » - voir Figure 45), très semblable à celui des BWR, vise à refroidir le cœur lorsque les circuits normaux d'alimentation en eau sont indisponibles (pompes d'eau alimentaires indisponibles ou vannes d'isolement du confinement fermées). La cuve est dépressurisée par les vannes ADS (« Automatic Depressurisation System ») et la vapeur se condense alors dans une piscine puis est réinjectée dans la cuve du réacteur.

Les concepteurs du HPLWR indiquent que, en cas de perte de toutes les pompes d'eau alimentaire, les barres de contrôle chutent sur signal de haute pression ; le réacteur doit être alors dépressurisé rapidement, la perte des pompes d'eau alimentaire conduisant en quelques secondes à la perte du débit circulant dans le cœur. **On notera à cet égard que l'inventaire en eau dans la cuve n'est pas considéré comme un paramètre de sûreté essentiel, en l'absence de boucle fermée de refroidissement : la stratégie vise à assurer avant tout un débit dans le cœur et s'appuie sur l'inventaire en eau présent dans l'enceinte de confinement.**

Ainsi, au bout d'une dizaine de minutes, le réacteur n'est plus refroidi sans intervention des systèmes de sauvegarde. Afin d'augmenter les délais disponibles pour mettre en œuvre les systèmes actifs, les concepteurs de SCWR cherchent à concevoir des systèmes passifs, mais les études sont très peu avancées.

Pour le HPLWR, deux systèmes passifs sont proposés :

- un premier système dérivé de celui des BWR (schéma de gauche de la Figure 55) actionne une turbopompe qui réinjecte dans la cuve de l'eau initialement présente dans une piscine ;
- un deuxième système (schéma de droite de la Figure 55) comporte une boucle dans laquelle la vapeur provenant de la cuve se condense dans des piscines placées en partie haute de l'enceinte de confinement puis est réinjectée dans le cœur. La quantité d'eau peut être augmentée à l'aide d'injecteurs de vapeur non représentés sur la Figure 55. Ce système n'a pas encore fait l'objet d'études détaillées mais est similaire aux systèmes de condensation (« isolation condenser ») équipant certains BWR actuels.

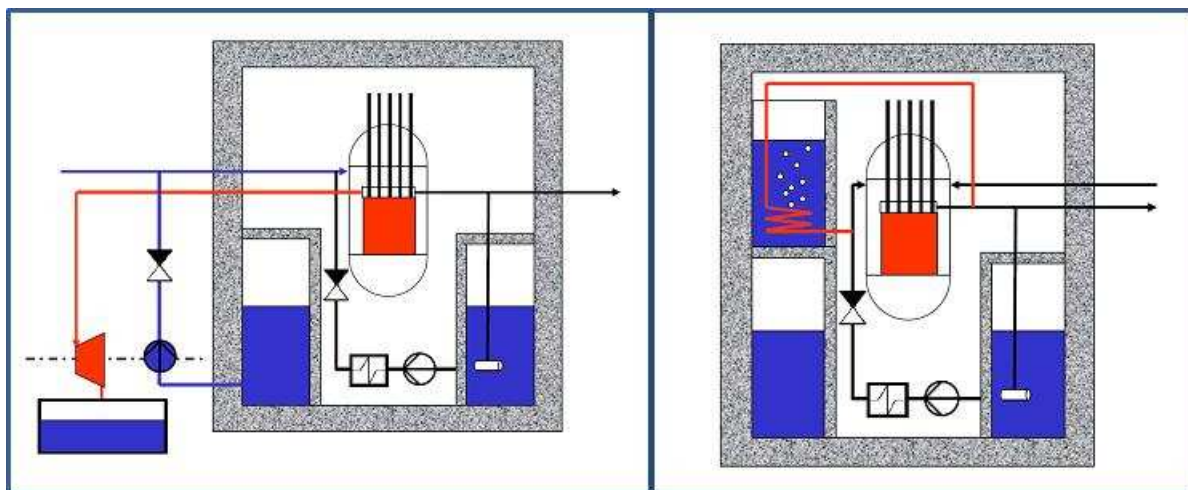


Figure 55 : Systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle passifs proposés pour le HPLWR

7.3.3 CONFINEMENT DES MATIERES RADIOACTIVES

Les informations présentées précédemment montrent que la stratégie globale de confinement des matières radioactives est très semblable à celle mise en œuvre pour les réacteurs de type BWR. L'enceinte de confinement est inertée à l'azote. Le bâtiment du réacteur est présenté comme une quatrième barrière, contrairement aux BWR actuels.

L'IRSN souligne que le faible volume de l'enceinte de confinement conduit à perdre l'intégrité de la troisième barrière de façon quasi-concomitante à la perte d'intégrité de la deuxième barrière en cas de perte de tous les moyens d'évacuation de la puissance résiduelle de l'enceinte.

7.4 ANALYSE DES RISQUES

7.4.1 RISQUES INHERENTS A L'UTILISATION D'EAU SUPERCRITIQUE

Transferts thermiques fluide-gaine

Les transferts thermiques entre le fluide et les gaines restent un sujet important d'études du fait des variations significatives des propriétés thermodynamiques de l'eau dans la région dite pseudo-critique. Autour des conditions pseudo-critiques, des variations importantes de transfert de chaleur entre le combustible et l'eau peuvent se produire dans des conditions particulières de flux thermique et de débit massique.

De nombreux travaux existent sur le sujet et montrent qu'une détérioration des échanges apparaît pour des flux thermiques élevés ou des débits massiques faibles. Ainsi, on peut supposer que les conséquences d'un événement anormal conduisant à une augmentation du flux thermique ou à une diminution du débit massique pourraient être amplifiées si les valeurs déclenchant le phénomène de détérioration des échanges thermiques étaient atteintes. Ce phénomène peut être violent et peut conduire à une augmentation également violente des températures de gaines. Même si les nombreux travaux menés ont permis d'établir un certain nombre de lois permettant de caractériser les conditions d'apparition de ce phénomène et ses conséquences, la complexité de la conception d'un cœur de réacteur SCWR explique que des développements se poursuivent sur le sujet pour explorer en détail les configurations géométriques et de distributions de débits massiques pouvant être rencontrées. La modélisation des échanges est encore plus complexe pour des transitoires de dépressurisation.

Des maquettes ont été construites au Canada et au Japon pour étudier l'évolution des coefficients d'échanges dans diverses configurations du réseau d'aiguilles.

Chimie de l'eau et corrosion des matériaux

L'eau supercritique est un oxydant très puissant, utilisé comme solvant dans l'industrie, qui conduit à la diffusion d'atomes d'oxygène dans le métal de base, phénomène d'autant plus important que la température augmente.

De nombreuses études sont en cours pour mieux comprendre la chimie particulière de ce milieu, en se basant notamment sur le retour d'expérience des centrales à charbon. La capacité de résistance à la corrosion de différents aciers en milieu eau supercritique a été testée. En cas d'augmentation de pression, l'eau peut accélérer la dissolution des métaux en raison de propriétés physico-chimiques augmentant la solubilité des espèces ioniques dans le milieu. Ceci entraînerait l'apparition du phénomène de corrosion inter-granulaire pouvant aller jusqu'à la fissuration des aciers carbonés.

De plus, l'eau supercritique sous irradiation conduit à l'apparition de phénomènes de radiolyse, différents de ceux constatés pour les réacteurs à eau existants.

7.4.2 SEQUENCES ACCIDENTELLES

7.4.2.1 Retrait intempestif ou éjection d'une grappe de contrôle

Les accidents de retrait intempestif ou d'éjection d'une grappe de contrôle ont été examinés dans le cadre des études de sûreté relatives au HPLWR.

Retrait intempestif d'une grappe de contrôle

Les conséquences d'un retrait intempestif d'une grappe correspondant à 5 crayons absorbants, sans intervention de l'arrêt automatique du réacteur, ont été étudiées, afin de déterminer les températures maximales atteintes par les pastilles combustibles et par les gaines. Suivant la position de la grappe dans le cœur, la température atteinte par le combustible peut dépasser nettement sa température de fusion alors que la température de gaine peut atteindre 1000°C, température nettement supérieure à la température pouvant provoquer leur flambage (850°C).

Ejection d'une grappe de contrôle

La température atteinte par le combustible est très voisine de sa température de fusion alors que les gaines atteignent 860°C, température très légèrement supérieure à la température pouvant provoquer le flambage des gaines.

7.4.2.2 Accidents de perte de réfrigérant

La forte pression de l'eau, sa faible masse dans la cuve et la cinétique particulière de dépressurisation de l'eau supercritique rendent les études de perte de réfrigérant primaire (LOCA) particulièrement importantes pour la sûreté. Il existe aussi de grandes incertitudes sur la valeur du coefficient de transfert thermique entre la gaine et l'eau lors de la phase de dépressurisation ; enfin, il existe un risque d'inversion des débits dans certains canaux de refroidissement du cœur.

Les études relatives à la rupture guillotine d'une tuyauterie d'entrée ou de sortie d'eau dans la cuve du réacteur ont été réalisées en prenant en compte la fermeture des vannes d'isolement, la chute des barres et la mise en

service de l'injection de secours. La situation la plus sévère est la rupture guillotine d'une tuyauterie d'entrée qui conduit à des températures de gaine de l'ordre de 850°C dans les premières secondes du transitoire.

7.4.2.3 Accident grave

Les études menées jusqu'à présent portent sur les accidents de dimensionnement. Les accidents graves n'ont pas été étudiés. Les principales hypothèses faites concernant le comportement en accident grave d'un SCWR sont présentées ci-après mais devront être confirmées par des études détaillées.

Le SCWR devrait avoir un comportement assez semblable à celui des LWR actuels en cas d'accident grave avec relocalisation du corium en fond de cuve et rupture plus ou moins rapide de la cuve, à moins de prévoir un refroidissement externe de celle-ci (exemple de l'AP1000 ou du réacteur finlandais de Loviisa) et de démontrer l'efficacité des dispositions retenues. Les barres de contrôle étant situées au-dessus du cœur, il est possible de concevoir un récupérateur de corium du type de celui de l'EPR.

L'interaction entre la vapeur d'eau surchauffée et les structures en acier produira de l'hydrogène. Toutefois, cette production devrait être moindre que dans un PWR, en l'absence de Zircaloy.

Le risque d'explosion vapeur existe également dans les SCWR, avec éventuellement des spécificités compte tenu des états physiques possibles de l'eau au moment de l'interaction (eau supercritique ou non).

Enfin, pour les SCWR à spectre rapide, le risque de retour en criticité du cœur fondu devra être pris en compte à la conception des dispositifs de gestion de l'accident grave.

7.5 IMPACT DANS L'ENVIRONNEMENT ET RADIOPROTECTION

Composition du fluide primaire

Les tests de résistance à la corrosion ont montré que certains éléments des alliages testés sont préférentiellement relâchés du matériau. C'est le cas du manganèse (Mn), du molybdène (Mo), du tungstène (W) et de l'aluminium (Al) pour l'alliage 625 et l'Hastelloy. Parmi les alliages testés, certains contiennent du molybdène. En cas de dissolution du molybdène dans le fluide primaire, il pourra y avoir formation de l'isotope 99 m du technétium.

Ces substances chimiques ainsi que les produits d'activation de ces éléments dissous et le tritium (voir ci-dessous) seront à considérer dans la composition des effluents à traiter et des rejets potentiels en situation accidentelle.

Radioprotection

L'utilisation d'un cycle direct de conversion d'énergie impose des exigences fortes en matière d'étanchéité des gaines de combustible, à l'identique des BWR actuels, ce qui permet de limiter l'exposition des travailleurs. Toutefois, l'étendue de la deuxième barrière en fonctionnement normal, qui inclut la turbine, est défavorable de ce point de vue. Par exemple, dans le rapport de l'OCDE cité en référence 87, il est indiqué que la dose collective professionnelle annuelle pour un BWR est environ deux fois celle d'un PWR.

Pour ce qui concerne les opérations de maintenance, l'accessibilité au matériel et la réalisation des opérations en elles-mêmes devraient être globalement comparables à celles d'un PWR ou d'un BWR. En revanche, en raison du pouvoir corrosif de l'eau supercritique, il est possible que ces opérations soient plus fréquentes sur un SCWR, ce qui est défavorable vis-à-vis de la radioprotection.

On peut noter que, dans les PWR et BWR, le tritium produit par les fissions ternaires reste piégé en grande partie en face interne des gaines en Zircaloy sous la forme d'hydrure de zirconium. Cela ne sera pas le cas pour les SCWR du fait des matériaux de gainage envisagés actuellement. Ce point prend une importance particulière dans la conception des SCWR du fait que l'eau ayant traversé le cœur se retrouve ensuite dans la turbine.

Enfin, comme pour les autres filières, la transmutation des actinides mineurs en réacteur aura un impact négatif en termes de radioprotection.

Rejets et effluents

L'origine des effluents sur un SCWR et leurs compositions isotopiques devraient être comparables à celles des PWR ou des BWR hormis pour ce qui concerne le cas particulier du tritium déjà mentionné. C'est le cas également des rejets accidentels.

7.6 MATURITE DU CONCEPT ET BESOINS DE R&D

7.6.1 RETOUR D'EXPERIENCE

Aucun réacteur nucléaire SCWR n'a été construit jusqu'à présent mais il existe un retour d'expérience important sur des centrales à combustible fossile utilisant l'eau supercritique. Toutefois, si ce retour d'expérience peut être valorisé pour la partie classique et a permis des avancées en termes de technologie des turbines et de dispositions de prévention de la corrosion, il n'est pas directement transposable à un réacteur nucléaire (géométrie de tubes contenant l'eau très différente, absence de radiolyse due à l'irradiation, écarts de pression et température sur le cycle, etc.).

Le retour d'expérience acquis sur les réacteurs à eau légère, en particulier les BWR, peut par ailleurs être utilisé, notamment pour ce qui concerne la conception des systèmes de sauvegarde.

7.6.2 BESOINS DE R&D

7.6.2.1 Conception du cœur

La conception d'un cœur de SCWR reste très complexe, qu'il soit à spectre thermique ou rapide, compte tenu de la nécessité de mélanger plusieurs fois le fluide pour limiter la température de gaine dans le canal le plus chaud et du fort couplage entre les études de neutronique et de thermohydraulique.

Cette difficulté de conception est également soulignée dans le document du CEA cité en référence 6. La démonstration de sûreté sera d'autant plus difficile à établir.

7.6.2.2 Matériau de gainage

A ce jour, seuls des matériaux de gainage compatibles avec des températures maximales de gaine de l'ordre de 550°C seraient utilisables pour les SWCR compte tenu des niveaux de contraintes et des effets corrosifs de l'eau supercritique alors que, par exemple pour le HLWR, la température maximale de gaine visée est de 630°C. De plus le comportement sous irradiation de ces matériaux reste à étudier. Ce point est également soulevé dans le document du CEA cité en référence 6.

En complément, comme indiqué au paragraphe 7.2.4, l'augmentation de la température maximale de gaine à 700°C permettrait de simplifier la conception du cœur en limitant le nombre de zones de mélanges dans le cœur ; dans ce cadre, différents aciers de type austénitique, ferrito-martensitique ou ODS sont en cours de test au Japon, au Canada, en Chine et en Europe. Parmi les aciers de type ODS, certains aciers contenant de l'aluminium semblent être prometteurs (voir l'article cité en référence 89).

L'IRSN note également que la présence de certains éléments dans le matériau de gainage nécessitera d'améliorer les connaissances actuelles sur les données nucléaires.

Dans le cadre des projets européens du 7^{ème} PCRD, une boucle expérimentale comportant des crayons combustibles représentatifs du concept HPLWR est en cours d'installation dans le réacteur LVR-15 du centre nucléaire de Řež (République Tchèque). Elle est destinée en particulier à étudier les effets de la radiolyse sur la chimie de l'eau et sur la corrosion des structures.

7.6.2.3 Modélisation des accidents

La modélisation des transitoires de dépressurisation du circuit principal est très complexe et nécessite des modèles détaillés du coefficient de transfert thermique entre la gaine et l'eau.

Alors que certains transitoires montrent que des ruptures de gaines, voire une fusion du combustible, sont à craindre, il n'existe pas d'études présentant le comportement des PF dans l'enceinte de confinement. Il en est de même pour les études de comportement du combustible fondu dans la cuve du réacteur ; de plus, la nécessité d'un récupérateur n'a pas été examinée. Toutefois, les phénomènes devraient être similaires à ceux observés sur les BWR.

7.7 CONCLUSION

Le réacteur à eau supercritique est présenté comme une évolution des réacteurs à eau légère actuels. Son principal intérêt est économique : les températures de fonctionnement envisagées permettent en effet de viser un rendement de l'ordre de 45%. Il est le seul réacteur sélectionné par le GIF utilisant de l'eau comme caloporteur.

Il bénéficie de la très bonne capacité thermique de l'eau supercritique qui permet de limiter le débit massique dans le cœur et donc la puissance de pompage nécessaire. L'utilisation de l'eau supercritique comme caloporteur permet en outre d'éviter les problèmes liés au changement de phase liquide-vapeur, tels que la crise d'ébullition nucléée ou l'assèchement qui constituent des facteurs limitatifs pour les PWR et les BWR en fonctionnement.

Si l'eau supercritique est utilisée depuis de nombreuses années dans des centrales thermiques au charbon, son utilisation dans un réacteur nucléaire soulève de nombreuses questions.

En premier lieu, la chimie de l'eau supercritique doit être mieux comprise, en particulier son comportement sous flux neutronique (phénomène de radiolyse). Le comportement très particulier de l'eau dans la région pseudo-critique, avec des variations significatives des propriétés thermodynamiques en fonction du flux thermique dans le combustible et du débit massique, nécessite également de nombreuses études, y compris pour ce qui concerne les transitoires normaux de démarrage et d'arrêt du réacteur. A cet égard, les accidents de dépressurisation, qui entraîneront une séparation des phases eau et vapeur et de fortes variations des échanges thermiques en fonction du titre du mélange, doivent faire l'objet d'une attention particulière et nécessitent d'importants efforts de

modélisation. La complexité du cœur et le fort couplage entre les aspects thermohydrauliques et neutroniques ajoutent à la difficulté de démontrer la sûreté de ce concept.

Outre ces aspects, la faisabilité du concept ne pourra être acquise qu'une fois certaines difficultés technologiques levées. La principale difficulté concerne les matériaux de gainage et les matériaux de structures du réacteur. Enfin, le caractère très oxydant de l'eau supercritique doit être pris en compte.

On notera toutefois que, en tant que réacteurs évolutionnaires, ils peuvent bénéficier en partie du retour d'expérience disponible sur les PWR et les BWR, en particulier pour la conception des systèmes de sûreté.

A contrario, les programmes de R&D menés dans le cadre du GIF, même s'ils n'aboutiront pas à court ou moyen terme à une réalisation industrielle, sont innovants et pourraient conduire à des améliorations des concepts PWR et BWR actuels, par exemple pour ce qui concerne les matériaux de gainage (sans Zircaloy), la conception du cœur ou encore les systèmes passifs (injecteurs de vapeur...). Ainsi, des réacteurs de conception optimisée par rapport aux réacteurs actuels pourraient être proposés à moyen terme.

Compte tenu de l'état actuel des connaissances, l'IRSN ne peut se prononcer sur la capacité des SCWR à atteindre un niveau de sûreté significativement supérieur à celui visé pour les réacteurs de troisième génération en cours de construction. En particulier, le fort couplage entre les aspects neutronique et thermohydraulique peut conduire à des instabilités du cœur, particulièrement préjudiciables pour les concepts à spectre rapide, lorsque l'eau n'est plus maintenue dans un état supercritique.

8. ELEMENTS DE COMPARAISON DES SIX REACTEURS RETENUS PAR LE GIF

Ce chapitre reprend les éléments présentés dans les chapitres précédents et les met en perspective selon une approche thématique. Afin de définir les thèmes à examiner, l'IRSN s'est intéressé aux orientations de sûreté qui pourraient être visées pour les réacteurs associés à ces systèmes. Bien qu'il soit tout à fait prématuré de définir des objectifs généraux de sûreté pour les différents réacteurs, les enseignements tirés de l'analyse de sûreté des réacteurs de génération III d'une part, du retour d'expérience d'exploitation et tout particulièrement de l'accident de Fukushima survenu le 11 mars 2011 au Japon d'autre part, ont d'ores et déjà conduit à identifier des domaines ou des thématiques nécessitant des améliorations. L'IRSN a retenu certains de ces thèmes pour examiner, de façon transverse, les différents concepts de réacteurs associés aux systèmes nucléaires retenus par le GIF.

Les éléments de comparaison présentés sont essentiellement qualitatifs et doivent être pris avec précaution compte tenu en particulier des différences de conception entre les systèmes examinés et de l'état très hétérogène des connaissances et des études et recherches.

Les aspects liés aux cycles du combustible et à la capacité de transmutation des radionucléides de haute activité à vie longue des différents systèmes sont traités dans les chapitres suivants.

Après un bref rappel des principales caractéristiques des six concepts de réacteurs, les orientations qui pourraient être visées pour des réacteurs de 4^{ème} génération sont présentées et les thèmes retenus pour l'analyse sont ensuite abordés.

8.1 SYNTHÈSE DES PRINCIPALES CARACTÉRISTIQUES DES REACTEURS

Les principales caractéristiques de fonctionnement des réacteurs associés aux systèmes nucléaires sélectionnés par le GIF sont rappelées dans les deux tableaux ci-dessous. Celles de l'EPR de Flamanville (EPR FA3) ont été ajoutées à titre de comparaison.

Tableau 3 : Principales caractéristiques des concepts de réacteurs examinés par le GIF

	SFR	VHTR	GFR	LFR	MSR	SCWR	PWR (EPR FA3)
Spectre neutronique	Rapide	Thermique	Rapide	Rapide	Rapide ou thermique	Rapide ou thermique	Thermique
Densité de puissance (MW/m ³)	300	5 à 10	100	100	330 (pour le spectre rapide)	100	92
Modérateur	-	Graphite	-	-	Graphite si spectre thermique	Eau ou eau lourde pour le spectre thermique	Eau
Caloporteur	Sodium (liquide)	Hélium (gaz)	Hélium (gaz)	Plomb ou LBE (liquide)	Sel liquide qui est aussi le combustible	Eau dans l'état supercritique	Eau
Retour d'expérience	Environ 20 réacteurs dans le monde (400 années-réacteurs)	7 HTR ont fonctionné et 2 HTR sont en construction	Aucun	Pas de réacteurs civils Quelques moteurs de sous-marins	Deux réacteurs construits en spectre thermique	Aucun	58 PWR en fonctionnement en France et 272 dans le monde

Combustible							
	SFR	VHTR	GFR	LFR	MSR	SCWR	PWR (EPR FA3)
Matériaux fissile/fertile	$^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$ $\text{Pu}/^{238}\text{U}$	$^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$ $\text{Pu}/^{238}\text{U}$ $^{233}\text{U}/^{232}\text{Th}$	$\text{Pu}/^{238}\text{U}$	$\text{Pu}/^{238}\text{U}$	$^{233}\text{U}/^{232}\text{Th}$ $^{235}\text{U}/^{232}\text{Th}$ $\text{Pu}/^{232}\text{Th}$	$\text{Pu}/^{238}\text{U}$	$\text{Pu}/^{238}\text{U}$ $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$
Etat physique	Pastilles	Particules	Pastilles	Pastilles	Liquide	Pastilles	Pastilles
Composé chimique	Oxyde Métal	Oxycarbure Oxyde	Nitride Carbure	Oxyde Nitride Carbure	Fluorures	Oxyde	Oxyde

Tableau 4 : Principales caractéristiques du caloporteur

	SFR	VHTR	GFR	LFR	MSR	SCWR	PWR (EPR FA3)
Pression maximale du caloporteur (MPa abs)	≈ 0,6	≈ 7	≈ 7	≈ 1,5	≈ 0,5	≈ 25	≈ 15,5
Température d'ébullition (°C)	880 à 0,1 MPa	-	-	1745 pour Pb 1670 pour LBE à 0,1 MPa	≈ 1800 à 0,1 MPa	-	345 à 15,5 MPa
Température de solidification (°C) à 0,1 MPa	98	-	-	327 pour Pb 125 pour LBE	≈ 560	-	-
Gamme de température du caloporteur dans le cœur (°C)	400-550	250-1000	400-850	400-480	700-770	280-500	295-330

8.2 THEMES D'ANALYSE

8.2.1 LES ORIENTATIONS DE SURETE VISEES POUR LES REACTEURS DE GENERATION IV

L'IRSN présente toute d'abord les objectifs de sûreté retenus par le GIF pour la sélection de systèmes nucléaires dits de quatrième génération (référence 13) ainsi que les orientations de sûreté proposées par le Comité programme de préparation du futur (CPPF) relevant de l'accord de coopération de R&D tripartite entre AREVA, le CEA et EDF en vue du possible développement d'une filière française de SFR (référence 9).

A partir de ces éléments et sur la base de ses réflexions actuelles, l'IRSN précise ensuite les principales orientations de sûreté qu'il considère devoir être visées pour des réacteurs dont la construction est envisagée à l'horizon 2050.

La position générale de l'ASN sur ce sujet est précisée dans la saisine en référence 4 : elle « *considère [...] que la filière qui serait retenue pour le développement d'une quatrième génération de réacteurs en France,[...], doit présenter un niveau de protection des intérêts mentionnés à l'article L.593-1 du code de l'environnement significativement supérieur à celui des réacteurs de génération III* ».

Les objectifs de sûreté retenus par le GIF

Comme indiqué en introduction du présent rapport, le GIF a défini un certain nombre d'objectifs dans le but de sélectionner quelques systèmes nucléaires de quatrième génération et de coordonner les activités de R&D afférentes. Il s'agit des objectifs suivants :

- la poursuite des progrès en compétitivité et en sûreté réalisés pour les réacteurs à eau de troisième génération ;
- une meilleure utilisation des ressources en uranium ;
- une réduction des déchets radioactifs, notamment ceux de haute activité à vie longue ;
- une protection renforcée contre les actions de malveillance et les possibilités de détournement ou de vol de matières nucléaires.

Pour ce qui concerne la sûreté et la radioprotection, les trois objectifs généraux suivants ont été retenus par le GIF :

- les systèmes doivent être très performants en matière de sûreté et de fiabilité ;
- ils doivent présenter un très faible niveau d'endommagement du cœur associé à une très faible probabilité d'occurrence ;
- il ne doit pas y avoir besoin de recourir à des actions de protection des populations à l'extérieur du site.

Des objectifs plus détaillés ont ensuite été proposés dans le document cité en référence 13 :

- application du principe ALARP (As Low As Reasonably Possible) en tirant parti en particulier d'innovations technologiques ;
- prise en compte d'objectifs de sûreté minima équivalents à ceux retenus pour les réacteurs de 3^{ème} génération ;
- mise en œuvre prioritairement de mesures de prévention des accidents plutôt que de mesures visant à réduire leurs conséquences, ce qui comprend notamment le choix de privilégier la mise en œuvre d'une démarche d'« élimination pratique » des situations susceptibles de générer des rejets dans l'environnement par rapport à un renforcement significatif des performances du confinement ;
- définition d'une architecture de sûreté robuste basée en particulier sur de bonnes caractéristiques intrinsèques des systèmes et un choix pertinent d'options techniques de façon à couvrir les quatre premiers niveaux de défense en profondeur et à assurer leur indépendance ;
- mise en œuvre de systèmes de sûreté très fiables en mettant en avant des systèmes passifs ou des comportements intrinsèques au concept favorables en termes de sûreté (contre-réactions

- neutroniques négatives, effets de la gravité, inertie thermique) ;
- limitation des interventions humaines en utilisant des systèmes de mesure et de contrôle innovants ;
- amélioration de la robustesse de la démonstration de sûreté en définissant de manière exhaustive les risques associés à l'installation.

Les orientations de sûreté proposées par le Projet RNR-Na

La note citée en référence 9, émise en 2009, présente « *les objectifs et principes généraux de sûreté envisagés pour les réacteurs du futur* » définis par le CPPF. Il est indiqué que « *Pour ce qui est des objectifs de sûreté applicables aux réacteurs du futur et en particulier au SFR, ceux retenus pour l'EPRTM en France sont considérés déjà très ambitieux et garantissant un très haut niveau de protection. Une réduction supplémentaire et prescriptive du risque par rapport à ce niveau, en particulier en termes de probabilité, n'est pas justifiée et pourrait même être contreproductive ... ce qui n'est pas contradictoire avec la définition d'orientations de R&D plus ambitieuses comme peut le faire le GIF* ». Des axes d'amélioration par rapport à l'EPR sont toutefois identifiés : « *Les possibilités d'améliorer la prévention devront être examinées, en particulier pour ce qui concerne le domaine couvert, la maîtrise des incertitudes, la vérification de l'existence de marges suffisantes vis-à-vis d'effets de seuil, la minimisation des modes communs* ». En complément, la note indique : « *On s'attachera en particulier à privilégier [...] les solutions « pardonnantes » offrant des délais de grâce pour d'éventuelles actions correctives et laissant la possibilité de réparation* ».

Suite à un échange technique avec l'IRSN en 2013 (compte rendu de réunion cité en référence 10), le Projet RNR-Na a mis à jour ces orientations (référence 11). Elles sont reprises dans les grandes lignes ci-dessous sans se référer spécifiquement au concept SFR :

- prévention de la fusion du cœur : chacune des séquences pouvant conduire à une situation de fusion généralisée du cœur devra être rendue très peu probable. L'objectif de fréquence globale de fusion tenant compte des incertitudes et de tous les types de défaillances et d'agressions doit être équivalent à celui retenu pour les réacteurs de génération III ;
- maîtrise des conséquences des accidents graves : l'objectif visé est de limiter les conséquences associées aux accidents graves à un niveau « *au moins équivalent à celui de l'EPRTM* », à savoir : « *les rejets maximaux concevables associés [aux situations de fusion du cœur retenues] ne nécessitent que des mesures de protection des populations très limitées en termes d'étendue et de durée* » et de pouvoir ramener l'installation dans un état final pour lequel les fonctions de sûreté sont assurées de façon durable. Cet objectif devrait être visé pour les réacteurs de génération IV, quel que soit le concept retenu. Seules les situations de fusion généralisée du cœur pour lesquelles le concepteur ne trouverait pas de dispositions raisonnables de limitation des conséquences seront « *pratiquement éliminées* » par la mise en place de dispositions spécifiques de prévention ;
- prise en compte des agressions naturelles : des dispositions de protection des moyens assurant les fonctions nécessaires pour éviter des conséquences radiologiques importantes ou précoces, y compris en cas d'accident grave, lors d'une agression naturelle au-delà du dimensionnement de référence, devront être mises en place ;
- autonomie et délai de grâce ; la conception devra permettre de disposer :

- de délais de grâce adaptés à la capacité des moyens internes au site et permettant la correction d'éventuelles « dérives » de l'installation qui pourraient conduire à des conséquences inacceptables,
- d'une autonomie de l'installation adaptée à la capacité d'intervention des moyens externes au site y compris en cas d'agression externe d'origine naturelle au-delà du dimensionnement,
- de moyens d'intervention sur un système défaillant y compris en cas d'état dégradé de l'installation,
- d'une instrumentation délivrant les informations-clés permettant d'évaluer l'état de l'installation en cas de configuration dégradée.

Position de l'IRSN

L'IRSN partage les objectifs généraux retenus par le GIF relatifs à la sûreté des réacteurs de génération IV, en particulier celui d'encourager le développement de réacteurs dont la sûreté peut reposer en partie sur des caractéristiques intrinsèquement sûres (contre-réactions, inertie thermique, absence de risque de phénomène énergétique, etc.). Ce choix doit permettre in fine de concevoir des réacteurs plus simples, le nombre et la complexité des systèmes nécessaires pour atteindre un niveau de sûreté donné devant être normalement moindres, et ainsi de favoriser la sûreté en exploitation (maintien de la conformité dans le temps, réalisation de la maintenance, etc.). L'objectif de limitation des conséquences à des niveaux ne nécessitant pas de recourir à des actions de protection des populations à l'extérieur du site doit également être visé à ce stade et apparaît pertinent pour guider les actions R&D à mener pour le développement de réacteurs de génération IV.

L'IRSN ne partage cependant pas l'objectif qui consiste à privilégier la mise en œuvre de dispositions visant à l'« élimination pratique » des accidents graves par rapport à la mise en œuvre de dispositions de limitation des conséquences. Il estime qu'en parallèle des dispositions visant à renforcer la prévention de la fusion du cœur, des dispositions de limitation des conséquences des accidents graves doivent être mises en œuvre, réduisant au maximum le nombre de situations devant faire l'objet d'une « élimination pratique ».

Pour ce qui concerne les orientations retenues par le CPPF puis précisées par le Projet RNR-Na en 2013, les discussions devront se poursuivre ultérieurement, dans un cadre à définir ; l'IRSN estime que les orientations de sûreté identifiées à ce stade, une fois complétées, doivent être visées dès le projet ASTRID, qui contribuera ensuite à définir les objectifs de sûreté pour une éventuelle filière SFR de génération IV. Telles que formulées, elles ne répondent pas à la position exprimée par l'ASN d'un niveau de sûreté significativement supérieur à celui retenu pour les réacteurs de génération III. Il est toutefois prématuré de se prononcer, en l'état des connaissances et des études et recherches disponibles, sur la possibilité d'atteindre un niveau de sûreté « significativement supérieur » à celui visé pour les réacteurs à eau sous pression de type EPR.

Pour sa part, l'IRSN estime qu'une réflexion devrait être menée pour identifier les domaines susceptibles de générer des gains significatifs en termes de sûreté compte tenu des évolutions déjà apportées aux réacteurs de génération III. Même si cette réflexion peut être difficilement menée sans se référer à un réacteur donné, des axes d'amélioration peuvent cependant être dégagés. Les réacteurs de génération III apportent en effet des avancées significatives en termes de sûreté, pour ce qui concerne notamment la prise en compte des situations de défaillances multiples, des agressions internes et externes et des accidents graves, avancées qui devraient être

considérées comme un prérequis pour les réacteurs de génération IV. De plus, sur la base du retour d'expérience qui pourra être tiré de l'analyse de sûreté des réacteurs de génération III ainsi que de l'ensemble des enseignements tirés de l'accident de Fukushima, il conviendra d'identifier de nouveaux axes d'amélioration et, le moment venu, de les décliner de façon appropriée pour chaque concept de génération IV. D'ores et déjà, de nouvelles évolutions de la démarche de sûreté sont attendues, notamment en termes de protection des centrales à l'égard des agressions externes tant naturelles que d'origine humaine, de limitation des conséquences des accidents graves à court, moyen et long termes et plus globalement sur le traitement des situations de très faible probabilité susceptibles d'entraîner des rejets massifs dans l'environnement.

Dans ce cadre, une amélioration de la robustesse de l'architecture des systèmes de sûreté doit être recherchée, par exemple par des combinaisons appropriées de systèmes actifs et de systèmes passifs permettant de garantir un haut niveau de fiabilité des fonctions de sûreté et une moindre sensibilité aux ressources externes au site (réseau électrique, source froide). A cet égard, une démarche itérative d'optimisation de la conception visant à s'assurer du bien-fondé des choix de conception devrait être mise en œuvre. Une amélioration substantielle des dispositions participant à la fonction de confinement des produits radioactifs, non seulement pour ce qui concerne les rejets atmosphériques mais aussi les rejets liquides (construction d'enceinte géotechnique par exemple) doit également permettre un gain important en termes de limitation des conséquences des accidents.

Enfin, une meilleure prise en compte des facteurs organisationnels et humains à la conception constitue un axe fort d'amélioration. L'installation doit en effet être conçue non pas comme un système technique, mais comme un système sociotechnique dont le bon fonctionnement repose sur l'articulation entre les activités humaines individuelles et collectives et les processus techniques. Cet aspect souligne à nouveau l'importance de retenir des concepts présentant des caractéristiques intrinsèquement sûres.

En conclusion, l'IRSN considère que, en matière de sûreté, il convient de privilégier, pour le choix d'une filière de génération IV, des concepts pouvant valoriser :

- des caractéristiques intrinsèques sûres ;
- des délais de grâce importants permettant de mener les actions correctives nécessaires pour toutes les situations accidentelles envisageables ;
- une architecture des systèmes de sûreté robuste garantissant une bonne indépendance des niveaux de défense en profondeur et présentant une dépendance limitée à la disponibilité des sources externes (refroidissement, électricité) notamment par la mise en œuvre de combinaisons appropriées de systèmes actifs et de systèmes passifs ;
- une autonomie de plusieurs jours en cas d'accident, permettant d'assurer les fonctions de sûreté jusqu'à l'arrivée de secours externes, y compris en situation d'agression(s) externe(s) de très forte intensité (niveau de sollicitation mais aussi durée...) ; à cet égard, le risque d'effet domino à l'échelle du site doit être considéré ;
- une amélioration de la protection contre les agressions externes ;
- des dispositions de conception permettant une exploitation sûre de l'installation (optimisation de la conception, instrumentation, etc.) ;
- la limitation de l'impact de l'installation sur les personnes et l'environnement, à court, moyen et long termes, tant pour ce qui concerne le fonctionnement normal (limitation des effluents, limitation

du volume et de l'activité des déchets...) que le fonctionnement accidentel, incluant les situations de défaillances multiples et les accidents graves. Ceci nécessite une amélioration notable de la fonction de confinement des matières dangereuses, qu'elles présentent une toxicité chimique ou radiologique, en complément du renforcement des dispositions de prévention des accidents ; l'impact environnemental, la radioprotection des travailleurs, la problématique du démantèlement et les déchets devront être considérés pour l'ensemble du cycle.

Au cours de l'instruction technique, le Projet RNR-Na a indiqué que les objectifs qu'il a retenus pour un réacteur de génération IV correspondent à ceux qu'envisage l'IRSN. Il a précisé également que ces objectifs servent à orienter la R&D française en cours pour la filière SFR et qu'il les porte à l'international, notamment au sein de l'instance sûreté du GIF (Risk and Safety Working Group).

8.2.2 THEMES RETENUS POUR L'ANALYSE TRANSVERSE DES REACTEURS ASSOCIES AUX SYSTEMES NUCLEAIRES DE GENERATION IV

Compte tenu de ce qui précède et du fait que les conceptions actuellement à l'étude ne correspondent pas nécessairement à celles qui pourraient être retenues in fine pour des réacteurs de quatrième génération, l'IRSN a cherché à évaluer :

- les caractéristiques de sûreté des différents réacteurs ;
- le potentiel de danger des systèmes compte tenu des substances utilisées ou produites au cours de l'exploitation de l'installation ;
- les difficultés technologiques identifiées à ce jour qui ne permettent pas d'envisager un passage à l'échelle industrielle aux échéances visées (2050) et les sujets à approfondir dans le cadre de la démonstration de sûreté.

Pour ce qui concerne les caractéristiques de sûreté, les thèmes retenus sont principalement déduits des orientations de sûreté précitées et tiennent compte de la nature des concepts étudiés. L'IRSN a donc retenu des thèmes qui permettent de mettre en exergue le caractère plus ou moins favorable des caractéristiques des différents réacteurs à l'égard de la plupart des orientations visées.

Au final, l'IRSN a retenu les thèmes suivants :

- les caractéristiques neutroniques et la maîtrise de la réactivité (paragraphe 8.3) ;
- la sensibilité aux pertes de refroidissement (paragraphe 8.4) ;
- la fonction de confinement des matières dangereuses (paragraphe 8.5) ;
- la sûreté en exploitation (paragraphe 8.6) ;
- l'inspection en service (paragraphe 8.7) ;
- le comportement en accident grave (paragraphe 8.8) ;
- la toxicité des produits utilisés (paragraphe 8.9) ;
- la sensibilité aux agressions (paragraphe 8.10), plus particulièrement au séisme, la protection des installations contre les autres agressions, qu'elles soient externes ou internes, n'étant pas directement liée au concept de réacteur ;
- la maturité des concepts et les difficultés technologiques associées (paragraphe 8.11) ;

- les points à approfondir dans le cadre de la démonstration de sûreté (paragraphe 8.12).

8.3 CARACTERISTIQUES NEUTRONIQUES ET MAITRISE DE LA REACTIVITE

Il est tout d'abord important de rappeler que les objectifs du GIF visent non seulement à améliorer la sûreté et le rendement énergétique des réacteurs, mais également à optimiser l'utilisation des ressources naturelles, à minimiser les déchets, notamment ceux à vie longue. Ces derniers objectifs nécessitent de considérer l'ensemble du cycle du combustible et notamment les installations en amont et en aval du réacteur. Les aspects neutroniques de chaque concept sont intimement liés aux objectifs qui sont recherchés en termes d'épuisement du combustible, de recyclage du plutonium, de transmutation ou de surgénération. L'exercice de comparaison de la sûreté des différents concepts pour la maîtrise de la réactivité n'a donc de sens que pour des concepts ayant des objectifs proches en ces termes.

8.3.1 ASPECTS PARTICULIERS CONCERNANT LES REACTEURS A NEUTRONS RAPIDES

Sur les six concepts identifiés par le GIF, quatre sont des réacteurs à neutrons rapides (SFR, LFR, GFR et MSFR³⁸), le concept SCWR peut être utilisé en spectre thermique ou rapide, et le concept VHTR est à spectre thermique. Le choix d'un spectre rapide est lié à l'objectif d'optimisation des ressources en matières fissiles. Du point de vue de la fonction de sûreté « maîtrise de la réactivité », la comparaison des concepts n'est réellement significative qu'au sein de chaque famille : les réacteurs thermiques d'une part et les réacteurs rapides d'autre part. Les concepts thermiques sont peu présents au sein du GIF car ils ne permettent pas, seuls, de satisfaire les objectifs d'optimisation des ressources naturelles et de minimisation des déchets. C'est pourquoi la suite de cette partie s'attache principalement à donner un éclairage sur la maîtrise de la réactivité pour les réacteurs à neutrons rapides.

Avant de discuter des caractéristiques des différents concepts du point de vue de la maîtrise de la réactivité, il est nécessaire de préciser les grandeurs significatives ayant une influence sur le comportement du cœur. **Il s'agit de caractéristiques intrinsèques dont les conséquences en termes de sûreté peuvent être plus ou moins favorables et donc nécessiter, selon le cas, la mise en œuvre de dispositions de conception spécifiques.**

Grandeurs significatives

Dans le domaine des spectres rapides, plus le spectre des neutrons dans le cœur est dur, c'est-à-dire plus la proportion de neutrons rapides est élevée, plus le rapport entre les fissions et les captures est élevé et plus le nombre de neutrons produits par fission est élevé. Ceci permet de favoriser les fissions de tous les actinides (U, Pu, Am, Np, Cm) et également d'atteindre des taux de régénération élevés. De ce fait, les concepts qui présentent un spectre dur vont être utilisés pour consommer une quantité importante de plutonium et éventuellement d'actinides mineurs (AM). Les fissions produites sur les isotopes du plutonium génèrent plus de neutrons, mais également une proportion plus faible de neutrons retardés qu'avec de l'uranium. Ceci signifie :

- une fraction effective de neutrons retardés plus faible et donc un seuil de prompte criticité plus bas ;
- un temps de vie moyen des neutrons prompts plus petit et donc une période neutronique plus courte,

³⁸ C'est le cas en particulier du MSFR qui est pris comme concept de référence pour les MSR.

i.e. des excursions de puissance promptes-critiques potentiellement plus rapides.

De plus, le durcissement du spectre conduit à une diminution de l'effet Doppler et de l'efficacité des barres.

Il existe deux voies possibles pour la conception des réacteurs à neutrons rapides. La première vise à pousser le taux de combustion au maximum pour optimiser l'utilisation de la matière fissile disponible (issue du combustible usé des réacteurs à eau ou de stocks/excédents de l'armement par exemple). La seconde optimise le bilan neutronique pour maximiser l'énergie produite par unité de masse d'uranium naturel ; pour ce faire, on cherche à valoriser l' ^{238}U en produisant du Pu fissile. Dans le premier cas, on crée un réacteur-incinérateur capable de produire de l'énergie avec les transuraniens (Pu et AM) « disponibles ». Pour ce qui concerne la neutronique, ceci conduit en général à une chute plus importante de réactivité au cours du cycle que pour la seconde voie ce qui nécessite d'insérer des barres de commande relativement lourdes dans le cœur en début de cycle. Les risques associés à l'accident de retrait incontrôlé de barre sont alors plus importants que dans un cœur dans lequel les barres resteraient peu insérées en puissance. La seconde voie impose un retraitement du combustible plus fréquent, ce qui génère des risques supplémentaires dans les installations du cycle. Pour les cycles U-Th, concernant les caractéristiques neutroniques, il est à noter l'effet particulier du protactinium (Pa), dont la période de décroissance est longue, qui devra être pris en compte ainsi que la faible production d'actinides mineurs.

L'utilisation de combustibles riches en transuraniens nécessiterait des efforts particuliers pour garantir un bon niveau de sûreté que ce soit pour les situations de fonctionnement normales mais également pour les transitoires accidentels. En effet, l'introduction dans le cœur d'une fraction importante de plutonium et d'actinides mineurs a tendance à dégrader les coefficients de contre-réaction neutroniques, la fraction effective de neutrons retardés et à augmenter la puissance résiduelle. Par ailleurs, la composition isotopique du combustible serait soumise à une variabilité importante dépendant de nombreux paramètres relatifs au cycle du combustible. Ces incertitudes devront être prises en compte dès la conception du cœur, faute de quoi la conformité du cœur aux études de sûreté pourrait être compromise.

Le bilan neutronique du cœur dépend des fissions, des captures, mais également des fuites. La géométrie a un effet important sur les fuites. Plus le rapport surface/volume du cœur est grand, plus les fuites sont importantes. Ainsi, les concepts pour lesquels le rapport fission/capture n'est pas très bon doivent minimiser les fuites ce qui peut conduire à de gros cœurs. Du point de vue de la neutronique, les cœurs de grande dimension présentent des handicaps en termes de surveillance et de répartition homogène de la puissance.

A puissance fixée, plus la densité de puissance est élevée, plus le cœur est « compact », ce qui favorise donc une répartition de puissance homogène et simplifie la surveillance. Par ailleurs, dans un réacteur à neutrons rapides, la compaction de la matière fissile a tendance à augmenter la réactivité. Ainsi, si la géométrie du cœur est déjà « compacte » en fonctionnement normal, le risque d'augmentation de réactivité en cas de perturbation de la géométrie (dégradation, séisme...) est plus limité.

Le type de combustible influe également sur les caractéristiques neutroniques du cœur. Les combustibles oxyde sont peu denses, ils conduisent à des cœurs de grandes dimensions, mais également à un spectre moins dur. Les combustibles denses conduisent à des cœurs plus compacts et à un spectre plus dur.

Par ailleurs, la « transparence neutronique » du caloporteur a un effet sur le spectre. Plus le caloporteur est transparent pour les neutrons, moins les perturbations dont il pourrait être le siège en termes de densité et de température produisent des effets sur la réactivité du cœur. En revanche, un caloporteur transparent ne protège pas les structures du cœur de l'endommagement dû à l'irradiation, particulièrement important avec un spectre rapide.

Enfin, il est à noter que, d'un point de vue neutronique, les réacteurs à spectre rapide présentent quelques avantages par rapport aux réacteurs à spectre thermique, en particulier une chute de réactivité plus faible au cours du cycle et l'absence d'effet d'empoisonnement neutronique (type effet xénon pour les réacteurs à eau).

Problématique de la « re-criticité »

Les réacteurs à neutrons rapides ne sont pas dans leur configuration géométrique la plus réactive en configuration normale³⁹. Ceci signifie qu'une perturbation de la géométrie peut conduire à une augmentation de réactivité. En particulier, en situation de cœur dégradé, avec des massifs de combustible fondu, la criticité est atteinte pour des masses de combustible relativement faibles. Il convient de souligner que, pour des caractéristiques du combustible équivalentes, plus le cœur est grand, plus le risque de re-criticité en configuration dégradée est élevé, du fait d'un plus faible taux de fuite des neutrons. **Cette problématique de re-criticité constitue un des enjeux de sûreté majeurs des réacteurs à neutrons rapides. En cas de dégradation du cœur, il est nécessaire de prendre en compte la puissance issue des fissions (et non pas uniquement résiduelle) et son évolution pour démontrer la tenue des barrières de confinement.**

L'IRSN attache une attention particulière à la prévention du risque de re-criticité au cours des transitoires accidentels. Ceci nécessite de disposer de dispositifs de contrôle de la réactivité efficaces non seulement en conditions normales, mais également en conditions dégradées, y compris dans les configurations les plus réactives du cœur. En outre, il est nécessaire d'associer à ces dispositifs une instrumentation dédiée à la surveillance du cœur, performante pour toutes les conditions de fonctionnement.

Problématique de l'interprétation de la mesure de la réactivité

De nombreux paramètres sont susceptibles d'influer sur la réactivité du cœur. Ainsi, une variation de géométrie ou de température des composants du cœur, du régime de fonctionnement du réacteur ou de circulation du caloporteur, peut changer la réactivité du cœur. Dans le cas des réacteurs à spectre rapide, les variations de réactivité sont la somme de nombreux effets élémentaires dont les amplitudes sont comparables, mais dont les effets sont parfois antagonistes. Ainsi, certains effets se compensent et l'interprétation d'une mesure de réactivité, qui représente par définition une grandeur intégrale du cœur, peut s'avérer complexe. En particulier, l'identification de la perturbation à l'origine de la variation de réactivité n'est pas toujours immédiate. Ces phénomènes seront plus prononcés dans un cœur de grande taille car des effets de réactivité locaux peuvent intervenir.

Il est à noter l'importance de l'ensemble des dispositifs de mesure dédiés à la surveillance du cœur, c'est-à-dire permettant de connaître l'état du cœur, sa réactivité et la distribution spatiale du flux neutronique. Ce point présente une difficulté particulière pour les cœurs de grande taille.

³⁹ Cette notion ne s'applique pas directement aux MSR du fait de la nature du sel combustible. Cet aspect, pour le MSR, est traité dans le paragraphe 8.3.2.

8.3.2 ELEMENTS DE COMPARAISON DE LA SURETE DES CONCEPTS DE REACTEURS POUR CE QUI CONCERNE LES ASPECTS NEUTRONIQUES

Pour les SFR, jusqu'à présent réalisés avec un objectif de surgénération, le caloporteur sodium, qui n'est pas complètement transparent aux neutrons, est le siège de captures de neutrons et modère légèrement le spectre. Comme expliqué plus haut, ceci présente un avantage du point de vue de la protection des structures et augmente l'effet Doppler. Toutefois, toute variation de densité du sodium dans le cœur, même très locale, influe sur le spectre de neutrons, ce qui peut conduire à des contre-réactions de densité caloporteur positives.

Concernant les LFR, les caractéristiques du plomb du point de vue neutronique sont relativement proches de celles du sodium. Néanmoins, en comparaison, le plomb est légèrement moins modérateur.

Par ailleurs, la différence de « compacité » du cœur, entre un cœur refroidi au plomb et un cœur refroidi au sodium, a des effets du point de vue neutronique. En effet, le cœur refroidi au plomb doit être conçu avec de grandes sections de passage du caloporteur, pour limiter sa vitesse d'écoulement (voir le chapitre 5 consacré au LFR). De ce fait, un cœur refroidi au plomb est constitué d'un réseau relativement « creux » : ceci présente un inconvénient pour l'homogénéité et la stabilité de la distribution de puissance, la surveillance neutronique et l'effet de contre-réaction dû à la densité du caloporteur.

De plus, du fait de l'absence d'interaction chimique énergétique entre le plomb et l'eau, certains concepteurs envisagent des générateurs de vapeur dans la cuve primaire. Dans cette configuration, un scénario accidentel d'insertion d'eau dû à une rupture de tube de générateur de vapeur est à prendre en considération dans l'analyse de sûreté. Enfin, des difficultés pourraient être liées à l'insertion des barres absorbantes dans le plomb, du fait de sa forte masse volumique.

Le principe à l'origine de la conception du cœur du VHTR, du point de vue de la neutronique, est d'assurer un coefficient de puissance suffisamment négatif dans tous les états possibles de fonctionnement pour garantir l'intégrité du combustible, sans recours à des moyens actifs. Cet objectif peut être atteint grâce :

- aux caractéristiques neutroniques du graphite ;
- à la limitation de la densité de particules combustibles dans le cœur ;
- à l'optimisation de la quantité de matériau fissile dans les particules.

Le coefficient de contre-réaction en température du graphite est fortement négatif. Ainsi, toute évolution de la température dans le cœur conduit à des variations importantes de puissance. Ce phénomène rend plus complexe l'évaluation de la puissance locale dans le cœur d'un VHTR par rapport au SFR et au LFR (pour le GFR les études restent à faire). Comme évoqué dans le paragraphe 3.6.1, des difficultés de contrôle de la puissance locale ont été mises en évidence sur les cœurs des HTR de grande taille (Fort Saint-Vrain et le THTR) par le retour d'expérience. Ces problèmes sont moins importants pour le concept VHTR qui a un cœur de taille limitée.

L'hélium est un caloporteur transparent à l'égard des neutrons. Pour le GFR, les scénarios accidentels induisant une modification de la densité du caloporteur ont donc une influence faible sur la réactivité du cœur.

Le gaz n'est pas aussi efficace qu'un métal liquide pour extraire la chaleur produite au sein du combustible. C'est pourquoi la puissance volumique du cœur du GFR est nécessairement limitée (environ 100 MW/m³). De ce fait, à puissance égale, le cœur du GFR est plus grand que celui d'un SFR, ce qui est défavorable du point de vue de l'homogénéité et de la stabilité de la répartition de puissance et de la surveillance neutronique.

Le réacteur MSFR présente des caractéristiques particulières du point de vue neutronique par rapport aux autres concepts. Un des points forts mis en avant par les concepteurs est lié à un coefficient global de contre-réaction thermique fortement négatif, dont l'effet est de plus très rapide, qui devrait garantir un comportement auto-stabilisant du cœur, le rendant tolérant à des insertions de réactivité importantes (jusqu'à ~1000 pcm en 1 seconde⁴⁰ sur la base des analyses préliminaires), malgré une faible fraction de neutrons retardés.

La notion de compaction ne s'applique pas directement à un réacteur MSR du fait de la nature incompressible du sel ; toutefois, une insertion de réactivité positive rapide pourrait survenir suite à une augmentation du volume de sel combustible dans la cavité centrale (dilatation des structures, rupture de la paroi fertile, etc.). Des insertions de réactivité positive avec une cinétique plus lente pourraient faire suite à l'ajout incontrôlé ou à une modification des concentrations locales de matière fissile, à une variation de température ou de densité du sel ou à une contribution plus importante des neutrons retardés à la réaction en chaîne. En tout état de cause, en l'état actuel des connaissances, aucun scénario pouvant rendre le cœur prompt critique (~1000 pcm en 1 seconde) semble être envisageable.

En outre, des études concernant l'effet modérateur de l'eau sur le sel combustible montrent que le risque de criticité serait a priori facilement gérable dans l'espace sous-critique en cas d'interaction du sel avec l'eau de la piscine.

Toutefois, la complexité des phénomènes en jeu et le fort couplage entre les aspects neutroniques, thermo-hydrauliques et thermochimiques nécessiteront des efforts particuliers pour démontrer de façon robuste la sûreté du concept. En effet, les paramètres neutroniques sont complètement dépendants de la circulation du combustible, ce qui rend leur prédiction extrêmement complexe.

Les études préliminaires ayant mis en exergue des caractéristiques intéressantes du sel combustible du point de vue neutronique devront aussi être confortées par des analyses complémentaires.

Concernant les problématiques liées à l'homogénéité de la distribution de puissance et à la surveillance neutronique, leur lien avec la densité de puissance ne s'apprécie pas pour les MSR de la même façon que pour les autres concepts, ce qui rend la comparaison difficile de ce point de vue. Peu d'éléments sont disponibles sur le sujet.

Enfin, le concept SCWR n'a pas fait aujourd'hui l'objet d'études suffisamment abouties pour pouvoir être analysé du point de vue neutronique. Quelques remarques peuvent toutefois être formulées :

- la circulation complexe du réfrigérant avec plusieurs passages dans le cœur influe sur la réactivité et nécessitera des études précises pour garantir la maîtrise de la réactivité ;
- pour le concept rapide, l'effet de vide peut être largement positif du fait :
 - de l'acier utilisé pour les gaines qui conduit une diminution des captures lorsque le spectre est durci,
 - de la grande taille du cœur ;
- les matériaux capables de supporter les conditions de températures restent à mettre au point ce qui

⁴⁰ Il s'agit de l'insertion de réactivité qui rendrait le réacteur prompt-critique en tenant en compte des contre-réactions.

signifie que les données nucléaires les concernant sont vraisemblablement entachées d'incertitudes importantes ;

- le comportement des fluides supercritiques sous irradiation est inconnu.

8.3.3 CONCLUSION

L'analyse comparative des différents concepts de génération IV, pour ce qui concerne la fonction de sûreté « maîtrise de la réactivité », ne peut qu'être très limitée, car le comportement neutronique des cœurs est avant tout dépendant des objectifs recherchés en termes d'utilisation de la matière fissile et des ressources naturelles disponibles.

Les degrés de maturité des différents concepts sont très variés et les caractéristiques neutroniques des cœurs sont très sensibles à la composition isotopique des matières constituant le combustible (elles-mêmes dépendantes du cycle du combustible). C'est pourquoi il apparaît difficile d'évaluer si un concept est plus à même qu'un autre de mettre en œuvre des dispositions de conception efficaces pour compenser des caractéristiques intrinsèques moins favorables d'un point de vue sûreté. Indépendamment du concept, il est important toutefois de rappeler que, du point de vue de la neutronique, un cœur de grande puissance n'est pas de nature à améliorer la sûreté.

En tout état de cause, il est possible de faire état de quelques éléments d'appréciation pour les différents concepts.

Concernant la neutronique des réacteurs à neutrons rapides, les principaux points particuliers à retenir sont les suivants :

- l'absence d'effet d'empoisonnement neutronique (type effet xénon pour les réacteurs à eau) et une plus faible chute de réactivité au cours du cycle par rapport aux réacteurs à spectre thermique ;
- une sensibilité moins importante aux insertions d'absorbants par rapport aux réacteurs à spectre thermique du fait des sections efficaces des absorbants plus faibles ;
- une sensibilité plus importante aux modifications géométriques par rapport aux réacteurs à spectre thermique ; le risque de re-criticité en cas de dégradation du cœur est ainsi plus important ;
- un niveau de fraction de neutrons retardés relativement bas par rapport à un réacteur à spectre thermique dû au spectre et à la proportion importante de plutonium ;
- une détection de l'état du cœur par des mesures de variation de réactivité rendue difficile en cas de compensation des effets de réactivité, cette difficulté étant plus prononcée pour les réacteurs de grande taille.

De manière plus générale, la maîtrise de la réactivité pour les réacteurs à spectre rapide est un élément plus prépondérant du point de vue de la sûreté que pour les réacteurs à spectre thermique.

Parmi les concepts à spectre rapide analysés (SFR, LFR, GFR, MSFR), on peut souligner que :

- pour les SFR et les LFR, le coefficient de contre-réaction de dilatation du caloporteur potentiellement positif dans certaines zones du cœur contraint la conception ;
- les LFR et GFR présentent des problèmes d'homogénéité de la distribution de puissance et de surveillance neutronique par rapport aux SFR du fait d'une plus faible densité de puissance qui conduit à des cœurs de plus grande taille pour une puissance donnée ;

- les LFR présentent un risque d'insertion d'eau dans le cœur en cas de présence des générateurs de vapeur dans la cuve ; en outre, l'insertion des barres absorbantes dans le cœur pourrait présenter des difficultés à cause de la forte masse volumique du plomb ;
- le MSR semble avoir un comportement très stable du point de vue neutronique, même en cas d'insertions importantes de réactivité (de l'ordre plusieurs dollars en une seconde), et ne pas présenter de risques de re-criticité dans l'espace sous-critique. Toutefois, la prédiction des paramètres neutroniques est extrêmement complexe ; les résultats d'études actuels devront être confortés par des études plus approfondies.

8.4 SENSIBILITE AUX PERTES DE REFROIDISSEMENT

L'accident de Fukushima Dai-ichi a mis en exergue l'importance pour la sûreté de disposer, en situation de perte totale de refroidissement, d'une part de délais importants permettant l'intervention des opérateurs avant la survenue de situations redoutées, i.e. la perte successive des barrières, d'autre part de réserves suffisantes (fioul, air comprimé, eau, etc.) pour assurer le maintien des fonctions de sûreté de l'installation jusqu'à l'arrivée de moyens de secours externes au site, même en cas de forte dégradation des voies d'accès ou de conditions climatiques extrêmes. En complément des éléments donnés dans les chapitres 2 à 7 sur l'accomplissement des fonctions de sûreté, en particulier l'évacuation de puissance résiduelle, l'IRSN cherche ici à mettre en avant quelques caractéristiques intrinsèques aux réacteurs qui ont un impact fort sur leur sensibilité aux accidents de perte de refroidissement, en particulier sur les délais de grâce et l'autonomie des installations.

L'inertie thermique du circuit primaire et la possibilité d'établir un régime stable de convection naturelle dans le cœur et dans les circuits de refroidissement de secours jouent un rôle important dans le comportement du réacteur en cas de perte de refroidissement. Ces aspects sont abordés dans les paragraphes 8.4.1 et 8.4.2. Selon le réacteur, la dégradation de l'état de l'installation peut être due à l'absence de refroidissement des structures du réacteur. Cet aspect est abordé dans le paragraphe 8.4.3. Enfin, l'IRSN s'est intéressé aux possibilités de secours interne puis externe au site en cas d'impossibilité de restaurer les moyens préexistants dans les installations (paragraphe 8.4.4).

8.4.1 INERTIE THERMIQUE DU CIRCUIT PRIMAIRE

En première approximation, en cas d'arrêt automatique du réacteur, l'augmentation de température du caloporteur sur un temps donné dépend du rapport entre l'énergie produite par le cœur et l'inertie thermique de l'ensemble du circuit primaire (cœur, caloporteur, modérateur, structures).

Le Tableau 5 présente un ordre de grandeur des augmentations de température du caloporteur attendues respectivement au bout d'une heure et de dix heures après l'arrêt du réacteur (valeur notée T_{adia}), en cas de perte de refroidissement, pour 5 des 6 concepts examinés. Pour les SCWR, l'IRSN ne dispose pas de données pour estimer le gradient d'augmentation de la température du caloporteur mais les concepteurs du HPLWR indiquent que, en cas de dépressurisation faisant suite à la perte des pompes d'alimentation, il est nécessaire d'injecter de l'eau dans un délai de 10 minutes pour éviter la dégradation du cœur. Si en revanche l'inventaire en eau est préservé, le SCWR peut être refroidi de façon autonome en utilisant des boucles semi-passives ou des systèmes de condenseur.

Les valeurs présentées dans le Tableau 5 ont été déterminées en supposant une évolution adiabatique de la température du réacteur suivant un modèle point. Le tableau précise quel est le facteur qui contribue majoritairement à l'inertie thermique (caloporteur ou modérateur). L'IRSN a retenu une loi de décroissance de la puissance résiduelle identique pour tous les concepts (loi de type Superphénix), à l'exception du MSFR pour lequel sa propre loi de décroissance a été utilisée ; cette hypothèse peut être considérée comme valable en première approche. L'IRSN a vérifié que l'ordre de grandeur des échauffements est conservé pour des réacteurs de puissance différente (vérification pour les réacteurs de Phénix et Superphénix pour ce qui concerne le SFR et les projets BREST-300 et BREST-1200 pour ce qui concerne le concept LFR).

Tableau 5 : Evaluation des augmentations de température du caloporteur au bout d'une heure et de dix heures après l'arrêt du réacteur en supposant une évolution adiabatique de la température du réacteur suivant un modèle point

	SFR	VHTR	GFR	LFR	MSFR
Inertie thermique du circuit primaire	Elevée / due surtout à la masse de sodium : 3300t pour 3000 MWth	Elevée / due surtout à la masse importante de graphite : 800t pour 600 MWth	Très faible (8t d'hélium et 150t de cœur)	Elevée / surtout due à la masse de plomb : 26500t pour 3000 MWth (projet BREST-1200)	Très faible / masse de sel faible (70t)
ΔT_{adia} à t=1h	53 °C	30 °C	1700 °C	64 °C	1600 °C*
ΔT_{adia} à t= 10 h	308 °C	200 °C	-	375 °C	-

(*) : Cette valeur doit être relativisée car l'inertie thermique est assurée par un autre moyen que le caloporteur (voir ci-dessous).

Le rapport de la puissance résiduelle sur l'inertie thermique du cœur est plus favorable pour le VHTR que pour les autres concepts. En effet, pour réaliser le cœur du VHTR (voir le chapitre 3), il est nécessaire d'utiliser une masse importante de graphite car son pouvoir modérateur est plus faible que celui des matériaux hydrogénés. Ceci explique la forte inertie thermique du cœur. De plus, la densité de puissance du cœur est volontairement limitée afin de respecter une température maximale du combustible, compatible avec le maintien de son étanchéité en cas de perte du refroidissement. Les opérateurs disposent donc de délais d'intervention très longs.

Les échauffements calculés pour le LFR et le SFR montrent que l'on dispose d'un délai de plusieurs heures au moins avant d'atteindre les conditions de dégradation de la première ou de la deuxième barrière (températures initiales du caloporteur comprises entre 400 °C et 650 °C).

Il ne faut en revanche pas compter sur l'inertie thermique du gaz dans le GFR pour disposer d'un délai de grâce important, ce qui, de l'avis de l'IRSN, pénalise fortement cette conception, même si le combustible est théoriquement capable de supporter des températures proches de 2000 °C.

Comme indiqué ci-dessus, le cas du MSR est très particulier : la très faible inertie thermique du sel d'une part (ΔT_{adia} de 1600 °C à 1h), les températures de fonctionnement (700 °C environ) d'autre part, ne permettent pas le maintien du sel dans le circuit combustible (voir chapitre 6). Ainsi, dans le MSFR, la vidange rapide du sel combustible est indispensable à la maîtrise de l'évacuation de la puissance résiduelle. De façon cohérente avec les

autres concepts pour lesquels l'arrêt automatique du réacteur a été considéré dans les calculs, il conviendrait d'évaluer l'inertie thermique du MSFR alors que le sel combustible a été vidangé dans l'espace sous-critique ; c'est alors l'inertie thermique de l'ensemble constitué du sel combustible localisé dans l'espace sous-critique et de l'eau de la piscine dans laquelle est plongée cet espace qui doit alors être considérée. C'est en effet la piscine qui apporte de l'inertie thermique au système. L'IRSN ne dispose cependant pas de données chiffrées.

En termes d'inertie thermique, le VHTR présente un avantage important par rapport aux autres réacteurs. Les réacteurs utilisant du métal liquide comme caloporteur présentent également des propriétés favorables et sont donc moins sensibles que les réacteurs à gaz ou à eau aux pertes de refroidissement, du moins à court terme. On rappelle toutefois qu'une perte durable des moyens de refroidissement entraînerait l'endommagement des structures. Pour le concept MSFR, l'inertie thermique n'est pas due aux propriétés du caloporteur mais à la piscine dans laquelle est plongé l'espace sous-critique. Les délais peuvent être potentiellement assez importants. Les concepts GFR et SCWR ne peuvent en revanche pas valoriser l'inertie thermique du circuit primaire dans la gestion des situations de perte de refroidissement.

8.4.2 POSSIBILITE D'EVACUATION DE LA PUISSANCE RESIDUELLE PAR CONVECTION NATURELLE

La convection naturelle dans le cœur et dans le circuit primaire est un moyen passif d'évacuation de la puissance résiduelle. Elle permet d'assurer la circulation du fluide caloporteur indispensable, pour la majorité des concepts, au refroidissement du cœur. Quelques actions nécessitant de faibles sources d'énergie, voire des actions manuelles, peuvent parfois être nécessaires pour amorcer la convection naturelle.

La possibilité d'établissement d'une circulation en convection naturelle dans le cœur dépend des caractéristiques physiques du fluide caloporteur, de la perte de charge dans le cœur et des dispositions de conception telles que les altitudes relatives du sommet du cœur et des dispositifs d'extraction de puissance.

Il apparaît qu'un refroidissement du cœur et du circuit primaire par convection naturelle peut être envisagé pour les réacteurs SFR et LFR, sous réserve d'une conception adéquate. Les performances d'un tel mode de fonctionnement resteront cependant à vérifier expérimentalement dans le réacteur, la convection naturelle devant être établie à la fois dans le circuit primaire et dans les circuits d'évacuation de la puissance résiduelle.

Pour le GFR, l'évacuation de la puissance résiduelle nécessite d'assurer un régime de convection forcée au niveau du cœur. Le débit de gaz dans le cœur doit être adapté à la pression régnant dans le circuit primaire. Après un certain délai, il est prévu de pouvoir évacuer la puissance résiduelle par convection naturelle sous réserve que le risque de bipasse du cœur puisse être éliminé (voir le chapitre 4).

Dans le cas du SCWR, le refroidissement peut être opéré par convection naturelle à l'aide des systèmes de condensation (« isolation condenser »).

Le MSR et le VHTR constituent là encore des concepts singuliers par rapport aux autres systèmes étudiés par le GIF dans la mesure où il n'est pas nécessaire de faire circuler le fluide caloporteur pour assurer le refroidissement du combustible, voire contre-indiqué⁴¹.

⁴¹ Dans le VHTR, la convection naturelle crée des points chauds en partie haute du circuit primaire.

Pour le VHTR, le respect du critère de température maximale des particules (1600°C) est normalement vérifié sans circulation de fluide caloporteur dans le cœur, la puissance résiduelle étant évacuée du circuit primaire essentiellement par conduction et rayonnement, la cuve du réacteur et le puits de cuve étant eux-mêmes refroidis par des systèmes actifs ou passifs.

Pour le MSR, le sel combustible est vidangé en situation accidentelle. Compte tenu de la très faible inertie thermique du sel combustible, il ne paraît pas envisageable d'évacuer la totalité de la puissance résiduelle en convection naturelle alors que le sel est toujours présent dans le circuit combustible. La convection naturelle contribuera cependant à limiter la vitesse d'échauffement du sel et donc à accroître le délai disponible pour vidanger le sel. Une fois le sel vidangé dans l'espace sous-critique, dans le cas du MSFR, la piscine qui assure le refroidissement du sel combustible vidangé est refroidie par convection naturelle (voir chapitre 6).

Au final, pour ces deux concepts, la puissance résiduelle peut donc bien normalement être évacuée par convection naturelle, même si il n'y a pas de circulation du caloporteur.

Des éléments qui précèdent, il ressort que tous les réacteurs examinés peuvent bénéficier d'un refroidissement par convection naturelle, que la convection naturelle soit établie dans le circuit primaire (cas du SFR, du LFR et du SCWR) ou dans les systèmes utilisés pour refroidir le circuit primaire par l'extérieur (cas du VHTR et du MSR). Toutefois, dans le cas du GFR, un régime de convection forcée est nécessaire pour refroidir le cœur en début d'accident.

8.4.3 REFROIDISSEMENT DES STRUCTURES

En cas de perte des sources froides ou des alimentations électriques, le délai de grâce disponible avant qu'il ne soit nécessaire d'engager un refroidissement peut être imposé non pas par la température du combustible ou des gaines, mais par la montée en température des structures ; c'est le cas notamment pour le SFR et le LFR. On notera que ces concepts fonctionnent tous à des températures plus élevées que celles des réacteurs actuels et que le seuil de fluage des matériaux métalliques peut être dépassé, parfois rapidement, si les systèmes de refroidissement ne fonctionnent pas.

Pour le VHTR, le refroidissement des structures est assuré par des circuits situés à l'extérieur de la cuve du réacteur (à l'exception éventuelle du système de refroidissement des mécanismes des barres de commande). C'est également le cas du MSFR (systèmes extérieurs à l'espace sous-critique). Cette option permet de simplifier la conception, la surveillance et la maintenance des circuits de refroidissement.

Des systèmes de refroidissement de la cuve par l'extérieur sont aussi possibles pour le SFR et existaient sur Phénix et Superphénix (voir au paragraphe 2.3.2). Ils sont aussi envisageables pour le LFR.

8.4.4 AUTONOMIE DE SITE ET POSSIBILITE DE SECOURS EXTERNE

D'autres aspects que l'inertie thermique et la possibilité de convection naturelle interviennent dans la sensibilité des concepts aux pertes totales de sources électriques et de sources froides, en particulier la possibilité de d'utiliser des sources froides diversifiées (eau et air) et des moyens mobiles de secours (pompes, groupes électrogènes...). Il faut également disposer, sur site, de ressources suffisantes (réserves en eau, gaz, fuel...) pour assurer les fonctions de sûreté jusqu'à l'arrivée de secours externes, rendue potentiellement difficile en cas de forte dégradation des voies d'accès au site ou de conditions climatiques extrêmes.

Se pose en particulier la question des moyens d'injection de fluide de refroidissement en cas de perte du caloporteur pour plusieurs concepts comme le GFR, le SFR ou encore le LFR. A cet égard, le GIF souligne, dans la référence 2, l'impossibilité d'injecter de l'eau dans ces réacteurs pour assurer le refroidissement du cœur. L'expérience a montré que, en situation fortement dégradée, cette possibilité est intéressante.

8.4.5 CONCLUSION

C'est le concept VHTR qui apparaît le moins sensible aux pertes totales de refroidissement.

Le SFR et le LFR possèdent également une inertie thermique importante et une capacité d'évacuation de la puissance résiduelle par des systèmes passifs ou semi-passifs (faibles sources d'énergie nécessaires) qui devraient procurer des délais de grâce importants. Toutefois, si ces systèmes sont indisponibles ou inefficaces, il y a un risque de ruine des structures. On notera que des efforts de conception sont faits pour pouvoir considérer ces situations comme « pratiquement éliminées ».

Le MSFR possède également au final une bonne inertie thermique sous réserve de la vidange du sel combustible dans l'espace sous-critique.

Le GFR ne présente pas d'inertie thermique et des moyens actifs de secours doivent prendre le relai des moyens normaux pendant un certain temps qui reste à définir. L'efficacité des moyens de refroidissement et leur fonctionnement autonome dépendent également de nombreuses conditions techniques (manœuvres de vannes d'isolement, maintien de la pression, etc.). L'IRSN estime que le délai de grâce est très réduit pour ce réacteur.

8.5 FONCTION DE CONFINEMENT

Comme indiqué au paragraphe 8.2.1, l'IRSN estime qu'une amélioration des dispositions de confinement des matières radioactives doit être recherchée pour les réacteurs de génération IV par rapport aux réacteurs de génération III et cela pour les différentes formes de rejet envisageables (rejets atmosphériques, rejets liquides).

Cette amélioration repose, en partie, sur la définition des contours des barrières et les exigences associées, notamment en termes de taux de fuite :

- la première barrière est constituée par la gaine des éléments combustible pour les SFR, GFR, LFR et SCWR, par le revêtement des particules pour les VHTR et par différentes structures pour le MSR (enveloppe combustible pour le MSFR). Il convient de noter que la robustesse de la première barrière est un élément-clé de la démonstration de sûreté du VHTR ;
- la deuxième barrière comprend différentes structures et composants dont la cuve du réacteur mais aussi des circuits susceptibles de véhiculer des fluides potentiellement radioactifs autres que le caloporteur. Pour le SFR et le LFR, on notera que les circuits assurant la régulation du gaz de couverture présent au-dessus du niveau libre du fluide caloporteur font partie de la deuxième barrière et sont une voie potentielle de rejets directe, éventuellement différée, à l'atmosphère ;
- peu d'informations sont disponibles sur les contours de la dernière barrière de confinement pour les différents systèmes étudiés.

Les risques de bipasse du confinement par le système de régulation du ciel de pile concernent les réacteurs SFR et LFR et devront être pris en compte à la conception des réacteurs de génération IV. L'IRSN estime que, pour ces réacteurs, une amélioration de l'étanchéité de la deuxième barrière devrait être par ailleurs recherchée.

La deuxième barrière des réacteurs utilisant de l'hélium comme caloporteur (VHTR et GFR) présente un taux de fuite important en fonctionnement nominal. Ceci génère des rejets diffus non maîtrisés en fonctionnement normal, notamment du fait de la présence de poussières de graphite dans le VHTR, ce qui ne paraît pas acceptable pour un réacteur de quatrième génération.

Parmi les systèmes sélectionnés par le GIF, certains utilisent ou génèrent, au cours de leur exploitation, des produits répertoriés comme substances dangereuses. Des dispositions doivent alors être envisagées à la conception puis en exploitation pour limiter les rejets de ces matières en fonctionnement normal et en fonctionnement accidentel, en cohérence avec les dispositions prises pour le confinement des produits radioactifs (voir l'arrêté cité en référence 19). Trois concepts sont essentiellement concernés par cette problématique : le SFR, le LFR ainsi que le MSR.

Les modes de perte de la fonction confinement en cas d'accident grave sont présentés dans le paragraphe 8.8.2.

8.6 SURETE EN EXPLOITATION

Les caractéristiques intrinsèques des réacteurs ont un impact sur la capacité à les exploiter de façon sûre. Dans ce paragraphe, l'IRSN a choisi de s'intéresser :

- aux possibilités de suivi en temps réel de l'état des installations (paragraphe 8.6.1) ;
- aux contraintes d'exploitation induites par les caractéristiques intrinsèques aux concepts (paragraphe 8.6.2) ;
- au pilotage des installations (paragraphe 8.6.3) ;
- à l'architecture des systèmes de sûreté (paragraphe 8.6.4).

L'inspection en service des composants et des structures du réacteur pendant son exploitation est abordée au chapitre 8.7.

8.6.1 SUIVI EN TEMPS REEL DE L'ETAT DES INSTALLATIONS

Les opérateurs doivent être en mesure de suivre précisément l'état de l'installation, de détecter rapidement toute évolution anormale et de poser rapidement un diagnostic en cas d'incident ou d'accident. Ceci passe par une instrumentation adaptée aux phénomènes physiques susceptibles de se produire, délivrant des mesures facilement interprétables (mesure si possible directe des phénomènes, sensibilité de la mesure adaptée aux besoins, faibles incertitudes associées, temps de réponse rapide...). La complexité des phénomènes en jeu et les caractéristiques des réacteurs (nature du caloporteur, taille du cœur...) peuvent rendre difficile à cet égard la mise en œuvre d'une instrumentation dont la réponse est facilement interprétable par les opérateurs.

La caractérisation « en temps réel » de l'état du réacteur comprend notamment les mesures de puissance globale et locale, les paramètres caractéristiques de l'état du combustible, du caloporteur (température d'entrée et de sortie du cœur...) et des barrières, en particulier de la première barrière.

Surveillance de l'état du cœur

De façon générale, comme indiqué au paragraphe 8.3, l'IRSN considère que les cœurs à spectre rapide de grande taille ne favorisent pas une répartition de puissance homogène et complexifient la surveillance des paramètres neutroniques. Les cœurs hétérogènes rendent encore plus difficile cette surveillance. Dans les deux cas, l'enjeu principal en termes de sûreté est la détection et la maîtrise des points chauds. Le Projet RNR-Na ne partage pas cet avis ; il précise que le retour d'expérience d'exploitation des SFR français n'a pas mis en évidence de difficulté particulière associée à l'effet de taille.

L'évaluation de la puissance des assemblages est réalisée, pour le SFR, sur la base des mesures de température mais pourrait s'appuyer également sur des mesures neutroniques ou des mesures de débit. A cet égard, les SFR devraient pouvoir bénéficier de nouvelles techniques en cours de développement (chambres neutroniques en cuve, mesures de débit par ultrasons en sodium). La mise en œuvre de dispositifs équivalents dans le LFR peut par contre poser des difficultés compte tenu de la masse volumique du plomb et de son action corrosive.

Pour le concept de VHTR avec cœurs à boulets, la répartition du combustible dans le cœur est aléatoire, ce qui pose problème en termes de surveillance. De plus, les débits locaux d'hélium dans le cœur ne sont pas calculables avec précision, du fait des bypass dans les structures environnantes (voir le chapitre 3).

Pour le MSR également, l'homogénéité des températures dans le cœur est un sujet de préoccupation avec des variations locales de la concentration en matière fissile non accessibles par la mesure. Les problèmes de dissymétrie hydraulique peuvent générer des points chauds, susceptibles d'endommager les structures.

De manière générale, le couplage entre différents phénomènes (neutroniques, thermohydrauliques, mécaniques, etc.) rend plus difficile l'identification de l'origine de phénomènes anormaux. C'est tout particulièrement le cas des concepts MSR et SCWR.

Surveillance de la première barrière

Pour les SFR, les dispositifs de surveillance de la première barrière déjà mis en œuvre sur les réacteurs français permettent de détecter rapidement une dégradation du refroidissement ou de l'étanchéité des gaines (détection des neutrons différés émis dans le sodium - DND) et assurent ainsi une protection efficace du cœur et le maintien d'un faible niveau de contamination du sodium. A priori, une approche identique à celle du SFR pourrait s'appliquer au GFR (utilisation de systèmes optiques pour le suivi des températures en sortie d'assemblage) et au LFR. Toutefois, il convient de s'assurer, pour le GFR, que l'hélium, du fait de sa faible densité, peut capturer et transporter les émetteurs de neutrons différés aussi efficacement que le sodium.

La complexité du cœur du SCWR n'apparaît pas favorable à un suivi des températures des gaines des éléments combustibles. Le suivi de l'état de l'installation, de la première barrière en particulier, ne semble pas, à première vue, aisé.

Quant au VHTR, la difficulté est plus liée au contrôle de la qualité des particules avant introduction dans le cœur qu'à la surveillance en fonctionnement.

8.6.2 CONTRAINTES D'EXPLOITATION

Les risques spécifiques à chaque concept ont été présentés dans les chapitres 2 à 7. La maîtrise de ces risques implique des contraintes d'exploitation plus ou moins fortes, certaines conduisant à faire reposer la sûreté de

l'installation en grande partie sur les procédures d'exploitation. C'est notamment le cas du LFR : le risque de corrosion des structures nécessite de maintenir la concentration en oxygène dissous dans une plage très étroite afin, d'une part d'éviter la précipitation d'oxydes de plomb pouvant conduire à la formation d'amas susceptibles de boucher les assemblages, d'autre part d'assurer la protection des structures dans l'ensemble du circuit primaire. La quantité d'oxyde de plomb produite et l'épaisseur de la couche d'oxyde de fer dépendant de la température, la maîtrise de l'évolution des teneurs locales en oxygène apparaît très délicate, du fait notamment que la température dans le circuit primaire n'est pas homogène. Comme indiqué au chapitre 5, elle apparaît même impossible dans une installation de grandes dimensions.

De même que pour le LFR, la nature corrosive du caloporteur utilisé dans les réacteurs MSR et SCWR engendre des contraintes particulières d'exploitation, ne serait-ce que des fréquences de contrôles des structures et des composants ou de remplacement plus élevées. Les procédures d'exploitation à mettre en œuvre pour limiter l'inventaire du fluide primaire en produits de corrosion devront être d'autant plus rigoureuses.

Pour certains concepts, la température élevée de gel du caloporteur impose également des contraintes fortes sur les températures de fonctionnement :

- dans le MSR, la température de cristallisation du sel est de 560°C ; le risque d'endommagement des structures et des composants conduit à limiter la température à une valeur maximale de 700°C (sous réserve de disposer de matériaux qualifiés à ces températures). La gamme de fonctionnement en température est donc relativement restreinte ;
- dans le LFR, la température élevée de gel du plomb (327°C) pose problème, notamment dans les phases d'arrêt du réacteur, pour les opérations de chargement et de déchargement du combustible.

Les contraintes d'exploitation associées à la maîtrise du risque de gel du caloporteur dans le SFR sont moindres, la température de gel du sodium étant bien moins élevée (98°C) et les opérations de manutention du combustible ne nécessitant pas l'ouverture de la cuve.

Les principales contraintes d'exploitation du SFR sont liées aux risques de réactions sodium-eau, sodium-air et sodium-combustible (si le combustible est sous forme d'oxyde). Ces risques sont pris en compte à la conception ; les contraintes d'exploitation sont essentiellement liées à la nécessité de surveiller les nombreux circuits des fluides principaux et auxiliaires (sodium, argon, azote, etc.). A cet égard, il apparaît nécessaire, d'une part de fiabiliser, au vu du retour d'expérience, la détection de fuite pour éviter un nombre trop important de détections intempestives, d'autre part de mettre en place des systèmes capables de détecter à un stade précoce tout type de fuite, y compris les petites fuites pouvant se produire sous le calorifuge.

Enfin, la nature du caloporteur est susceptible d'engendrer des contraintes particulières en termes de confinement des produits et des modalités d'intervention en local. La toxicité chimique des produits utilisés dans les six concepts examinés est abordée au paragraphe 8.9.

8.6.3 PILOTAGE DE L'INSTALLATION

Le pilotage de l'installation est rendu plus aisé lorsque les variations de puissance peuvent être reliées simplement à la variation d'un paramètre prépondérant et directement mesurable (température d'entrée du cœur, réactivité, etc.). C'est le cas en général pour les réacteurs pilotés par la variation de la cote d'insertion des barres

absorbantes et de la température d'entrée du caloporteur (action sur les pompes secondaires ou le débit de vapeur pour le suivi de réseau) tels que les réacteurs SCWR, GFR, SFR et LFR. De plus, si on compare ces concepts au PWR, l'absence d'absorbant neutronique dans le caloporteur simplifie le pilotage et supprime certains risques associés à l'utilisation de poisons neutroniques sous forme liquide (corrosion, risque de dilution, etc.). Par ailleurs, les réacteurs à spectre rapide bénéficient de l'absence d'effet xénon. Pour les quatre réacteurs précités, l'IRSN estime que le pilotage devrait être relativement aisé. Ce jugement est étayé par le retour d'expérience positif des SFR français en termes de pilotage du cœur. Il devra toutefois être confirmé pour le SCWR du fait de la complexité du cœur.

Le VHTR permet un pilotage a priori plus simple que les réacteurs précités du fait de son caractère « pardonnant » lié notamment à l'inertie thermique et à la bonne stabilité neutronique du cœur. L'action sur le débit du caloporteur suffit à piloter le réacteur sur toute la plage de puissance autorisée (l'arrêt du réacteur peut être initié en stoppant les soufflantes). Il est toutefois nécessaire de gérer l'effet xénon.

Enfin, le pilotage du MSR, alors qu'il est en fonctionnement, apparaît théoriquement aisé, le réacteur se stabilisant automatiquement au niveau de puissance appelée. Le démarrage des premiers cœurs pourrait cependant s'avérer complexe et présente des risques (approche de la criticité, évacuation de la puissance délivrée par le sel combustible pendant la phase de remplissage).

8.6.4 ARCHITECTURE DES SYSTEMES DE SURETE

Un objectif de simplification des systèmes de sûreté est poursuivi pour plusieurs concepts de génération IV. C'est le cas notamment du MSR (vidange automatique du sel, pas de barres absorbantes) et surtout du VHTR qui dispose essentiellement d'un système de sûreté de refroidissement externe à la cuve du réacteur (pas de système de refroidissement connecté au circuit primaire, pas de secours des soufflantes).

La nécessité d'assurer une fiabilité élevée des systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle dans le SFR et le LFR, compte tenu du risque de ruine des structures, peut rendre complexe l'architecture des systèmes de sûreté. Le Projet RNR-Na a indiqué que les systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle des SFR sont conçus avec un souci de simplicité. Le risque de réaction sodium-eau présent dans le SFR nécessite de plus la mise en œuvre d'un circuit intermédiaire d'évacuation de la puissance en fonctionnement normal qui complexifie encore l'architecture globale.

Le GFR, dans son dernier état de développement, présente quant à lui des systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle particulièrement complexes.

Le SCWR pourrait utiliser des systèmes de sûreté proches de ceux des BWR, reposant notamment sur des turbopompes et des systèmes passifs de condensation de la vapeur ; ses caractéristiques intrinsèques n'apportent a priori pas d'éléments favorables du point de vue de l'architecture des systèmes de sûreté.

Concernant les systèmes d'arrêt, les concepts de quatrième génération reprennent les principes actuels en ajoutant des systèmes passifs, activés par la température (SFR, VHTR) ou les variations de débit primaire (LFR). Seul le concept MSFR ne possède pas de système d'arrêt constitué d'absorbants neutroniques.

8.7 INSPECTION EN SERVICE

L'IRSN estime que la possibilité d'inspection en service des structures et des composants est une exigence de sûreté importante dont le respect constitue un prérequis pour les réacteurs dont la construction est envisagée à l'horizon 2050. Cette exigence est d'autant plus importante que le caloporteur utilisé dans certains réacteurs est particulièrement corrosif (cas du LFR, du MSR et du SCWR) et que les conditions de fonctionnement en température sont particulièrement sollicitantes pour les structures et les composants mécaniques du fait des objectifs visés en termes de rendement des installations (températures proches des températures de fluage des matériaux, écarts très importants de température sur le cycle de conversion).

L'inspection en service est difficile à réaliser dans le cas de réacteurs pour lesquels la vidange de fluide primaire n'est pas prévue, sauf en cas de situations exceptionnelles, et pour lesquels les fluides sont « optiquement opaques » ; c'est le cas du sodium dans les SFR et plus encore du plomb dans les LFR pour lesquels les techniques d'inspection seront essentiellement basées sur des mesures ultrasoniques. Dans ces réacteurs, il est pourtant essentiel de pouvoir inspecter les structures de supportage du cœur ainsi que la deuxième barrière qui est relativement complexe. A cet égard, le Projet RNR-Na a souligné que la cuve de sécurité peut être inspectée sans difficulté et que les parties sous sodium de la cuve principale ne sont pas complexes et inspectables en tout point de l'extérieur. Pour l'IRSN, la difficulté concerne notamment l'inspection du supportage du cœur et de la fermeture supérieure de la cuve, côté primaire.

Le LFR présente, en plus des difficultés identifiées pour le SFR, les inconvénients majeurs liés à l'activation du plomb, à sa forte densité (proche de l'acier de la cuve) et à la présence d'une couche d'oxydes sur les parois métalliques qui dégrade le mouillage des parois par le fluide, ce qui atténue la qualité de transmission des ultrasons. De plus, le plomb doit être maintenu à une température supérieure à 327°C pour prévenir le risque de gel.

L'inspection en service pour le SCWR, le VHTR et le GFR (hélium transparent) ne devrait pas poser de problème particulier, sous réserve de la prise en compte de la nécessité d'inspection au stade de la conception.

Le concept du MSR n'est pas suffisamment défini pour se positionner sur la possibilité d'inspection en service. Pour le MSFR, la vidange du sel combustible dans les états d'arrêt doit permettre d'inspecter le circuit combustible. L'espace sous-critique peut, quant à lui, être inspecté lorsque le sel est entreposé dans l'espace de stockage. Les moyens d'introduction des dispositifs de contrôle restent toutefois à définir. Les techniques de mesures devront de plus tenir compte des films ou résidus de sel qui pourraient subsister à la surface des équipements après vidange. Il est prévu, lors d'arrêts de longue durée, de pouvoir retirer et rincer les échangeurs entre le circuit combustible et le circuit intermédiaire. L'inspection en service des structures et composants du MSR apparaît donc complexe et pourrait constituer un point dur de ce concept.

En conclusion, il apparaît que l'inspection en service constitue un point faible du LFR, potentiellement du MSR et, dans une moindre mesure, du SFR. Il convient de noter qu'il est également important de pouvoir réparer les structures et composants défectueux au cours de la vie de l'installation ; cette exigence doit également être prise en compte à la conception.

8.8 COMPORTEMENT EN ACCIDENT GRAVE ET VOIES DE REJETS

8.8.1 PREAMBULE

La notion d'accident grave habituellement considérée pour les PWR n'est pas applicable aux réacteurs examinés dans le cadre du présent rapport. Il a donc été jugé utile de revoir, en premier lieu, la définition du terme « accident grave » afin de disposer d'une définition utilisable pour tous les réacteurs étudiés (paragraphe 8.8.1.1). Une fois ce terme défini, s'est ensuite posée la question de l'approche à mettre en œuvre pour tenter de mettre en perspective le comportement en accident grave de ces réacteurs (paragraphe 8.8.1.2).

8.8.1.1 Définition d'un accident grave utilisable pour tout type de réacteur

La publication IRSN en référence 15 propose, pour le terme « accident grave », la définition suivante : « *On appelle accident grave ou accident de fusion du cœur d'un réacteur nucléaire à eau sous pression un accident au cours duquel le combustible du réacteur est significativement dégradé avec fusion plus ou moins étendue du cœur du réacteur* ».

Depuis l'accident de Fukushima, il est admis qu'il ne faut pas limiter la possibilité d'un accident grave au cœur des réacteurs, mais qu'il faut l'étendre à l'entreposage du combustible usé en piscine. Une fois étendue à l'entreposage du combustible usé, cette définition est bien adaptée aux réacteurs à eau légère, mais pose problème si on cherche à l'appliquer à d'autres concepts de réacteurs tels que :

- les VHTR : selon les études actuelles, la fusion du combustible est jugée très improbable, voire impossible, compte tenu du dimensionnement des particules TRISO (voir au chapitre 3) ;
- les MSR pour lesquels l'état normal du cœur est un état liquide ; la notion de dégradation du combustible est donc difficile à définir ; la notion d'accident grave doit alors être élargie.

Il convient également de noter que, pour des réacteurs de type SFR ou LFR, la ruine des structures (cuve, supportage du cœur...) peut, dans certaines situations, notamment de perte durable du refroidissement, intervenir avant la fusion du cœur (endommagement des structures par fluage compte tenu des températures atteintes). L'accident grave est alors défini comme un accident avec fusion du cœur ou avec ruine des structures, les concepteurs proposant d'« éliminer pratiquement » cette dernière situation.

L'AIEA et la NRC ont proposé une définition plus large que celle couramment employée pour les LWR. En voici les énoncés, en anglais, pour éviter de possibles litiges de traduction.

Définition de l'AIEA (référence 16) : « *A beyond design basis accident comprises accident conditions more severe than a design basis accident, and may or may not involve core degradation. Accident conditions more severe than a design basis accident and involving significant core degradation are termed severe accidents* ».

NRC Severe Accident Definition (référence 17) :

1. « *Beyond design basis accident: this term is used as a technical way to discuss accident sequences that are possible but were not fully considered in the design process because they were judged to be too unlikely.*
2. *Severe accident: a type of accident that may challenge safety systems at a level much higher than expected.* »

Ces deux définitions, plus générales, sont transposables aux cas des VHTR et des MSR. Toutefois, pour les réacteurs d'une prochaine génération, il est admis que les accidents avec dégradation du « combustible » doivent être pris en compte à la conception et ne doivent donc pas être considérés comme relevant du domaine hors-dimensionnement (« beyond design »).

Une autre définition apparaît indirectement dans l'échelle INES de classement des incidents et accidents nucléaires. Un accident grave correspond aux niveaux 6 et 7 de cette échelle. L'accident de TMI2 avec fusion partielle du cœur, classé au niveau 5, n'est donc pas un accident grave au sens de cette échelle.

Pour les réacteurs VHTR, la conception permet a priori, en l'état actuel des études, de considérer le risque de fusion du combustible comme relevant du risque résiduel ; néanmoins, des produits de fission pourraient être relâchés dans la cuve en quantités importantes, suite à l'atteinte au moins localement de températures élevées pendant de longues durées (quelques heures à 1800°C au lieu de 1600°C). L'accident grave pourrait donc correspondre à un certain seuil de défaillance de « l'enrobage » des particules constituant le combustible.

Les réacteurs MSR sont plus difficiles à positionner, notamment parce que le combustible, pour certains modèles, est sous forme liquide en fonctionnement normal. Toutefois, par analogie avec le VHTR, un accident grave pourrait correspondre à une situation de perte de l'intégrité de la première barrière.

En tenant compte de ces considérations et pour les besoins du présent rapport, l'IRSN a retenu la définition suivante : **un accident grave dans un réacteur nucléaire est un accident au cours duquel la fonction de confinement des éléments radioactifs issus du combustible nucléaire est significativement dégradée, que le combustible soit dans le réacteur, en cours de manutention ou dans une zone d'entreposage.**

Cette définition ne couvre pas les accidents chimiques de grande ampleur qui pourraient se produire dans certains réacteurs. Néanmoins, un accident grave nucléaire peut avoir des composantes radiologiques et chimiques. Cette définition vaut pour le présent rapport ; elle n'a pas vocation à être utilisée comme une définition de référence.

Il peut être noté que :

- cette définition ne fait volontairement pas référence à l'état du cœur : les MSR utilisant du sel combustible ne requièrent pas la création d'une définition spécifique ;
- un accident grave ne s'accompagne pas nécessairement d'une importante dégradation du cœur, le critère distinctif étant les rejets potentiels. Un réacteur VHTR présente toujours un certain niveau de contamination radiologique du circuit primaire même en fonctionnement normal, une fuite primaire peut être à l'origine de rejets importants si elle s'accompagne de phénomènes énergétiques susceptibles d'affecter les autres barrières de confinement ;
- cette définition couvre les situations de ruine des structures constituant la seconde barrière qui peut intervenir avant une fusion généralisée du cœur pour certains réacteurs comme le SFR ou le LFR.

La notion de « significativement dégradé » devra être définie pour chaque réacteur, une fois les études plus abouties jusqu'à l'identification de critères précis. Par exemple sur EPR, l'entrée en accident grave est définie par une température de sortie de cœur supérieure à 650°C ou une mesure du débit de dose dans l'enceinte élevée.

Le Projet RNR-Na estime que la définition d'un accident grave devrait « *intégrer la notion de changement radical dans les phénomènes physiques mis en jeu en cas d'accident grave, par rapport à ceux apparaissant dans le cadre*

des autres accidents pris en compte dans la conception. » L'IRSN convient que ce changement radical existe pour certains réacteurs (PWR par exemple) mais ne peut être généralisable à l'ensemble des réacteurs.

8.8.1.2 Démarche retenue par l'IRSN pour se positionner sur le risque d'accident grave sur les systèmes étudiés

Au stade actuel de développement des différents systèmes, il n'est pas envisageable de comparer des scénarios déterministes complets initié par un événement particulier et se poursuivant, suite à la défaillance des systèmes de sauvegarde ou à des erreurs humaines, jusqu'à un « accident grave » : cela n'est possible que pour des concepts suffisamment aboutis (ce qui n'est pas le cas de la majorité des réacteurs étudiés par le GIF, hormis pour les réacteurs VHTR et SFR) et pour lesquels les procédures de conduite ainsi que l'instrumentation associée sont au moins partiellement définies. Les nombreuses études conduites sur les SFR et VHTR font que les risques accidentels qui leur sont associés sont mieux connus que ceux associés aux autres concepts. Cet état de fait est propice à des erreurs de perspective et peut entraîner des confusions.

Le seul point de vue qui paraît raisonnable pour se positionner sur le risque d'accident grave est, à ce stade, sans véritablement chercher à identifier les scénarios accidentels précis qui pourraient conduire à ces situations :

- d'envisager des « configurations accidentelles » possibles, très générales, susceptibles de conduire au rejet d'éléments radioactifs et éventuellement toxiques ;
- d'essayer d'évaluer les risques associés à ces configurations en fonction des avis d'experts disponibles et de quelques principes très généraux.

Il convient de noter que les configurations pouvant entraîner des rejets importants devront faire l'objet de mesures de prévention ou de limitation des conséquences, qui, au moins en théorie, existent pratiquement toujours (mais peuvent être très coûteuses). Ces dispositions ne sont en général pas définies pour les concepts de réacteur non finalisés.

Dans un premier temps, l'IRSN a cherché à identifier les différents modes plausibles de perte de la fonction de confinement en réutilisant la classification utilisée pour les réacteurs à eau légère (modes α , β , γ etc.) issue de l'étude Rasmussen. Les voies de rejet possibles sont ainsi présentées dans le paragraphe 8.8.2.

L'IRSN présente ensuite une synthèse des configurations d'accident grave envisageables pour les différents réacteurs, sur la base des éléments déjà décrits dans les chapitres 2 à 7 du présent rapport (paragraphe 8.8.3).

8.8.2 VOIES DE REJET

Ce chapitre traite principalement des voies de rejet possibles de matières radiologiques pour un réacteur en fonctionnement. Il est bien entendu que les situations accidentelles liées aux états à l'arrêt, aux opérations de transfert et de manutention du combustible ainsi qu'à son entreposage sur le site avant le chargement du cœur ou après son déchargement devront également être prises en compte dans le cadre du développement d'une nouvelle filière de réacteur. Ces situations ne sont pas abordées dans ce chapitre, faute d'informations.

Le projet européen ASAMPSA2 (référence 18) avait identifié les voies de rejets possibles pour quatre réacteurs (VHTR, SFR, LFR, GFR) en transposant à ces réacteurs les modes de perte de la fonction de confinement

correspondants aux modes α , β , γ , δ et ε définis dans le rapport WASH-1400 pour les réacteurs à eau légère. Cette démarche est reconduite ici. La définition des modes α , β , γ , δ , ε est rappelée ci-après :

- le mode α correspond à une explosion de vapeur dans la cuve ou le puits de cuve, provoquant la défaillance à court terme de l'enceinte de confinement ;
- le mode β correspond à des bipses de l'enceinte de confinement :
 - soit au niveau de systèmes d'interface entre l'intérieur et l'extérieur de l'enceinte de confinement, comme les générateurs de vapeur,
 - soit à travers les pénétrations de l'enceinte ;
- le mode γ correspond à des phénomènes de combustion dans l'enceinte de confinement susceptibles de conduire à sa perte précoce (typiquement, explosion hydrogène sur les réacteurs à eau légère) ;
- le mode δ correspond à une perte du confinement consécutive à une montée lente en pression de l'enceinte de confinement ;
- le mode ε correspond à une perte du confinement par percée du radier suite à l'étalement du corium hors de la cuve du réacteur.

Le tableau 6 reproduit les propositions faites par le projet ASAMPSA2 avec quelques modifications et les complète pour les deux concepts qui n'avaient pas été examinés.

Les accidents de réactivité sur les réacteurs à spectre rapide ont été associés au mode α .

Le mode β correspond en premier lieu aux ruptures au niveau des échangeurs de chaleur (concepts à cycles de conversion d'énergie indirects) ou des tuyauteries vapeur (concepts à cycle de conversion d'énergie direct), avec échec de l'isolement enceinte. Pour les réacteurs comportant un circuit intermédiaire, les risques dépendent de la position de l'échangeur secondaire (dans l'enceinte de confinement ou hors de l'enceinte de confinement).

L'interaction corium-béton n'entraîne pas nécessairement le percement du radier (mode ε) mais générera des gaz combustibles, au moins de l'hydrogène par oxydation du ferrailage par la vapeur d'eau produite par la décomposition du béton sous l'action de la température. L'inflammation ou la détonation de ces gaz est ensuite susceptible d'endommager le confinement (modes γ et δ).

Le projet SCWR de référence (projet HPLWR) est difficile à faire entrer dans ce schéma à cause de l'existence d'une quatrième barrière de confinement dont les exigences en termes d'étanchéité ne sont pas documentées. Le tableau a été construit en supposant que la perte de la troisième barrière (l'enceinte cylindrique en béton précontraint) entraînerait des rejets dans l'environnement.

Il convient de noter que l'étude systématique des voies de rejets dans un réacteur peut être menée dès la phase de conception et ainsi permettre d'obtenir une conception robuste à tous les niveaux de la défense en profondeur ; autrement dit, les dispositions pour la limitation des conséquences des accidents les plus graves seront d'autant plus efficaces qu'elles auront été définies au début de la conception et non ajoutées en fin de conception.

Tableau 6 : Classification des modes de perte du confinement pour les différents concepts

	SFR	GFR	LFR	VHTR	MSR	SCWR
Mode α (explosion)	<ul style="list-style-type: none"> - Dégagement d'énergie mécanique lors d'un accident d'insertion de réactivité - Interaction Na-combustible 	Dégagement d'énergie mécanique lors d'un accident d'insertion de réactivité	<ul style="list-style-type: none"> - Explosion de vapeur due à la rupture d'un ou de plusieurs tubes des générateurs de vapeur - Dégagement d'énergie mécanique lors d'un accident d'insertion de réactivité 	Explosion de poussières de graphite	<ul style="list-style-type: none"> - Possibles interactions thermodynamiques à étudier - Le dégagement d'énergie dû à un accident d'insertion de réactivité serait très limité 	Explosion de vapeur
Mode B (bipasse)	Bipasse du confinement par le circuit de régulation de la pression du ciel de pile (circuit d'argon)	Rupture au niveau des échangeurs de chaleur avec échec de la fermeture des vannes d'isolement de l'enceinte	<ul style="list-style-type: none"> - Rupture de tubes des générateurs de vapeur avec échec de la fermeture des vannes d'isolement de l'enceinte - Probablement aussi bipasse du confinement par le circuit d'argon comme sur les SFR (mais pas de données disponibles sur ce circuit) 	Rupture au niveau des échangeurs de chaleur avec échec de la fermeture des vannes d'isolement de l'enceinte ⁴²	Echangeur intermédiaire à l'intérieur de l'enceinte donc risque faible	Rupture d'une tuyauterie vapeur avec échec de la fermeture des vannes d'isolement de l'enceinte

⁴² Pour le Projet RNR-Na, le risque de bipasse pour le VHTR se présente différemment que pour les autres concepts dans la mesure où la stratégie de sûreté de ces réacteurs est, en cas de fuite, de décharger l'hélium primaire à l'extérieur du bâtiment de façon à supprimer une source de pression qui serait susceptible de diffuser des produits radioactifs à long terme lorsque l'augmentation de température du combustible risque d'entraîner des pertes de son étanchéité. L'IRSN estime pour sa part qu'il convient de limiter le risque de bipasse autant que possible.

	SFR	GFR	LFR	VHTR	MSR	SCWR
Mode γ (combustion)	<ul style="list-style-type: none"> - Feu de sodium primaire - Combustion des gaz produits par une interaction corium-béton (ICB) 	<ul style="list-style-type: none"> - Combustion du H₂ / CO produits suite à une entrée de vapeur dans un cœur avec gainage en carbure de Si - Combustion des gaz produits par une ICB 	Combustion du H ₂ / CO produit par à une ICB	<ul style="list-style-type: none"> - Combustion du H₂/CO produit suite à une entrée de vapeur dans le cœur à modérateur graphite - Explosion de poussières (peut aussi relever du mode α) 	Combustion du H ₂ , CO produit par une ICB	Combustion du H ₂ , CO produit par une ICB
Mode δ (pressurisation lente)	<ul style="list-style-type: none"> - Vaporisation de sodium (suite à la perte des moyens de refroidissement ultimes) - Echauffement progressif lié au rejet de PF dans l'enceinte 	Pressurisation de l'enceinte de confinement par les gaz dégagés par une ICB	Pressurisation de l'enceinte de confinement par les gaz dégagés par une ICB	<ul style="list-style-type: none"> - Feu de graphite - Echauffement progressif lié au rejet de PF dans l'enceinte 	Pressurisation de l'enceinte de confinement par les gaz dégagés par une ICB	<ul style="list-style-type: none"> - Pressurisation de l'enceinte de confinement par les gaz dégagés par une ICB - Dépressurisation de la cuve
Mode ε (percée radier)	ICB	ICB	ICB	Très probablement non pertinent	ICB	ICB

8.8.3 PHENOMENOLOGIE DES ACCIDENTS GRAVES

Risque de retour en criticité en accident grave

La phénoménologie des accidents de réactivité dans les réacteurs à spectre rapide est complexe puisque l'accident d'insertion de réactivité ne se termine pas nécessairement avec la dispersion du combustible engendrée par le pic de puissance si cette dispersion n'est pas suffisante pour éviter que subsistent des amas de combustible susceptibles de redevenir critiques. Le taux d'enrichissement relativement élevé du combustible rend possibles la redistribution des matériaux dans des configurations critiques et une nouvelle excursion de puissance (voire plusieurs) : on parlera alors d'excursion secondaire en opposition à l'excursion primaire qui correspond à l'excursion initiale de réactivité. Cette phase secondaire pose des défis particuliers aux concepteurs des réacteurs à spectre rapide, notamment parce qu'il est très difficile de prédire de manière fiable la configuration géométrique du combustible à l'issue de l'excursion primaire.

Les concepteurs de SFR tentent actuellement d'« éliminer » le risque d'excursion secondaire en concevant par exemple des chemins d'évacuation du combustible fondu en dehors du cœur jusqu'à un récupérateur prévu pour empêcher un retour en criticité. L'efficacité de ces dispositions reste toutefois à démontrer.

Les concepteurs de GFR ne travaillent pas encore sur les excursions secondaires, mais il n'y a pas de raison a priori de les exclure.

Pour ce qui concerne le LFR, les concepteurs considèrent qu'un combustible fondu de type MOX étant plus léger que le réfrigérant primaire (plomb), cela garantit sa flottabilité. Celle-ci reste à démontrer et pourrait n'être que partielle suite à des séparations de phase du corium. Même si elle était démontrée, on peut a priori imaginer que le combustible fondu s'accumule en surface du plomb liquide dans une configuration géométrique réactive.

Pour les MSFR, le risque d'excursion secondaire est pour l'instant « éliminé » puisque l'excursion primaire l'est déjà.

Refroidissement du combustible en accident grave

Le présent paragraphe s'intéresse au refroidissement d'un cœur fortement dégradé. Les configurations envisagées correspondent à un cœur fondu et relocalisé, pour les concepts pour lesquels cette situation est envisageable. Elles peuvent se produire suite par exemple à un accident de réactivité, de bouchage qui aurait dégénéré, ou à l'échec du fonctionnement de tous les systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle, avant rupture de la cuve.

Pour les VHTR, la géométrie du cœur pourrait être conservée mais si des scénarios d'échauffement excessif des particules de combustible se produisaient, des PF seraient relâchés et éventuellement transférés dans l'enceinte de confinement. On rappelle toutefois que la démonstration de sûreté de ces réacteurs doit permettre de montrer que ces séquences relèvent du risque résiduel.

Pour le MSFR, les configurations d'accident grave actuellement envisagées sont principalement liées à des scénarios conduisant à la percée de la première barrière, soit au niveau de l'espace critique, soit au niveau de l'espace sous-critique. Le premier scénario doit être étudié en tenant compte des configurations possibles du

réacteur pour en évaluer les conséquences (écoulement du sel combustible dans l'espace sous-critique ou dans la piscine de refroidissement de l'espace sous-critique, risque de retour en criticité dû à l'effet modérateur, etc.). La percée de l'espace sous-critique est prise en compte à la conception :

- des poisons consommables stockés en fond de piscine se diluent pour éviter un retour en criticité ;
- le refroidissement du combustible fondu, étalé en fond de piscine, devrait être assuré par l'eau de la piscine.

En cas de défaillance prolongée de la fonction d'évacuation de la puissance résiduelle, seul le VHTR pourrait avoir un comportement in fine relativement favorable ; l'enveloppe combustible serait préservée. Pour le MSFR, la deuxième barrière de confinement devrait être préservée, ce qui permettra de limiter significativement les rejets dans l'environnement.

Pour les quatre autres concepts, le combustible, sous forme de corium, va se relocaliser ou se disperser en dehors de la zone active du cœur. Suivant le réacteur, la cuve peut rompre si un moyen d'évacuation de la puissance résiduelle n'est pas restauré.

Le SCWR devrait avoir un comportement assez semblable à celui des LWR actuels avec une rupture plus ou moins rapide de la cuve en cas de fusion du cœur, à moins peut-être d'en assurer un refroidissement externe (exemple de l'AP1000 ou du réacteur finlandais de Loviisa).

Le concept GFR est particulièrement défavorable pour la tenue de la cuve après fusion du cœur : une récupération tardive des moyens de refroidissement ne devrait pas permettre de sauver la cuve dès lors qu'une certaine masse « seuil » de corium, sans doute assez faible, a été relocalisée.

Enfin, pour le SFR et le LFR, il existerait un délai de grâce relativement important avant percée de la cuve ; la percée de la cuve semble pouvoir être évitée, même en cas de récupération tardive des moyens de refroidissement et de relocalisation de masses significatives de corium. Les études doivent être poursuivies, y compris pour le SFR, pour confirmer ce point.

Pour chaque concept concerné par le risque de rupture de la cuve après dégradation du cœur, les conséquences d'un accident doivent pouvoir être limitées par un dispositif approprié (suivant l'exemple du récupérateur EPR).

Risques d'interaction énergétique

Hormis le risque d'interaction corium-béton qui existe pour tous les concepts, les risques d'interaction énergétique en accident grave peuvent résulter :

- d'interactions thermodynamiques entre le réfrigérant et du corium fondu ou éventuellement le réfrigérant et un « fluide » qui pourrait éventuellement pénétrer dans le circuit primaire ;
- d'interactions chimiques.

Les deux concepts présentant un risque avéré d'interaction thermodynamique entre le réfrigérant primaire et le corium sont le SFR et le SCWR. Des travaux de R&D sont toutefois encore nécessaires pour approfondir le sujet. Il convient de rappeler que, pour le SFR, l'énergie libérée au cours d'une telle interaction est utilisée pour dimensionner le confinement. Pour les 4 autres concepts, sous réserve de confirmation par des travaux de R&D, le risque semble relativement faible.

Pour ce qui concerne les réactions chimiques, celles-ci peuvent :

- être fortement exothermiques, sur le modèle de la réaction d'oxydation du zirconium pour les réacteurs à eau légère. Il se pose dans ce cas un problème d'évacuation de la chaleur excédentaire ;
- conduire à produire des gaz, éventuellement inflammables ou explosifs susceptibles d'endommager le confinement, soit par explosion, soit par pressurisation lente.

Il faut distinguer deux situations, suivant que la production de ces gaz a lieu :

- dans le cœur (cuve) du réacteur, suite à l'entrée d'un fluide (liquide ou gazeux) dans le circuit primaire ;
- dans l'enceinte de confinement, consécutivement à une perte de réfrigérant primaire ou suite à la rupture de la cuve (interaction corium-béton ou ICB). Le phénomène d'ICB s'accompagne :
 - de la production d'hydrogène, de monoxyde et de dioxyde de carbone par oxydation des phases métalliques du corium par la vapeur d'eau dégagée par la dégradation du béton,
 - de la production d'hydrogène et de dioxyde de carbone par oxydation des fers du béton par la vapeur d'eau dégagée par la dégradation du béton. Ce dernier point est important puisqu'il engendre une grande quantité d'hydrogène, même avec un corium ne réagissant pas avec l'eau.

Les risques d'interaction chimique énergétique identifiés sont essentiellement liés :

- dans le SFR, à l'entrée en contact du sodium et de l'eau ou de l'air, le risque étant principalement localisé au niveau des générateurs de vapeur, ou dans le bâtiment du réacteur en cas d'éjection de sodium sur la dalle ;
- dans le VHTR, à l'entrée d'eau ou d'air dans le circuit primaire avec un risque de réaction d'oxydation avec le graphite. On ne peut alors exclure le risque de feu de graphite. Seule une fraction assez limitée du cœur devrait cependant être fortement dégradée dans la quasi-totalité des accidents envisageables. Néanmoins, si la dégradation est localisée, elle pourrait, selon sa localisation, avoir des conséquences importantes (écroulement du cœur par exemple si la dégradation est localisée au pied des assemblages prismatiques) ;
- dans le SCWR, à l'interaction entre la vapeur d'eau surchauffée et les structures en acier qui produira de l'hydrogène. On peut s'attendre à une production significative d'hydrogène en situation accidentelle sur les SCWR avant la percée de la cuve.

Pour les autres concepts, le risque d'interaction énergétique devrait pouvoir être considéré comme peu probable si des dispositions de conception adéquates sont mises en œuvre (cas du GFR vis-à-vis du risque d'entrée d'air ou d'eau dans le circuit primaire, cas de la réaction d'oxydation du plomb au contact de l'eau ou de l'air). Les problèmes d'interactions chimiques liées aux sels sont peu connus ; il est donc difficile de se prononcer sur le caractère énergétique des réactions eau-sel combustible.

Impact de la nature du caloporteur sur le terme source radiologique

L'inventaire radiologique du réacteur dépend du concept et de l'histoire du cœur. Aucun élément comparatif ne peut donc être donné pour l'instant hormis sur la toxicité des produits mis en jeu. Par contre, à inventaire « semblable », certains caloporteurs auront un impact plus ou moins favorable en termes de limitation des rejets.

Trois cas de figures sont à distinguer :

- le caloporteur est un gaz inerte (hélium). Dans le VHTR et le GFR, il n'y a pas d'interaction chimique possible entre le réfrigérant et les différents PF et donc il n'y a aucun avantage à attendre de ce point de vue en termes de piégeage des produits de fission. Pour le VHTR, compte tenu du très grand nombre de particules présentes dans le cœur (plusieurs milliards), il est admis et toléré que certaines particules soient « défailantes », c'est-à-dire présentent une perte partielle d'étanchéité. En conséquence, les VHTR présenteront toujours un certain niveau de contamination du circuit primaire par des PF, même si un système d'épuration en continu de l'hélium est prévu dans ces réacteurs. Ces PF seront des contributeurs importants au terme source radiologique ;
- le caloporteur est de l'eau supercritique (concept SCWR) : on se retrouve dans une situation voisine de celle des réacteurs à eau légère actuellement en service ;
- le caloporteur se combine assez facilement avec un nombre élevé de produits de fission. La formation de composés chimiques est favorable à la rétention des produits de fission : c'est le cas des trois autres concepts qui utilisent respectivement du sodium, du plomb ou l'eutectique plomb-bismuth et des sels fondus.

8.9 TOXICITE DES SUBSTANCES CHIMIQUES

Les substances chimiques, particulières à chaque filière, pouvant être présentes dans l'installation ont été présentées dans les chapitres 2 à 7.

Il faut toutefois souligner que l'inventaire des substances chimiques pour chacune des filières ne peut pas être exhaustif en l'état actuel des connaissances ; il devra être complété par l'acquisition de nouvelles connaissances et au fur et à mesure du retour d'expérience acquis sur des installations expérimentales ou à l'échelle du laboratoire et mettant en œuvre les mêmes substances.

De plus, en l'absence d'information sur les quantités présentes de chacune de ces substances ou de ces éléments dans chaque filière, aucun risque ne peut être évalué : il n'est donc pas possible de faire un bilan de la « toxicité » des différents concepts.

Néanmoins, les informations disponibles permettent de tirer les enseignements suivants :

- pour le SFR, les oxydes de sodium résultant de la combustion du sodium dans l'air se transforment, du fait de l'humidité de l'air et de la présence de dioxyde de carbone dans l'air, principalement en hydroxyde de sodium (NaOH) et en carbonate de sodium (Na_2CO_3) qui sont toxiques pour la santé. Il s'avère qu'il n'existe de valeur toxicologique de référence ni pour l'hydroxyde de sodium, ni pour le carbonate de sodium. Des valeurs-seuil de toxicité aiguë ont en revanche été définies dans le but notamment de déterminer les rayons du Plan particulier d'intervention autour de la centrale de Creys-Malville. Ainsi, la valeur-seuil retenue par EDF en 2010 pour le dimensionnement du rayon de mise à l'abri des populations (correspondant à l'atteinte du seuil d'effets irréversibles) est de 5 mg/m^3 pour une exposition de 60 minutes, alors qu'une valeur de 250 mg/m^3 était jusqu'alors considérée. L'INERIS préconise (référence 20) l'utilisation de cette même valeur de toxicité (5 mg/m^3) en phase d'urgence pour définir les actions de protection des populations en cas d'accident, lorsque le rejet est constitué d'un mélange d'aérosols d'hydroxyde de sodium et de carbonate de sodium. La stratégie de

confinement des SFR devra ainsi être renforcée vis-à-vis du risque de rejets toxiques par rapport à ce qui a été fait par le passé ;

- le LFR utilise du plomb, substance hautement toxique. L'industrie classique cherche d'ailleurs à l'éliminer de l'ensemble des processus industriels. Le plomb ou le LBE peut de plus contenir des impuretés (argent, cadmium, cuivre, chrome, indium, étain, tungstène) dont certaines sont également hautement toxiques. Le LBE est de plus fortement activé, ce qui génère du ^{210}Po , connu pour sa très forte toxicité. On notera toutefois que les exigences associées à la fonction de purification du fluide primaire sont nécessairement particulièrement sévères compte tenu des conséquences potentielles associées à la présence d'impuretés dans le caloporteur ;
- le MSFR utilise des sels fondus de fluorures (fluorures de lithium). L'objectif de l'unité de traitement du combustible associée est de récupérer l'uranium et de séparer les actinides mineurs des produits de fission. Les procédés d'extraction et de séparation reposent sur des réactions de complexation/décomplexation, acido-basiques et oxydo-réductrices. Pour ce faire, des substances chimiques sont introduites dans le procédé, notamment le fluor (F_2) et l'hydrogène (H_2) qui permettent d'extraire et de récupérer 99% de l'uranium. Des substances sont produites lors de ces réactions. C'est le cas de l'acide fluorhydrique (HF) produit lors de l'oxydation des lanthanides qui est particulièrement toxique. L'acide fluorhydrique et le fluor (F_2) sont toxiques par inhalation et par ingestion. En l'absence de connaissance sur la réelle composition du sel en molécules fluorées formées, il est difficile de connaître la toxicité chimique du fluide primaire. Par ailleurs, il faut noter que les sels fondus engendrent des conditions physico-chimiques particulières, notamment en termes de potentiel oxydo-réducteur. La toxicité du fluide primaire est donc à la fois due à la composition du fluide et à sa réactivité, cette dernière pouvant favoriser la formation de substances également très toxiques.

En conclusion, il apparaît que le LFR et le MSR utilisent ou génèrent des substances radioactives et chimiques particulièrement toxiques au cours de leur exploitation. Bien que les quantités de substances dangereuses produites ne soient pas connues (elles dépendent des choix qui seront faits concernant les procédés de purification, de gestion des effluents...), cela constitue un inconvénient majeur de ces concepts ; des systèmes de purification ou de filtration particulièrement efficaces devront être mis en œuvre. Le SFR est également concerné, mais dans une moindre mesure. On retiendra que la valeur-seuil de toxicité aiguë qui sera finalement retenue pour l'évaluation des conséquences des rejets chimiques sera déterminante pour la conception des dispositions de prévention et de limitation des accidents impliquant du sodium.

8.10 SENSIBILITE AUX AGRESSIONS : CAS DU SEISME

Il est fait référence, dans ce paragraphe, à un séisme « extrême », dont l'amplitude serait significativement supérieure au séisme de dimensionnement.

Effets sur la réactivité

De façon générale, un séisme de grande ampleur pourrait avoir des conséquences très importantes sur la sûreté des réacteurs s'il entraînait une déformation du cœur susceptible d'empêcher la chute des barres absorbantes ; des systèmes de barres articulées avaient été développés à cet effet pour les réacteurs SFR exploités en France.

Un séisme pourrait de plus, pour les réacteurs de type SFR, LFR ou encore GFR, conduire à une augmentation de la puissance du cœur par une insertion de réactivité due au rapprochement des assemblages lors des secousses horizontales (phénomène de compaction).

Dans un VHTR, un séisme de grande ampleur aurait a priori peu d'effets sur la réactivité d'un cœur utilisant des blocs. En effet, ce type de cœur est très peu compactable du fait de la nature solide du modérateur et de l'empilement des prismes. Il conviendrait toutefois de vérifier la tenue au séisme des blocs de graphite, notamment lorsqu'ils sont irradiés. Pour un cœur à boulets en revanche, les effets de compaction devront être étudiés pour démontrer qu'ils seraient compensés par les contre-réactions neutroniques. Par ailleurs, un système d'injection gravitaire de billes absorbantes dont l'efficacité serait peu affectée par une déformation du cœur est prévu dans certains projets de VHTR.

Effets potentiels induits sur la tenue des structures et des systèmes

Dans le SFR, des fuites multiples de sodium sur les boucles du circuit intermédiaire et des feux de sodium susceptibles d'agresser des équipements et des locaux importants pourraient être induits par un séisme très important, d'intensité bien supérieure au séisme de dimensionnement. La stratégie à l'égard d'une telle situation pourrait consister à vidanger les circuits endommagés, sous réserve de disposer de réservoirs de vidange de sodium et d'au moins un moyen robuste d'évacuation de la puissance résiduelle (non connecté sur les boucles de sodium intermédiaires). Les structures de supportage du cœur pourraient également être fortement sollicitées compte tenu de la masse de sodium contenue dans la cuve pour les concepts intégrés.

Dans le cas du GFR, le cœur réfractaire et les structures internes étant plus légers que dans le cas d'un SFR, les forces d'inertie transmises aux structures de supportage du cœur seraient moindres, ce qui est favorable sur le plan de la sûreté. Il est cependant essentiel que l'arrêt automatique du GFR intervienne au plus tôt, compte tenu du risque de perte d'étanchéité du circuit primaire en cas de séisme. En outre, en cas de brèche importante sur le circuit primaire, une convection forcée dans le cœur serait indispensable pour évacuer dans un premier temps la puissance résiduelle, d'où la nécessité de prévoir une source électrique et un moyen d'injection dimensionnés à un haut niveau de séisme.

Pour le LFR, le poids considérable du plomb contenu dans la cuve pourrait entraîner des efforts importants dans certaines structures, sachant qu'un séisme pourrait conduire à des déplacements du plomb avec des effets de vague. L'IRSN rappelle que le comportement du LFR en cas de séisme constitue de ce fait un point dur de la démonstration de sûreté et limite, de son point de vue, le développement du concept à des réacteurs de petite taille.

En termes de résistance au séisme, le comportement du SCWR à spectre thermique ne diffère pas fondamentalement pas de celui des BWR existants.

Enfin, l'IRSN n'a pas connaissance d'études relatives à la tenue sismique des MSR ; il est donc actuellement difficile de se prononcer sur ce point. Toutefois, la faible masse de l'ensemble combustible et caloporteur au regard de celles des SFR, LFR et HTR devrait être un élément favorable en regard de sa tenue au séisme. En revanche, le couplage entre unité de production d'électricité et unité de traitement pourrait être défavorable.

En conclusion, il apparaît que le LFR est de loin le concept le plus sensible au séisme. Les concepts VHTR (concept à boulets) et SFR présentent également une certaine sensibilité à cette agression.

8.11 MATURITE DU CONCEPT ET DIFFICULTES TECHNOLOGIQUES

La maturité des différents concepts est très variable. Le SFR est le concept qui dispose du retour d'expérience le plus important avec environ 400 années-réacteur de fonctionnement réparties sur une vingtaine de réacteurs exploités dans le monde, quelques-uns étant toujours en fonctionnement, et des niveaux de puissance variés, deux réacteurs de 500 et de 800 MWe étant respectivement en phase finale de construction en Inde et en Russie.

Le concept VHTR bénéficie du retour d'expérience acquis pour le HTR (température de fluide limitée à 850°C) avec sept réacteurs qui ont été construits depuis le milieu des années 60, totalisant environ 60 années-réacteur de fonctionnement. Deux modules de 200 MWth sont en cours de construction en Chine.

Les autres concepts ne bénéficient pas de retour d'expérience ou d'un retour d'expérience très limité :

- aucun prototype de réacteur rapide refroidi au gaz n'a jamais été construit, bien que de nombreuses études aient été réalisées ;
- aucun réacteur à usage civil refroidi au plomb ou au LBE n'a été construit à ce jour ; des réacteurs refroidis au LBE ont été construits en Union Soviétique pour la propulsion de sous-marins à usage militaire ;
- le MSR ne dispose que d'un retour d'expérience très limité (deux réacteurs expérimentaux, en spectre thermique et utilisant de l'uranium comme combustible) ; le projet MSRE a cependant permis de tirer des enseignements intéressants sur la maîtrise du phénomène de corrosion des matériaux de structures et le comportement du réacteur en transitoire ;
- le SCWR n'a fait l'objet d'aucune réalisation. On notera toutefois que le concept SCWR à spectre thermique est de conception évolutionnaire par rapport aux réacteurs BWR et bénéficie, à ce titre, en grande partie du retour d'expérience acquis sur ces réacteurs, en particulier pour la conception des systèmes de sûreté. Ce concept bénéficie également en partie du retour d'expérience acquis depuis plusieurs décennies sur des centrales à combustible fossile refroidies à l'eau supercritique.

Pour le GFR et le LFR, des difficultés technologiques doivent être résolues avant de pouvoir envisager une réalisation industrielle. Le cahier des charges très ambitieux du GFR, s'agissant notamment des températures de fonctionnement visées, pose par exemple des problèmes technologiques difficiles. Pour le LFR, c'est essentiellement la maîtrise des phénomènes de corrosion et d'érosion qui pose problème. Dans les deux cas, l'IRSN estime que la réalisation d'un démonstrateur de faible puissance est une étape incontournable de leur développement.

La faisabilité du concept MSR reste à établir ; le développement de ce type de réacteur doit passer par un plan détaillé de développement comportant des études et des essais pour valider différentes options technologiques et leur faisabilité. Dans ce cadre, le choix et la validation d'un matériau capable de fonctionner à haute température, en milieu salin et en présence de PF, ainsi que la conception des échangeurs intermédiaires sont des éléments-clés pour démontrer la viabilité du concept. L'IRSN considère que le développement de cette filière devra passer par un démonstrateur de petite puissance dont la réalisation n'est envisageable qu'à moyen terme.

Enfin, le concept SCWR est très peu développé. L'IRSN a surtout examiné un concept de SCWR à neutrons thermiques utilisant du combustible de type MOX ; il n'est pas en mesure de se prononcer sur la faisabilité d'un SCWR à neutrons rapides. Pour le concept SCWR à neutrons thermiques, des études de conception et de sûreté

importantes doivent être faites pour s'assurer de sa viabilité avant de pouvoir proposer un démonstrateur qui n'est envisageable qu'à moyen terme.

Au final, les principales difficultés technologiques identifiées à ce jour qui remettent en cause un passage à l'échelle industrielle dans la première moitié du XXI^{ème} siècle sont principalement liées :

- aux températures élevées envisagées dans certains réacteurs (VHTR, SCWR, MSR et GFR en situation accidentelle) ;
- à la conception du cœur et des assemblages : c'est le cas pour le GFR (nécessité de développement d'un combustible réfractaire résistant à haute température), le SCWR (matériau de gainage résistant à l'eau supercritique, conception du cœur) ainsi que pour le VHTR (conception de particules étanches au-delà de 1600°C) ;
- à la maîtrise des effets corrosifs du caloporteur sur les structures ; c'est particulièrement vrai pour les concepts LFR, SCWR et MSR ;
- à la réalisation des fonctions de sûreté :
 - la réalisation de la fonction d'évacuation de la puissance résiduelle dans le GFR (qui nécessite un maintien en pression),
 - la réalisation de la fonction de vidange du sel combustible de l'espace critique vers l'espace sous-critique pour le MSFR.

8.12 SYNTHÈSE DES POINTS A APPROFONDIR DANS LE CADRE DE LA DEMONSTRATION DE SURETE

Les principaux points à approfondir en termes de démonstration de sûreté sont présentés dans le Tableau 7. Il convient de souligner que la liste des points retenus dépend fortement du niveau de connaissances disponibles pour chaque concept. En particulier, les points cités pour le SFR et qui résultent d'une analyse de sûreté détaillée des réalisations et des projets antérieurs pourraient être dans l'ensemble transposables aux autres concepts.

De manière générale, la démonstration de sûreté devra s'appuyer sur des outils qualifiés sur la base d'expérimentations, suffisamment représentatifs des installations et des phénomènes physiques à modéliser.

Elle pourrait être plus difficile à apporter pour les concepts mettant en jeu un fort couplage entre les aspects neutronique et thermohydraulique (cas du SCWR), voire thermo-chimique (cas du MSR) alors qu'une amélioration de la robustesse de la démonstration de sûreté est attendue pour les futurs réacteurs.

Tableau 7 : Points à approfondir pour la démonstration de sûreté

Concepts	Points à approfondir pour la démonstration de sûreté
SFR	<ul style="list-style-type: none"> - Maîtrise et surveillance neutronique des accidents locaux d'insertion de réactivité - Etude des risques d'accidents de bouchage - Etablissement de la convection naturelle dans le cœur et dans les systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle - Inspection en service - Comportement du combustible fondu (relocalisation, formation de lit de débris, interaction avec l'acier fondu et le sodium, dispersion du combustible) et efficacité des dispositions de limitation des conséquences (en particulier, dimensionnement du récupérateur du corium permettant d'assurer la sous-criticité et le refroidissement) - Maîtrise des phénomènes pouvant générer des dégagements importants d'énergie mécanique en cas de fusion du cœur - Détermination des rejets en cas d'accident grave (transfert et rétention de PF depuis le combustible vers le sodium, répartition dans le circuit primaire, transfert vers le ciel de pile) - Maîtrise de l'accident grave à long terme
VHTR	<ul style="list-style-type: none"> - Maîtrise de la fonction de confinement (contamination du circuit primaire, gestion des poussières) ; terme source en fonctionnement normal et accidentel - Comportement sous séisme (équilibre des structures en graphite) - Impact thermomécanique des transitoires sévères sur le combustible - Définition de l'accident grave, stratégie de limitation et de contrôle des rejets en accident grave, évaluation des rejets - Etude des risques d'accidents d'entrée d'air, d'entrée d'eau, d'explosion de poussières et/ou d'hydrogène (thermolyse de l'eau)
GFR	<ul style="list-style-type: none"> - Maîtrise et surveillance neutronique des accidents locaux d'insertion de réactivité - Maîtrise de la fonction d'évacuation de la puissance résiduelle - Mode(s) de dégradation des éléments combustibles - Transitoires de dépressurisation du circuit primaire - Gestion de l'accident grave (récupérateur de corium en particulier, risque d'excursion secondaire...)

LFR	<ul style="list-style-type: none"> - Maîtrise du risque de corrosion des structures - Maîtrise et surveillance neutronique des accidents locaux d'insertion de réactivité - Etudes des risques d'accidents de bouchage et d'entrée d'air - Maîtrise des phénomènes d'interaction fluide-structures (par exemple sous séisme) - Convection naturelle dans le cœur et les systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle - Faisabilité de l'inspection en service - Comportement en accident grave du fait en particulier de la possible flottabilité du combustible fondu à la surface du plomb et efficacité des dispositions de limitation des conséquences - Maîtrise des conséquences toxicologiques liées au relâchement de plomb dans l'environnement - Maîtrise du risque de gel du plomb, notamment dans les états d'arrêt - Détermination des rejets en cas d'accident grave (transfert et rétention de produits de fission depuis le combustible vers le plomb, répartition dans le circuit primaire, transfert vers le ciel de pile) - Maîtrise des phénomènes pouvant générer des dégagements importants d'énergie mécanique en cas de fusion du cœur - Limitation de l'exposition des travailleurs au ^{210}Po
MSFR	<ul style="list-style-type: none"> - Maîtrise du risque de corrosion des structures - Maîtrise de la réactivité - couplage spatio-temporel entre d'une part la neutronique et d'autre part, la thermohydraulique, la physicochimie et la mécanique - Approche de la criticité au premier chargement et en phase de démarrage - Maîtrise de la distribution de la matière fissile et de la puissance dans le sel combustible - Fiabilité et performance du système de vidange du sel combustible - Faisabilité de l'inspection en service - Maîtrise du risque de cristallisation du sel - Définition de l'accident grave - risque de phénomènes énergétiques (réaction thermodynamique et réaction chimique entre le sel et l'eau) - Gestion des rejets des produits toxiques tels que l'acide fluorhydrique (HF) et les sels chargés en radioéléments extraits du réacteur - Limitation de l'exposition des travailleurs pendant les opérations de maintenance

SCWR	<ul style="list-style-type: none">- Maîtrise du risque de corrosion des structures et des gaines- Efficacité des mélanges dans les zones du cœur prévues à cet effet et stabilité des débits dans les différents assemblages- Stabilité neutronique et maîtrise de la réactivité liées au couplage avec la thermohydraulique- Comportement de l'eau supercritique sous flux neutronique (radiolyse)- Comportement de l'eau dans la région pseudo-critique- Maîtrise des accidents de dépressurisation- Comportement du cœur en accident grave- Maîtrise des phénomènes pouvant générer des dégagements importants d'énergie mécanique en cas de fusion du cœur
------	---

9. CYCLES DU COMBUSTIBLE ASSOCIES AUX SYSTEMES RETENUS PAR LE GIF

Le présent chapitre dresse un état de connaissances succinct des cycles du combustible pouvant être associés aux six systèmes nucléaires de quatrième génération retenus dans le cadre du GIF, en apportant des éléments d'appréciation de la maturité des procédés et des technologies en cours de développement et en présentant les principales questions de sûreté et de radioprotection identifiées au stade actuel. Cette synthèse intègre les aspects relatifs à la gestion des déchets. Par ailleurs, en l'état actuel des données disponibles, sont analysées les stratégies et capacités de déploiement de chaque filière (disponibilité et gestion des matières en particulier) et leurs conséquences sur la gestion du cycle du combustible. Plus précisément, ce chapitre aborde successivement :

- les procédés de fabrication et de traitement des combustibles utilisables dans les réacteurs de type SFR, GFR et LFR (paragraphe 9.1 à 9.5) ;
- les éléments relatifs au cycle pour les réacteurs de type MSR (paragraphe 9.6), VHTR (paragraphe 9.7) et SCWR (paragraphe 9.8) ;
- les contraintes associées au transport des combustibles (paragraphe 9.9).

Pour son évaluation, l'IRSN s'est appuyé sur un certain nombre d'informations transmises par le projet RNR-Na ainsi que sur d'autres documents qui seront mentionnés dans la suite du texte.

Pour ce qui concerne la sûreté des installations du cycle du combustible, il n'est pas possible de se référer, comme pour les réacteurs, à des objectifs de sûreté définis pour la conception et la construction de la prochaine génération d'usines. Il est néanmoins souhaitable que les objectifs généraux de sûreté qui seront associés aux systèmes de quatrième génération prennent en compte, d'une manière qui reste à définir, les installations du cycle du combustible associés. En particulier, l'IRSN estime que les orientations de sûreté générales précisées ci-dessous devraient être a minima retenues :

- améliorer la déclinaison du principe de défense en profondeur dans ces installations ;
- renforcer les dispositions de prévention et de limitation des conséquences des accidents postulés (prise en compte des accidents pouvant entraîner des rejets importants dans l'environnement, des agressions internes et externes, etc.) ;
- renforcer la robustesse des démonstrations de sûreté (quantification des marges, recherche des effets fautive, etc.) ;
- améliorer la sûreté et la radioprotection en exploitation (limitation des doses aux travailleurs en situations normales et accidentelles, etc.).

L'appréciation générale portée sur la sûreté des futures usines du cycle dépend fortement du stade de développement des procédés du cycle du combustible et de la définition des risques associés. Il est déjà acquis que certains procédés spécifiques, innovants ou moins bien éprouvés (pyrochimie en particulier, etc.), nécessiteront des approches de sûreté entièrement novatrices, des difficultés dans la démonstration de la maîtrise de certains risques ne pouvant être exclues.

9.1 COMBUSTIBLES UTILISABLES DANS LES SFR, GFR ET LFR

Les réacteurs à neutrons rapides SFR, GFR et LFR, qui sont associés à un cycle du combustible « fermé », ont la capacité à recycler, sans limitation, le plutonium et l'uranium. Ils utilisent donc l'uranium naturel de manière beaucoup plus efficace que les réacteurs à eau ordinaire. Ainsi, une fois les quantités de plutonium nécessaires à leur déploiement constituées, des réacteurs à neutrons rapides « iso-générateurs » peuvent fonctionner sans apport externe de matières fissiles et être seulement alimentés avec de l'uranium appauvri ou de retraitement. L'étape d'enrichissement de l'uranium n'est alors plus nécessaire. De plus, les réacteurs à neutrons rapides peuvent être, soit surgénérateurs de manière à permettre le déploiement plus ou moins rapide du parc, soit sous-générateurs de manière à limiter l'inventaire de plutonium à un niveau souhaité, voire réduire ce stock en fin de vie du parc (cf. concept CAPRA : Consommation Accrue de Plutonium dans les RNR). Cette utilisation poussée du combustible doit toutefois rester compatible avec l'option de traitement (faisabilité de la dissolution en milieu nitrique).

Par ailleurs, un cycle Th-²³³U est également envisageable dans les réacteurs à neutrons rapides, les performances de surgénération étant toutefois moindres que celles obtenues avec un cycle U-Pu (du fait des meilleures qualités neutroniques du Pu par rapport à l'²³³U en spectre de neutrons rapides). Le cycle U-Pu est plus rapide à déployer que le cycle Th-U puisque ce dernier nécessite une longue phase de transition pour produire l'²³³U initial nécessaire (cohabitation de deux cycles du combustible au moins au départ, mise en œuvre par exemple de combustibles MOX thoriés, complexité de la gestion des matières, etc.). Par ailleurs, la nécessité de fabriquer les combustibles solides à l'²³³U en enceintes blindées (présence d'²³²U et de ses descendants, émetteurs γ d'énergie élevée) constitue l'un des inconvénients majeurs du cycle fermé au thorium, leur traitement étant néanmoins envisageable par voie hydrométallurgique (procédé THOREX bénéficiant d'un premier retour d'expérience à l'échelle pilote), sous réserve qu'une R&D conséquente soit menée pour démontrer le caractère sûr de cette voie. Enfin, à l'équilibre, le cycle Th-U produit nettement moins d'actinides mineurs que le cycle U-Pu (minimisation de l'inventaire au niveau du stockage géologique).

Au stade actuel des développements, plusieurs types de combustibles pourraient être utilisés dans les réacteurs de ces trois filières, selon leurs spécificités : des céramiques, oxyde, carbure ou nitrure, ainsi que des alliages métalliques (U,Pu,Zr). En particulier, les alliages métalliques et les céramiques carbure et nitrure, plus denses et de conductivités thermiques plus élevées que l'oxyde, présentent un intérêt particulier, notamment dans le cadre du déploiement rapide d'un parc de réacteurs à neutrons rapides (RNR). En effet, ils permettraient de réduire significativement l'inventaire en plutonium d'un cœur, ainsi que son volume, et d'obtenir des gains de régénération élevés. Néanmoins, ces combustibles disposent d'un très faible retour d'expérience industriel pour ce qui concerne les opérations du cycle du combustible. Aussi, le déploiement d'un cycle du combustible à une échelle industrielle pour ces combustibles nécessiterait d'importants efforts de R&D, dans un nombre important de domaines. Dans le cas du déploiement d'un parc de RNR à un rythme plus lent, le combustible oxyde reste en tout état de cause pertinent.

Pour ce qui concerne les combustibles oxyde, voire nitrure ou carbure, la fermeture du cycle est envisagée sur la base d'un procédé hydrométallurgique, implanté dans une usine centralisée associée à plusieurs réacteurs. Par contre, pour ce qui concerne les combustibles métalliques, un traitement pyrométallurgique est envisagé dans des unités éventuellement intégrées aux réacteurs. En tout état de cause, l'enjeu principal est d'assurer, de façon fiable, l'approvisionnement continu en combustibles des RNR.

9.2 COMBUSTIBLES SOUS FORME D'OXYDE

9.2.1 ELEMENTS RELATIFS A LA FABRICATION

Pour ce qui concerne les combustibles oxyde, associés aux SFR en particulier, leur fabrication devrait s'appuyer sur le procédé « cobroyage procédé RNR », compte tenu du très large retour d'expérience acquis lors de la fabrication des combustibles Phénix et Superphénix (plus d'une centaine de tonnes fabriquées à Cadarache).

Toutefois, en considérant les spécificités des futurs combustibles MOX pour les réacteurs à neutrons rapides (en particulier la teneur en Pu accrue par rapport à celle retenue pour les PWR), ce retour d'expérience, notamment en matière de radioprotection, montre que des évolutions dans le procédé de fabrication des combustibles neufs seront indispensables, notamment pour limiter les doses reçues par les opérateurs et atteindre les capacités requises à l'échelle industrielle (de l'ordre de 400 tonnes par an pour un parc de réacteurs à neutrons rapides de 60 GWe à l'équilibre). Cela demandera une optimisation importante du procédé (simplification des étapes par le biais de l'utilisation de poudres coprécipitées (U,Pu)O₂ issues du procédé COEXTM, amélioration de la qualité des pastilles (mélange, pressage, frittage), développements de nouveaux additifs organiques plus résistants à l'irradiation, réduction des rebuts de fabrication, etc.) et des innovations technologiques (compacité et capacité des équipements, automatisation des contrôles, maintenance, minimisation des rétention, etc.). Par conséquent, de nombreuses études et recherches, intégrant des étapes de validation technologique, devront être menées. A cet égard, l'implantation des procédés en boîtes à gants, qui constitue un choix structurant pour ce type d'usine, devrait faire l'objet d'une réflexion particulière en regard des contraintes liées à la radioprotection. Pour les opérations les plus pénalisantes en termes de doses, des solutions alternatives (enceinte blindée, etc.) devraient notamment être considérées.

Sur le plan de la sûreté, la conception des futures unités de fabrication (systèmes de ventilation, de refroidissement, etc.) ne devrait pas nécessiter de rupture technologique. Une attention particulière devra toutefois être portée à la gestion des accumulations lentes de matières fissiles dans les enceintes de confinement. Enfin, en première approximation, les quantités de déchets technologiques, non susceptibles de pouvoir être stockés en surface, produites par les futures usines de fabrication, devraient être cohérentes avec celles produites par l'usine MELOX, à production équivalente. Néanmoins, le développement de procédés de décontamination spécifiques pourrait être nécessaire pour limiter les quantités de matières fissiles entraînées dans ces déchets.

9.2.2 ELEMENTS RELATIFS AU TRAITEMENT DES COMBUSTIBLES IRRADIES

La voie de référence pour le traitement des combustibles MOX-RNR usés (cycle « fermé ») est la voie hydrométallurgique. En effet, ces combustibles sont solubles dans l'acide nitrique et le procédé PUREX est éprouvé industriellement. Sur le principe, la voie pyrochimique pourrait être envisagée, notamment le procédé « Dimitrovgrad Dry Process » (DDP) mentionné dans les références 90 et 91. Toutefois, ce procédé, qui est associé uniquement à la fabrication d'aiguilles combustibles par vibro-compactage, présente des inconvénients et des particularités (difficulté d'obtenir une distribution homogène du combustible dans la pastille, impossibilité de fabriquer des pastilles annulaires, facteurs de contamination en PF de l'U et du Pu très insuffisants, etc.) qui le rendent a priori incompatible avec les concepts de cœurs et d'éléments combustibles de type SFR actuellement développés en France.

Compte tenu du retour d'expérience issu du traitement d'environ 25 tonnes de combustibles de Rapsodie et Phénix réalisé dans les établissements de Marcoule et de La Hague, le procédé PUREX devrait pouvoir servir de base à une future usine de traitement industriel de combustibles MOX-RNR usés. Toutefois, du fait des spécificités de ces combustibles et des cadences industrielles visées, des adaptations et des conditions de mise en œuvre particulières devront être développées. Cela modifiera également profondément certaines analyses de sûreté et dispositions associées (risques de criticité accrus liés aux flux de plutonium plus importants, teneurs en insolubles plus importantes, puissances thermiques plus élevées, etc.). Par ailleurs, des opérations nouvelles de désassemblage des aiguilles combustibles et de retrait du fil espaceur les entourant seraient nécessaires. Ainsi, de nombreuses études et recherches restent à mener pour, notamment, définir des conditions de dissolution du combustible irradié assurant les rendements de solubilisation visés (« digestion » des résidus insolubles, etc.), développer les technologies permettant de démanteler les assemblages combustibles, de séparer si besoin le combustible de sa gaine (pour s'affranchir des effets liés à la corrosion des gaines dans le milieu de dissolution), de dissoudre en continu le combustible, de clarifier les solutions de dissolution et de co-converter les solutions d'uranium et plutonium purifiées d'uranium obtenues. Cet ensemble de développements devrait permettre d'atteindre, pour un parc de réacteurs à neutrons rapides à l'équilibre, une capacité industrielle de traitement de plusieurs centaines de tonnes par an.

Le CEA considère que les recherches et développements actuels et envisagés dans les prochaines années permettront d'atteindre, dès l'horizon 2040-2050, une maturité suffisante du procédé et de définir les adaptations nécessaires. Par ailleurs, les installations du cycle du combustible associées au réacteur ASTRID viseront à qualifier à une échelle significative ces évolutions.

9.3 COMBUSTIBLES SOUS FORME DE CARBURE ET DE NITRURE

Depuis les années 1960, d'importants programmes de recherche et développement ont concerné la fabrication des combustibles sous forme carbure et nitrure. Toutefois, aucune expérience n'a été développée jusqu'à présent à l'échelle industrielle. Seule l'Inde dispose d'un retour d'expérience sur la fabrication, le fonctionnement dans un SFR et le traitement du combustible « carbure » (réacteur expérimental FBTR - voir le chapitre 2 et l'annexe III). Dans le cadre des projets actuels du GIF, les combustibles « carbure » et « nitrure » sont associés respectivement aux GFR et aux LFR.

9.3.1 ELEMENTS RELATIFS A LA FABRICATION

La voie de référence actuellement retenue pour la fabrication de ces deux types de combustible est la réduction carbothermique à partir d'oxydes d'uranium et de plutonium. Compte tenu des contraintes associées à ces matériaux (pyrophoricité, réactivité avec l'oxygène et la vapeur d'eau) et du retour d'expérience acquis pour les procédés mettant en œuvre des « poudres », les opérations de fabrication devront être réalisées dans des enceintes de confinement sous atmosphère inerte et contrôlée et nécessiteront des opérations de maintenance significatives. Une attention particulière devra être portée à la sûreté de ces procédés (confinement, pyrophoricité des matières, etc.) ainsi qu'aux aspects liés à la radioprotection (similaires à ceux liés à la fabrication des combustibles oxydes abordés ci-avant). En outre, la prévention des risques de criticité devra faire l'objet de développements particuliers du fait que la réactivité intrinsèque des matériaux est plus élevée que celle des céramiques oxydes (densités plus élevées, effet modérateur et réflecteur du carbone, etc.), la

consolidation de la qualification des moyens de calcul étant également nécessaire (élaboration de benchmarks en particulier). En tout état de cause, des recherches importantes sont à mener pour développer et optimiser ces procédés de fabrication, tant pour la voie de référence (maîtrise de l'étape de carbothermie et des conditions de synthèse, qualité de la céramique) que pour les principales voies alternatives étudiées (coprécipitation oxalique, voies sol-gel).

Enfin, en première approche, les quantités de déchets technologiques produites, non susceptibles d'un stockage en surface, devraient être similaires à celles produites dans les usines de fabrication des combustibles oxyde, les risques de pyrophoricité lors de leur traitement devant également faire l'objet d'une attention particulière.

En conclusion, la faisabilité industrielle de la fabrication des combustibles carbure et nitrure n'apparaît pas, au stade actuel, totalement démontrée. Compte tenu des risques spécifiques liés à la nature de ces combustibles, il serait nécessaire que soit menée, le moment venu, si la décision était prise de développer ce type de combustible, une réflexion approfondie sur les principes de conception des futures usines devant fabriquer plusieurs centaines de tonnes de combustible par an.

9.3.2 ELEMENTS RELATIFS AU TRAITEMENT DES COMBUSTIBLES IRRADIES

S'agissant du traitement des combustibles usés de type carbure et nitrure, la voie hydrométallurgique (procédé PUREX) est la voie de référence. En effet, ces combustibles sont solubles dans l'acide nitrique. D'importants travaux de R&D ont été menés dans le monde dans ce domaine, l'Inde bénéficiant notamment d'une solide expérience à l'échelle pilote.

La faisabilité de la voie pyrochimique (électro-raffinage, extraction réductrice sel/métal), également envisageable, n'a pas été démontrée à l'échelle du laboratoire, des contraintes induites par les procédés envisagés pouvant se révéler rédhibitoires notamment pour ce qui concerne les carbures. Ainsi, pour cette voie, un travail très important est à mener, certains points de développement étant identiques à ceux identifiés pour le traitement des combustibles métalliques (voir le paragraphe 9.5 ci-après). Ainsi, la voie pyrochimique ne pourrait être envisagée qu'à long terme.

Ces combustibles se distinguant notamment par leur caractère pyrophorique, les opérations de traitement mécanique (désassemblage, cisailage ou déstructuration, séparation gaine/combustible) devront dès lors être réalisées sous atmosphère inerte. Ces opérations pourraient présenter des difficultés spécifiques, en particulier pour les éléments combustibles de type GFR (gaine réfractaire).

Par ailleurs, en regard des combustibles oxyde irradiés, la solubilité des combustibles carbure et des combustibles nitrure irradiés, ainsi que les quantités de résidus insolubles récupérées après dissolution, devraient être, en première approximation, comparables. L'acquisition de ces données sera, en tout état de cause, indispensable pour analyser la sûreté des étapes de dissolution et de clarification, en particulier pour ce qui concerne les risques de criticité.

Les combustibles carbure se différencient néanmoins des combustibles oxyde par la formation d'acides carboxyliques et aromatiques lors de la dissolution. Ces composés peuvent être de puissants complexants du plutonium et conduire à des dysfonctionnements importants des cycles d'extraction (fuite de Pu dans les raffinats d'extraction, rétention dans le solvant déchargé, etc.). Des traitements de minéralisation, faisant appel à des réactifs fortement oxydants, ont été développés pour limiter la présence de ces complexants organiques.

Toutefois, ces traitements, qui compliquent le procédé et présentent des inconvénients notables en termes de sûreté et de gestion des déchets, se sont révélés insuffisamment efficaces. Ce point reste donc un élément sensible de la démonstration de la faisabilité de ce traitement.

La dissolution des combustibles nitrure se caractérise, quant à elle, d'une part par la formation en quantités importantes d'ions ammonium en solution, pouvant conduire à des risques d'explosion au niveau de l'étape de vitrification (une adaptation des conditions de dissolution pourrait néanmoins limiter les quantités produites), d'autre part par des rejets très importants de ^{14}C si le combustible nitrure n'est pas préalablement suffisamment enrichi en ^{15}N (le niveau de performances à atteindre en regard de la récupération et du piégeage de telles quantités de ^{14}C n'est pas accessible au stade actuel des développements). Il s'agit d'un inconvénient majeur pour la fermeture du cycle du combustible nitrure, la récupération de ^{15}N et son recyclage apparaissant par ailleurs nécessaire d'un point de vue technico-économique. Pour pallier ces inconvénients, ont été étudiés des traitements indirects, basés sur une transformation des combustibles sous forme de carbure et nitrure irradiés en oxydes par oxydation ménagée en amont de la dissolution (oxydation sous oxygène ou CO_2 à hautes températures, pyrohydrolyse, etc.). Bien que cette étape préalable, réalisée en amont de la dissolution, ne semble pas, sur le plan de la chimie du procédé, présenter d'aspects réhivitoires, les risques associés devraient faire l'objet d'une attention particulière (formation d'hydrogène ou d'ammoniac, etc.). Par ailleurs, un traitement des gaz adapté serait dans tous les cas nécessaire (dégagement de produits de fission gazeux ou volatil, etc.). De fait, cette voie « indirecte » conduirait à une étape supplémentaire en tête d'usine, qui pourrait constituer une difficulté dans un contexte industriel.

En tout état de cause, des actions de recherche et développement conséquentes devront être menées pour démontrer la faisabilité du traitement industriel des combustibles carbure et nitrure usés par voie directe ou indirecte. En conséquence, l'utilisation de ces combustibles, qui constituerait une modification majeure du cycle du combustible actuel, paraît ne pouvoir être envisagée qu'à plus long terme.

9.4 GESTION DES DECHETS DE PROCEDE ISSUS DU TRAITEMENT DES COMBUSTIBLES SOUS FORME D'OXYDE, DE CARBURE ET DE NITRURE

Pour ce qui concerne la gestion des déchets issus du traitement des combustibles RNR oxyde, carbure et nitrure, les études entreprises par le CEA montrent que, en regard de la gestion définie pour le parc PWR actuel :

- la quantité de produits de fission produite dans un RNR est plus faible que celle produite dans un PWR (à titre d'exemple 106 kg/TWhe de PF sont produits dans un combustible MOX-RNR irradié à 123 GWj/t au lieu de 133 kg/TWhe pour un combustible UOX-PWR irradié à 45 GWj/t), cette variation étant principalement due au meilleur rendement de conversion des réacteurs rapides ;
- la quantité d'actinides mineurs formée est fonction de la composition isotopique du plutonium et du taux de combustion. Ainsi, à titre d'exemple, pour un combustible RNR de première recharge dont le Pu provient du traitement de combustible de MOX-PWR irradié à 45 GWj/t, la quantité d'actinides mineurs pour un taux de combustion de 123 GWj/t est estimée à 7,2 kg/TWhe, tandis que, pour un combustible RNR à l'équilibre, cette quantité n'est que de 3,8 kg/TWhe. Pour rappel, pour des combustibles UOX-PWR et MOX-PWR dont le taux de combustion est d'environ 45 GWj/t, les quantités d'actinides mineurs produites sont respectivement de 3,6 et 17 kg/TWhe (soit 4,6 kg/TWhe

rapporté au parc PWR/UOX+MOX) ;

- la masse de déchets de structure (tube hexagonal, tête avec protection neutronique supérieur, pied, fils espaceurs, gaines, etc.) d'un élément combustible de type SFR (voire LFR), ramenée au TWhe, est supérieure d'un facteur 3 environ à celle d'un élément combustible PWR. Concernant la filière GFR, il est difficile de se prononcer sur cet aspect, compte tenu de l'absence d'une conception consolidée des éléments combustibles.

Par ailleurs, l'accroissement des masses d'éléments insolubles (platinoïdes) et de produits de corrosion des gaines dans les solutions à vitrifier pourrait conduire à une augmentation du nombre de colis de déchets vitrifiés produits en comparaison de ceux produits par le traitement des combustibles UOX-PWR. Ce nombre pourrait être néanmoins réduit, à la fois, par des évolutions des spécifications actuelles de ces colis, voire par la définition d'une nouvelle matrice vitreuse ou par le déploiement d'une gestion séparée des fines de dissolution (conditionnement dans une matrice métallique ou un verre spécifique). Des activités de R&D importantes sont programmées par le CEA en ce sens pour ce qui concerne les combustibles oxyde.

De plus, des recherches sont à mener afin de réduire la masse de déchets de structure des éléments combustibles des SFR (démontage des assemblages, réutilisation des protections neutroniques supérieures, etc.), limiter le niveau d'activation de ces éléments et développer des procédés alternatifs au procédé de compactage actuel visant à réduire le volume de déchets produits et leur niveau de contamination (fusion avec laitier, fusion tirage en creuset froid, etc.). Ces objectifs sont pris en compte par le CEA dans ses programmes de recherche. Des procédés et technologies similaires pourraient être envisagés pour les déchets de structure des LFR.

9.5 COMBUSTIBLE SOUS FORME METALLIQUE

L'évaluation de l'IRSN s'appuie sur les documents cités en références 21, 92, 93 et 94.

Les combustibles métalliques sont constitués d'U ou U-Pu métallique généralement allié avec du zirconium.

L'IRSN a indiqué au paragraphe 2.6 relatif aux SFR qu'il serait utile d'examiner les avantages et inconvénients respectifs du combustible MOX et du combustible métallique en termes de sûreté, vis-à-vis notamment de la maîtrise de la réactivité et du comportement en accident grave afin de justifier le choix finalement retenu.

Concernant le traitement des combustibles métalliques usés, des procédés hydrométallurgique et pyrochimique ont été développés.

A cet égard, la voie hydrométallurgique apparaît très contraignante, tant sur le plan de la faisabilité technologique que sur celui de la sûreté (insolubilité du métal en milieu nitrique nécessitant l'utilisation d'acide fluorhydrique concentré, présence d'un joint sodium incompatible avec un traitement par voie aqueuse, ajout d'une étape de réduction à l'état métallique des oxydes d'U et Pu récupérés, etc.). Par contre, le procédé d'électro-raffinage en milieu chlorures fondus, développé dans le cadre du projet américain IFR (Integral Fast Reactor), couplé à un procédé de fabrication des barreaux combustibles par fusion et coulée par injection semble beaucoup mieux adapté. Ces procédés pyrométallurgiques constituent la référence internationale actuelle (Etats-Unis, Japon, Corée du Sud, Inde). Néanmoins, ils nécessitent encore d'importants développements technologiques dans une optique de déploiement à l'échelle industrielle. S'agissant du traitement par électro-raffinage du combustible métallique, la récupération de l'uranium ne présente pas de difficulté. Par contre, le multi-recyclage

de l'U et du Pu seuls semble difficile, la séparation groupée des actinides semblant inévitable dans les procédés considérés au stade actuel des développements. De plus, la décontamination de l'U et du Pu en PF apparaît limitée. Aussi, la fabrication des barreaux combustibles devra être réalisée en enceinte blindée, les contraintes radiologiques et celles liées aux dégagements thermiques pouvant également évoluer au fur et à mesure des recyclages. Cet aspect constitue un élément sensible de la démonstration de la faisabilité du traitement par voie pyrochimique. En conséquence, des programmes de développement importants sont encore à mener pour atteindre la définition d'un procédé à l'échelle industrielle (passage d'un procédé discontinu à un procédé continu, amélioration de la pureté des produits finis U et Pu, difficultés technologiques liées aux phénomènes de corrosion et à la gestion des déchets métalliques et des sels contaminés, etc.).

De manière similaire, des recherches importantes restent à mener pour développer, à une échelle industrielle, le procédé de fabrication susmentionné (maîtrise des paramètres de fabrication, minimisation des phénomènes de volatilisation des PF et actinides, développement d'un procédé de fusion continu, minimisation du volume de déchets technologiques, etc.). En outre, les dispositions de prévention des risques de criticité, plus contraignantes pour les matières sous forme métallique, devraient faire l'objet d'une attention particulière. Néanmoins, les risques liés à la mise en œuvre de ce procédé devraient pouvoir être maîtrisés.

En conclusion, l'utilisation des combustibles métalliques à une échelle industrielle paraît ne pouvoir être envisagée qu'à long terme. Celle-ci constituerait une modification majeure en regard des technologies actuelles de traitement de combustibles usés (voie hydrométallurgique), le maintien des deux types de technologies précitées (procédé PUREX et procédé pyrochimique) pouvant être par ailleurs nécessaire durant la phase de transition (cohabitation de PWR alimentés en combustibles MOX et de SFR alimentés en combustibles métalliques).

9.6 FILIERE MSR

Le concept de MSR à spectre rapide de type MSFR est surgénérateur (voir chapitre 6). Il se caractérise par la mise en œuvre de sels fondus de type alliage eutectique (fluorure de lithium), servant à la fois de combustible liquide et de caloporteur. Cette filière est associée principalement à un cycle du combustible au thorium (^{233}U -Th). Une unité de traitement du combustible est intégrée au réacteur pour maintenir l'intégrité chimique du sel (extraction des lanthanides solubles) et le potentiel redox $\text{U}^{4+}/\text{U}^{3+}$ des sels (voir la Figure 36 présentée au paragraphe 6.2.1). Cette unité traite de l'ordre de quelques dizaines de litres par jour. Ces faibles quantités prélevées ne sont rendues possibles que grâce au faible empoisonnement du cœur (spectre rapide).

Au stade actuel des connaissances, le MSFR présente un certain nombre d'avantages (capacité d'incinération, de surgénération, économie des ressources naturelles, recyclage des actinides, etc.). Ce concept a fait l'objet d'expérimentations aux Etats-Unis (expérience MSRE), qui ont conclu à sa viabilité. Toutefois, ces expérimentations sont restées très limitées. Aussi, la faisabilité de ce concept et des opérations de traitement associées n'est pas encore établie. Ceci est d'autant plus sensible que des problématiques très spécifiques sont associées à ce concept (confinement de combustible liquide, choix des matériaux, corrosion par les sels fondus, traitement du sel, devenir des sels usés, etc.). Ainsi, l'accès à ces technologies « prospectives », très en rupture avec les technologies actuelles, ne semble pouvoir être envisagé au mieux qu'au cours de la seconde moitié de ce siècle, compte tenu des développements importants et des sauts technologiques nécessaires.

Par ailleurs, le CNRS présente un scénario d'implantation « embryonnaire » d'un parc MSFR impliquant un doublement de la puissance électrique installée actuelle des réacteurs PWR (120 GWe), dans le but de tester les capacités de déploiement de cette filière dans des conditions tendues. Pour l'IRSN, ce scénario n'apparaît pas, de fait, actuellement réaliste. Toutefois, de nouveaux scénarios de déploiement d'un parc MSFR à puissance électrique installée constante (60 GWe) sont en cours d'élaboration pour tenir compte du contexte français. Aussi, s'il est décidé de poursuivre les recherches sur cette filière pour évaluer la réalité de sa faisabilité et la pertinence de sa mise en œuvre, une R&D conséquente sur ce type de réacteur et le traitement associé doit être entreprise. Préalablement à la mise en service d'un éventuel démonstrateur MSFR, outre la résolution des difficultés propres au réacteur (tenue des matériaux, fiabilité des technologies, etc.), de nombreuses études et expérimentations seront donc nécessaires pour apporter les éléments indispensables à la définition d'un procédé de traitement (performances du système d'élimination des gaz rares et aérosols du sel combustible par bullage d'hélium, comportement des fluorures métalliques volatiles, de l'iode et du tritium, problématique liée à la non extraction du zirconium, performances de séparation des alcalins et des alcalino-terreux et des lanthanides, etc.) et valider les solutions technologiques dans des conditions réelles de fonctionnement (boucle à sels fondus en circulation forcée, système de bullage, technologies et matériaux en milieu très corrosif, etc.).

Enfin, la définition des procédés de traitement et de conditionnement des déchets produits (déchets « métalliques » issus du filtre liquide du système de bullage, lanthanides et actinides mineurs résiduels extraits par traitement pyrochimique, sels combustibles usés, nombreux équipements et échangeurs remplacés durant la vie du réacteur, déchets technologiques, etc.) nécessitera également des travaux de R&D conséquents.

9.7 FILIERE VHTR

L'évaluation de l'IRSN s'est appuyée notamment sur les références 50, 93, 95, 96, 97 et 98.

Le VHTR est un système à spectre thermique, utilisant des combustibles à particules TRISO (voir au chapitre 3). Il se distingue par sa grande flexibilité vis-à-vis du combustible utilisé. Compte tenu de son combustible réfractaire sous forme de particules enrobées, il est apte à utiliser tous les types de matières fissiles et fertiles (uranium faiblement enrichi en ^{235}U (inférieur à 20 %), MOX, plutonium, ^{238}U , ^{233}U et thorium).

Ce concept est prévu avec un cycle du combustible ouvert, son combustible étant par nature difficilement « retraitable ». Aussi, le VHTR ne permet pas une gestion optimale dans la durée des ressources naturelles et des déchets, l'économie en uranium naturel restant très limitée en particulier avec un combustible à uranium faiblement enrichi en ^{235}U . De fait, les réacteurs VHTR sont, en regard des réacteurs à eau légère, potentiellement de bons « brûleurs » de plutonium (projet américain « Deep Burn »). Ils s'apparentent plus à un concept dédié à la consommation de plutonium qu'à une filière de réacteurs dont l'objectif serait électrogène et vouée à un déploiement massif. Ces réacteurs pourraient ainsi « incinérer » le plutonium contenu dans les MOX-PWR, permettant ainsi de stabiliser l'inventaire en plutonium dans le cycle ou de le réduire sensiblement dans le cadre d'un scénario de sortie du nucléaire, voire de l'ajuster aux besoins d'une future implantation de quelques unités de réacteurs à neutrons rapides.

Compte tenu du retour d'expérience accumulé depuis les années 1960, à l'échelle du laboratoire et à l'échelle pilote, sur la fabrication des combustibles à particules TRISO et BISO (expérience Peach Bottom, DRAGON, Fort Saint-Vrain, AVR, THTR ayant mis en œuvre notamment des combustibles de types oxyde et carbure à base

d'uranium faiblement et hautement enrichis en ^{235}U , ainsi que de thorium), la démonstration de la faisabilité industrielle de cette étape pour la filière VHTR (principalement pour des combustibles à base d'uranium enrichi) devrait pouvoir être apportée avec les procédés et les technologies actuellement développés (procédés de gélifications interne et externe). Toutefois, le manque de retour d'expérience sur la fabrication de combustibles VHTR à base de plutonium nécessitera une R&D spécifique, la démonstration de la sûreté d'un cœur « tout plutonium » devant être également apportée. Des programmes d'études sont actuellement menés pour concevoir des particules combustibles pouvant atteindre des taux de combustion et des températures d'irradiation encore plus élevés (élaboration de phase oxycarbure au lieu d'oxyde, enrobage en carbure de zirconium au lieu de carbure de silicium, etc.). Par ailleurs, le contrôle de la fabrication de particules en très grand nombre, en regard de leurs caractéristiques de confinement, pourrait constituer un « défi » technologique (mise en œuvre de méthodes automatisées non destructives, etc.). Sur un plan plus général, outre la nécessité d'adapter notamment les installations d'enrichissement existante dans le cas de l'utilisation d'uranium faiblement enrichi (teneur en ^{235}U inférieure à 20 %), la fabrication de combustibles à particules à base d'uranium enrichi ou de plutonium nécessitera la construction d'une usine spécifique. A cet égard, la sûreté des procédés de fabrication devrait pouvoir être démontrée sans difficulté rédhibitoire sur la base des procédés actuellement connus. Toutefois, les risques liés au caractère pyrophorique de certains matériaux (cas des matrices carbure), ainsi que les risques de criticité (haute teneur en plutonium, enrichissement en ^{235}U supérieur à 6,5%, mise en œuvre en milieu liquide et présence de carbone élément modérateur, etc.) devraient faire l'objet d'examen approfondis. En particulier, les contraintes de sûreté-criticité induites pourraient ne plus être compatibles avec les impératifs industriels, notamment en termes de capacité et de flux.

En regard de l'option « cycle ouvert », le stockage en l'état des déchets de structure et du combustible (boulets ou assemblages prismatiques et compacts) sera a priori pénalisant en termes de volume de déchets. Le graphite à stocker provient, en premier ordre de grandeur, et, à parts égales, des éléments combustibles et des réflecteurs utilisés (au total une production d'environ 3500 tonnes de graphite par an pour un parc HTR de 10 GWe, intégrant les quantités produites lors du démantèlement). Ces déchets et matières pourraient être placés dans un centre de stockage à faible profondeur. Les quantités en jeu devraient conduire à proposer des voies de gestion alternatives, consistant à séparer les compacts des assemblages prismatiques, le caractère « étanche » de ces combustibles, prévu à la conception, étant en principe compatible avec cette option, à réduire l'activité des déchets de structure due à leur activation (limitation des impuretés) et à rechercher des solutions de décontamination et de recyclage du graphite. Des programmes de recherche, intégrés au plan de développement des VHTR établi par le GIF, sont menés dans cette voie. En tout état de cause, la démonstration de la maîtrise de la gestion des déchets issus des VHTR sera un élément de décision important. En particulier, la démonstration d'un comportement acceptable à long terme du combustible VHTR en situation de stockage en couches géologiques, associé à un conditionnement approprié restant à définir, devra être apportée.

Enfin, la faisabilité industrielle d'un cycle « fermé » pour la filière VHTR n'est pas démontrée, des sauts technologiques importants étant nécessaires pour éliminer notamment les couches d'enrobage des particules et accéder au combustible (voie mécanique de déstructuration des couches, procédé thermique, voie pyrométallurgique, etc.). De plus, la recherche d'un taux de combustion élevé pour ce type de combustible, notamment pour les cycles à base de plutonium, réduit d'autant l'intérêt de recycler cet actinide (faibles quantités résiduelles et qualités isotopiques). Le développement d'une industrie de traitement des combustibles

issus des VHTR fonctionnant en spectre thermique apparaît donc complexe pour un intérêt faible. Cependant, la mise en œuvre à plus long terme d'un cycle au thorium basé sur un combustible hétérogène ($^{233}\text{U-Th}$) pourrait rendre crédible l'option d'un cycle fermé. En effet, les particules combustibles fertiles de type BISO (absence de couche réfractaire en carbure de silicium), dans leur principe moins « résistantes » que les particules TRISO fissiles, seraient plus « facilement » traitables. Néanmoins, des travaux de R&D conséquents devraient être menés pour en démontrer la faisabilité (tri, attaque sélective, etc.), mais le déploiement d'un tel cycle resterait long et complexe (voir le paragraphe 9.1).

9.8 FILIERE SCWR

Le SCWR constitue une avancée des réacteurs à eau actuels, essentiellement du point de vue du rendement thermique de l'installation. Fonctionnant avec un spectre de neutrons thermiques, il est proposé avec un cycle du combustible ouvert. La faisabilité d'un cœur à spectre rapide iso-générateur et d'un multi-recyclage du plutonium, via un cycle du combustible fermé, est loin d'être démontrée au stade actuel des études. L'économie possible en matière de consommation d'uranium naturel pour un parc SCWR, en regard du parc PWR actuel, serait donc, en premier ordre de grandeur, directement proportionnelle au rendement thermique du réacteur. Sur le plan de la fabrication des combustibles, il n'apparaît pas de point rédhibitoire, compte tenu de l'expérience industrielle acquise pour les combustibles des réacteurs à eau légère. Toutefois, l'option « cycle ouvert » nécessiterait de stocker directement les combustibles usés, ce qui conduirait à une augmentation de l'emprise souterraine du stockage du fait de la puissance résiduelle des colis.

Dans l'hypothèse du mono-recyclage de l'uranium et du plutonium dans les SCWR, celui-ci pouvant dans une certaine mesure se révéler attractif du fait notamment des fortes teneurs en ^{235}U résiduel dans les combustibles usés, leur traitement ne devrait pas présenter de difficultés rédhibitoires, sous réserve que les assemblages combustibles puissent être conçus de façon à faciliter leur démontage et les opérations de traitement mécaniques en tête d'usine.

9.9 TRANSPORTS

Les transports des combustibles des filières SFR, GFR, LFR, VHTR et SCWR ne devraient pas entraîner de rupture technologique majeure par rapport aux moyens utilisés actuellement et pourront bénéficier du retour d'expérience acquis (transports d'aiguilles SFR désassemblées et de boulets HTR déjà réalisés, etc.). Des études et recherches seront toutefois nécessaires pour intégrer les spécificités de ces combustibles, sans que cela constitue un point rédhibitoire. Des opérations de désassemblages ou de découpe de certains types d'assemblages (LFR par exemple) pourraient par ailleurs être nécessaires en fonction de leurs caractéristiques.

A contrario, les transports de sels fondus irradiés ou de sels comportant des actinides issus du traitement de combustibles PWR ou MOX-Th, nécessiteront de concevoir de nouveaux emballages tenant compte des contraintes thermiques et de radioprotection ainsi que des caractéristiques physiques et chimiques des sels transportés.

9.10 CONCLUSION

En l'état actuel des études disponibles, seuls les systèmes nucléaires de quatrième génération basés sur le multi-recyclage de l'uranium et du plutonium dans des réacteurs à neutrons rapides paraissent à même de présenter,

dans le contexte national et à moyen terme, des perspectives cohérentes avec les critères pris en compte par le GIF (gestion durable des matières nucléaires, limitation des quantités de déchets ultimes, etc.).

Compte tenu des éléments évoqués ci-avant (retour d'expérience important de la filière SFR française et de son cycle du combustible, programmes de R&D prévus, projet du démonstrateur ASTRID et des installations associées à son cycle des matières, etc.), la mise en œuvre d'un scénario de déploiement de SFR se substituant en totalité au parc PWR à l'horizon de la fin de ce siècle semble accessible.

De plus, parmi tous les combustibles potentiels des filières de réacteurs à neutrons rapides de quatrième génération examinées, le combustible « oxyde », qui bénéficie d'un large retour d'expérience, apparaît comme le plus mature. Le cycle du combustible correspondant pourrait être le plus rapidement déployé, moyennant l'aboutissement des études et innovations technologiques en partie déjà identifiées. Ainsi, l'échéancier du CEA proposé dans son dossier cité en référence 12, remis en décembre 2012, apparaît a priori techniquement compatible avec le début du déploiement d'un parc de SFR et de son cycle du combustible associé à l'horizon 2040-2050.

Toutefois, si ce déploiement devait être différé, il pourrait être nécessaire de réexaminer l'intérêt des différents systèmes nucléaires de quatrième génération pour tenir compte des nouvelles connaissances acquises. De même, l'émergence de nouveaux scénarios électronucléaires, tenant compte des contraintes industrielles (à titre d'exemple, le CEA et les industriels AREVA et EDF étudient actuellement des scénarios de déploiement (très) progressifs de RNR qui pourraient remplacer partiellement le parc PWR actuel) comme de la fin de vie du parc (scénario dit de « phase out »), pourrait influencer l'appréciation portée aujourd'hui sur ces différents systèmes. A cet égard, du fait d'objectifs temporels de déploiement parfois très différents, d'écarts de maturité importants et d'un état des connaissances très inégal entre les différents concepts examinés, l'établissement d'un bilan « équilibré » des systèmes nucléaires retenus par le GIF est difficile. Aussi, l'éclairage fourni dans le présent rapport doit être considéré, au stade actuel, avec précaution.

Enfin, il faut rappeler que le choix du déploiement industriel d'une filière de réacteurs de quatrième génération, si celui-ci est décidé, sera nécessairement lié aux avantages apportés par la nouvelle filière non seulement en termes d'exploitation et de sûreté du parc de réacteurs, mais également en termes de cohérence et de performance du cycle du combustible associé, incluant les aspects de sûreté, de radioprotection, de gestion des matières et de minimisation de la production de déchets radioactifs, sans préjuger de la compétitivité économique globale du système nucléaire. Ce choix ne pourra donc être fait, le moment venu, que dans le cadre d'une approche globale, sur la base d'études multicritères intégrant les différents aspects précités.

10. TRANSMUTATION DES ELEMENTS RADIOACTIFS A VIE LONGUE

Pour rappel, l'IRSN a formulé, à la demande de l'ASN, l'avis cité en référence 5 établi sur la base de l'examen du rapport d'étape d'un premier bilan des études de scénarios techniques et économiques menées depuis 2007 dans le cadre des travaux relatifs à la séparation et à la transmutation des éléments radioactifs à vie longue présents dans les combustibles usés des centrales nucléaires de puissance. Ce bilan a été complété, depuis lors, par le second tome du dossier (référence 12) remis en décembre 2012, aux ministres concernés, dans le cadre du jalon fixé par la loi du 28 juin 2006 relatif à la gestion des matières et déchets radioactifs, demandant un bilan des recherches précitées. Enfin, l'ASN à son tour, s'appuyant sur l'avis de l'IRSN, a pris position sur ce sujet dans son avis cité en référence 99.

Par ailleurs, le CEA a transmis des éléments d'information relatifs aux capacités de séparation-transmutation des systèmes de quatrième génération sélectionnés par le GIF.

C'est sur cet ensemble de documents que l'IRSN s'est appuyé pour effectuer son évaluation relative à l'intérêt de disposer d'une voie de gestion de déchets radioactifs mettant en œuvre la séparation-transmutation des éléments radioactifs à vie longue. Cette évaluation reprend pour l'essentiel les conclusions de l'avis de l'IRSN précité.

10.1 BASES PHYSIQUES DE LA TRANSMUTATION

Le principe de la transmutation consiste à transformer, sous flux neutronique, des radionucléides dont la période radioactive est longue ou très longue en éléments stables ou à vie courte. La transmutation est donc l'action par laquelle l'absorption d'un neutron par le noyau radioactif d'un radionucléide à vie longue conduit à en changer ses caractéristiques radioactives ou, si le noyau est fissile, à une possible réaction de fission.

Ainsi, l'isotope 99 du technétium (^{99}Tc), produit de fission à vie longue (période de 210 000 ans) se transforme, par capture neutronique, en ^{100}Tc , de période radioactive courte (15,8 secondes). Par désintégration radioactive, ce dernier se transforme en l'isotope 100 du ruthénium (^{100}Ru) qui est stable.

Pour ce qui concerne les radionucléides à noyaux lourds, les actinides sont tous les éléments du tableau périodique situés au-delà de l'actinium. Parmi ces actinides, l'uranium (U) et le plutonium (Pu) sont les principaux éléments du combustible nucléaire. Ces éléments contenant des isotopes fissiles peuvent être recyclés dans des réacteurs nucléaires. Les actinides dits mineurs sont principalement constitués de neptunium (Np), américium (Am) et curium (Cm). Tous les isotopes de ces radionucléides sont des émetteurs α de périodes longues ou très longues et quelques-uns sont aussi émetteurs β . Les masses des autres actinides dans les combustibles usés (actinium, thorium, protactinium, berkélium, californium, einsteinium et fermium) sont assez faibles pour que l'on puisse considérer que ces éléments sont à l'état de traces. Les actinides mineurs (AM) sont actuellement considérés comme des déchets et incorporés avec les produits de fission dans une matrice vitreuse. Les conteneurs de déchets vitrifiés ainsi produits sont destinés, après refroidissement, à être stockés en couches géologiques profondes.

Contrairement aux PF, la réaction de capture neutronique des actinides mineurs peut aboutir à la formation d'autres actinides mineurs dont la période de décroissance peut être plus longue. En revanche, si cette réaction conduit à une réaction de fission, l'actinide mineur se scinde en deux (parfois trois) fragments qui, pour la

plupart, ont une période radioactive plus courte (inférieure à trente ans). Par conséquent, cette voie doit être privilégiée pour la transmutation des actinides mineurs. En outre, la réaction de fission produit des neutrons supplémentaires utilisables pour transmuter d'autres noyaux ou participer au maintien de la réaction en chaîne.

A partir de l'analyse élémentaire de comparaison des sections efficaces de capture et de fission dans des réacteurs à neutrons thermiques, épithermiques et rapides, il ressort que la transmutation des PF à vie longue est efficace dans le spectre neutronique épithermique, celle des AM dans le spectre rapide. Cette analyse met en évidence l'avantage intrinsèque des réacteurs à neutrons rapides pour transmuter les actinides mineurs. En revanche, les études effectuées au CEA montrent que la séparation-transmutation (S&T) des PF à vie longue à une échelle industrielle est « très difficile, voire impossible. »

Dans le cadre des réacteurs à neutrons rapides, deux modes de transmutation sont étudiés : le mode homogène et le mode hétérogène. En mode homogène, les AM sont incorporés dans de faibles proportions au combustible du cœur (U et Pu) alors que, en mode hétérogène, les AM sont concentrés dans des assemblages spécifiques sur support UO_2 (couvertures chargées en actinides mineurs - CCAM) ou mélangés à un support inerte dans des cibles, ces assemblages ou cibles étant placés en périphérie du cœur.

10.2 CONTEXTE

Pour les scénarios (arrêtés arbitrairement en 2150), le CEA considère un déploiement progressif d'un parc de réacteurs à neutrons rapides à partir de 2040, en remplacement des réacteurs PWR actuels et futurs EPR implantés lors d'une phase transitoire. Il a limité ses études détaillées de scénarios aux cas des SFR, dans lesquels le plutonium est systématiquement recyclé, en considérant les configurations suivantes : absence de transmutation des actinides mineurs (scénario de référence où uniquement le plutonium est recyclé) et transmutation en mode homogène ou hétérogène de tous les actinides mineurs ou uniquement de l'américium.

L'IRSN n'a évalué que les filières SFR (combustible MOX) et GFR (combustible carbure (U,Pu)C) et les systèmes dédiés (ADS) pris en compte dans les scénarios présentés.

Il ressort de cette évaluation :

- le faible réalisme du scénario ADS à l'horizon 2040, du fait du nombre d'ADS nécessaires, de la faisabilité technique des réacteurs (conception, contrôle, combustible) et des opérations du cycle qui ne sera pas acquise avant plusieurs décennies ainsi que du fait des flux de transport associés qui apparaissent réhibitoires (puissance thermique du combustible extrêmement élevée) ;
- que le déploiement en 2040 d'un parc de GFR est peu accessible (absence de retour d'expérience, tenue du combustible et des matériaux de structure à hautes températures, besoins importants en Pu nécessaires au déploiement).

Cependant, il apparaît que le choix des scénarios est fortement dépendant de la date du début de déploiement du parc SFR (2040) qui impose de fait une certaine maturité des solutions envisagées. Si la date de déploiement devait être repoussée, les études nécessaires pour tenir compte des nouvelles connaissances acquises sur les filières de quatrième génération, écartées à ce stade, devraient être reprises.

10.3 EVALUATION DU BIEN-FONDE DE SCENARIOS

L'évaluation des différentes options retenues en termes de cycles du combustible s'appuie en général sur des études de scénario dont l'objectif est d'évaluer leur intérêt en permettant, d'une part de connaître la situation du parc à l'équilibre⁴³, d'autre part d'apporter un éclairage sur la période transitoire entre la situation du parc actuel et celle visée à terme, période souvent longue et délicate à gérer en termes de disponibilité de matières, de capacité de déploiement de réacteurs, de capacité de recyclage ou d'accumulation de matières entreposées.

10.3.1 SCENARIO DE REFERENCE

Comme évoqué dans le chapitre précédent, la mise en œuvre du scénario de référence (mutirecyclage du plutonium seul) apparaît accessible, moyennant l'aboutissement des études et innovations technologiques en partie déjà identifiés.

10.3.2 SCENARIOS DE TRANSMUTATION POUR LES SFR

Les études de scénarios portent sur le multi-recyclage, soit de la totalité des AM, soit de l'américium seul, en mode homogène ou en mode hétérogène, ce deuxième mode étant limité à l'utilisation des couvertures chargées en actinides mineurs (CCAM) ou en américium (CCAm). En effet, les études montrent que les scénarios avec multi-recyclage du neptunium (Np) ou du curium (Cm) présentent peu d'intérêt (facteurs de réduction d'inventaires négligeables, recyclage du curium extrêmement pénalisant lié aux contraintes thermiques et de radioprotection, etc.).

La transmutation des actinides mineurs provenant des combustibles MOX-PWR usés (traitement prévu à partir de 2035) est à considérer dans les scénarios étudiés quelle que soit la date du début de déploiement du parc de réacteurs à neutrons rapides. En effet, une mise en œuvre progressive de la transmutation une fois le parc de réacteurs à neutrons rapides déployé, sans tenir compte des actinides mineurs provenant des combustibles MOX-PWR usés qui seraient alors destinés au stockage, minimiserait les facteurs de réduction d'inventaires des actinides mineurs et limiterait dès lors l'intérêt de la transmutation.

Par ailleurs, les scénarios étudiés devraient tenir compte du « talon initial » (inventaire des AM dans les colis à Haute Activité à Vie Longue (HAVL) provenant du traitement des combustibles PWR usés jusqu'en 2035) et de l'inventaire final dans le cycle en 2150 (~1400 t de Pu et AM). A cet égard, il convient d'examiner l'influence de ces « talons » sur la réduction de l'inventaire des AM et de la charge thermique des déchets HAVL (éléments dimensionnants du stockage géologique) et d'explicitier les choix possibles de gestion du talon final et des durées associées. En effet, si cet inventaire final était conditionné en colis de déchets HAVL destinés au stockage géologique, les gains (emprise souterraine du stockage, volume excavé, etc.) apportés par la mise en œuvre de la transmutation des actinides mineurs durant la période 2040-2150 seraient fortement réduits et seraient annihilés si les assemblages combustibles usés et les couvertures contenant des actinides mineurs, déchargés au-delà de la période examinée, étaient stockés directement.

⁴³ Situation stabilisée, tant en termes de type de parc nucléaire visé qu'en termes d'inventaire et d'isotopie des matières présentes en réacteur et dans les installations du cycle.

Il résulte des études réalisées que, quels que soient les scénarios incluant la transmutation d'AM, le facteur de réduction de l'inventaire de ces actinides, intégrant les talons « initial » et « final » précités, bien que significatif, reste inférieur à 3.

L'ordre de grandeur global des quantités de matières destinées au stockage géologique n'est donc pas fortement modifié (à moins d'une prolongation des scénarios au-delà de 2150). Ainsi, il n'apparaît pas d'apport déterminant de la transmutation en termes de réduction d'inventaires.

Par ailleurs, selon les études du CEA, deux siècles environ seraient nécessaires pour une incinération de l'inventaire final (Pu + AM) dans des réacteurs à neutrons rapides de type « burner » (scénarios de « phase out »). Aussi, la durée totale du déroulement du scénario mettant en œuvre à la fois cette « phase out » pour réduire significativement l'inventaire final et la phase « iso-générateur » des RNR consacrée uniquement à la transmutation des actinides mineurs pourrait atteindre plusieurs siècles. Cela nécessiterait par conséquent le maintien d'une industrie nucléaire durant toute cette période. A défaut d'un scénario incluant ces deux phases, les gains espérés sur l'emprise du stockage géologique seraient minimes, voire totalement effacés.

10.4 INFLUENCE DE LA TRANSMUTATION SUR LES INSTALLATIONS ET LES TRANSPORTS

10.4.1 REACTEUR

La mise en œuvre de la transmutation ne remet pas globalement en cause la sûreté des réacteurs SFR quel que soit le mode de transmutation retenu. Cependant, dans le cas du mode homogène, des incertitudes importantes dues essentiellement aux données nucléaires affectent les contre-réactions neutroniques du cœur.

Pour ce qui concerne le mode hétérogène, les puissances résiduelles importantes des couvertures chargées en actinides mineurs (CCAM) neuves et usées nécessitent de concevoir des entreposages spécifiques de ces couvertures (stockage interne dans le réacteur ou entreposage externe en sodium ou en gaz) ou leur chargement en réacteur ou leur évacuation hors du cœur.

10.4.2 USINES DU CYCLE

L'introduction d'actinides mineurs dans les combustibles ou dans les couvertures et les cibles conduit à augmenter significativement la puissance thermique et l'intensité des sources de rayonnements neutroniques et gamma des matières radioactives manipulées lors des opérations de fabrication et de traitement.

A cet égard, la faisabilité industrielle des opérations de fabrication en enceintes blindées n'est pas acquise (contraintes thermiques/taille des lots de poudres, cadences, etc.).

Compte tenu des caractéristiques nucléaires des matières radioactives utilisées, le renforcement des systèmes de sûreté serait nécessaire (refroidissement, air de dilution, protections radiologiques adaptées).

La mise en œuvre dans le cycle du combustible de flux de matières radioactives supplémentaires et plus nocives conduit, d'une part à un besoin accru d'entreposages de combustibles et de matières séparées, d'autre part à un accroissement des risques, des situations accidentelles à considérer et des termes sources. Par ailleurs, les doses

reçues par les opérateurs sont potentiellement plus élevées en situations accidentelles et la gestion des déchets est plus complexe.

10.4.3 TRANSPORTS

La faisabilité des transports semble a priori acquise pour la transmutation en mode homogène. Pour la transmutation en mode hétérogène, cette faisabilité nécessite d'importantes innovations technologiques par le développement de nouveaux emballages. Enfin, pour certains scénarios, l'utilisation de concepts d'emballages similaires à ceux actuellement utilisés conduirait à effectuer des transports fractionnés, notamment pour les couvertures neuves ou usées. Dans ce cas, les flux de transport augmenteraient de manière importante.

10.4.4 IMPACT DE LA TRANSMUTATION SUR LE STOCKAGE GEOLOGIQUE

L'impact radiologique du stockage géologique, considéré identique à celui de Meuse/Haute-Marne, est dû essentiellement aux produits de fission et aux produits d'activation à vie longue « mobiles », tant en situation normale qu'en situations altérées (densification du stockage, zone de plus forte perméabilité). En revanche, les actinides restent confinés dans le champ proche compte tenu de leur forte rétention dans le milieu géologique, le flux d'activité sortant de la formation hôte étant alors négligeable. Les opérations de transmutation des actinides mineurs ne sont donc pas de nature à modifier ces conclusions.

Par ailleurs, les facteurs de réduction de l'emprise souterraine (2 à 4,6) et du volume excavé de la zone de stockage HAVL (30 à 50 %) ne sont significatifs qu'après un entreposage préalable de 120 ans qui permettrait la décroissance du curium 244. De plus, ces gains sont à apprécier en regard de la totalité de l'emprise des installations du stockage, du « talon initial » et de l'option choisie quant à la gestion de l'inventaire final. En outre, l'apport global pour la sûreté et la radioprotection d'un entreposage séculaire de déchets HAVL avant stockage reste à démontrer (surveillance, reprise des colis, transports associés, etc.).

Néanmoins, la transmutation des AM regroupés ou uniquement de l'américium conduirait à la réduction significative du délai d'atteinte de la température maximale de la paroi des alvéoles de stockage (de quelques centaines à quelques dizaines d'années). Cela permettrait, d'une part une surveillance des premiers modules de stockage durant leur « phase thermique » pendant la période d'exploitation du stockage, d'autre part un gain possible en termes de durée d'étanchéité requise des conteneurs pour isoler les verres des arrivées éventuelles d'eau (tant que la température du colis de verre demeure supérieure à 50°C).

10.5 CONCLUSION

La transmutation des AM nécessite de mettre en œuvre, dans l'ensemble des installations du cycle, de nouvelles matières fortement radioactives et contraignantes en termes de sûreté et de radioprotection, de développer des nouveaux procédés et de concevoir de nouvelles installations et des moyens de transport adaptés.

La démonstration de la faisabilité des procédés du cycle du combustible avec des assemblages fissiles et des couvertures chargées en AM n'est pas encore acquise à l'échelle industrielle, les caractéristiques des matières ou des objets à traiter ou fabriquer pouvant induire de fortes contraintes sur le dimensionnement des équipements, des systèmes de sûreté et des installations avec une augmentation des risques et des contraintes dosimétriques.

Les gains escomptés en termes de réduction d'emprise et de volume excavé du stockage géologique sont limités. De plus, les inventaires initial et final ne sont pas pris en compte dans les scénarios étudiés par le CEA.

L'impact radiologique du stockage n'est pas modifié par le déploiement de la transmutation des AM. Cependant, la réduction de la durée de la phase thermique serait un élément favorable pour la sûreté du stockage.

Au stade actuel, pour les SFR, les études examinées confirment que les gains espérés de la transmutation des actinides mineurs, en termes de sûreté, de radioprotection et de gestion des déchets, n'apparaissent pas décisifs au vu notamment des contraintes induites sur le cycle, les réacteurs et les transports. Ce constat peut s'étendre également aux GFR et LFR.

A cet égard, l'ASN, dans son avis cité en référence 99, indique « ...que les possibilités de séparation et de transmutation des éléments radioactifs à vie longue ne devraient pas constituer un critère déterminant pour le choix des technologies examinées dans le cadre de la quatrième génération. Les différentes technologies de réacteurs étudiées devraient être comparées notamment sous l'angle des perspectives de renforcement de la protection des intérêts mentionnés à l'article L.593-1 du code de l'environnement par rapport aux réacteurs de troisième génération de type EPR... ».

Pour ce qui concerne les SCWR et les VHTR, réacteurs à spectres thermiques, ces derniers n'ont pas la capacité de transmuter et multi-recycler efficacement les actinides mineurs.

A contrario, les MSR à spectre rapide comme le MSFR semblent présenter une très forte capacité de recyclage et de transmutation. Outre qu'ils peuvent fonctionner en modes surgénérateur, isogénérateur et incinérateur, l'unité de traitement associée à ces réacteurs n'extrait pas les actinides, qui de ce fait sont continuellement recyclés et transmutés. De plus, la charge finale de sels fondus subsistant à l'issue de la durée de vie du réacteur est destinée soit à servir de charge initiale à un nouveau réacteur, soit à être brûlée dans un MSR à spectre rapide incinérateur.

11. CONCLUSION

A l'issue de son examen, l'IRSN considère que, parmi les différents systèmes nucléaires envisagés par le GIF, seul le système SFR présente une maturité suffisante pour que la réalisation d'un prototype de réacteur de quatrième génération soit envisageable dans la première moitié du XXI^{ème} siècle. De plus, le scénario de déploiement de SFR se substituant à un parc de PWR, à l'horizon de la fin du siècle, semble accessible, compte tenu du plutonium disponible en début de déploiement et de la mise en œuvre d'un cycle du combustible « fermé », basé sur un combustible oxyde, déjà éprouvé ; la mise en œuvre de ce scénario nécessite toutefois l'aboutissement d'études et de développements technologiques déjà identifiés.

Toutefois, s'il apparaît possible qu'un réacteur SFR puisse présenter un niveau de sûreté équivalent à celui visé pour les réacteurs à eau sous pression de troisième génération, l'IRSN ne peut pas se prononcer sur la possibilité d'atteindre un niveau significativement supérieur, compte tenu en particulier des différences de conception et de l'état des études et recherches. Le système nucléaire associé au SFR fait en effet l'objet de travaux importants de recherche et développement, en France et à l'étranger, dont le projet de réacteur ASTRID, développé par le CEA en collaboration avec AREVA et EDF. L'examen du dossier d'options de sûreté de ce réacteur devrait permettre d'évaluer plus précisément la faisabilité et la sûreté de différentes solutions technologiques à l'étude.

De son côté, le système VHTR pourrait apporter des améliorations de sûreté notables par rapport aux réacteurs de troisième génération, notamment en termes de prévention de la fusion du cœur, mais au prix d'une limitation importante de la puissance unitaire ; de plus, la réalisation d'un tel réacteur nécessiterait de déterminer précisément les risques associés à la présence de poussières de graphite et de développer des combustibles et des matériaux résistant aux hautes températures, les températures de fonctionnement actuellement envisagées, de l'ordre de 1000°C, étant proches des températures de transformation des matériaux couramment utilisés dans l'industrie nucléaire. De surcroît, ce système tel qu'il est défini à ce jour ne permettrait pas une gestion optimale dans la durée des ressources naturelles et des déchets, l'entreposage des déchets de structure et des combustibles usés ne pouvant pas être une solution pérenne.

Les quatre autres systèmes étudiés ne bénéficient pas d'un retour d'expérience directement utilisable ; leur réalisation poserait des difficultés technologiques qui ne permettent pas d'envisager un passage à l'échelle industrielle aux échéances visées. On peut toutefois distinguer, d'une part le LFR et le GFR, pour lesquels la construction de réacteurs de petite taille pourrait intervenir dans la première moitié du XXI^{ème} siècle, d'autre part le MSR et le SCWR, pour lesquels de premières réalisations apparaissent difficilement envisageables avant la fin du siècle.

L'IRSN rappelle par ailleurs que les systèmes de génération IV étudiés par le GIF visent à s'inscrire dans différents contextes nationaux. Les systèmes retenus peuvent être associés à différents modes de gestion du combustible (cycle « ouvert » ou « fermé », surgénération ou incinération du plutonium, etc.) et ne sont donc pas tous adaptés au contexte énergétique français. A cet égard, certains critères tels qu'une gestion durable et optimisée des ressources naturelles et des déchets, associés notamment aux réacteurs à neutrons rapides, ne sont pas forcément compatibles avec une amélioration notable de la sûreté de ces réacteurs, en particulier du fait des températures élevées de fonctionnement et du caractère toxique et corrosif de la plupart des caloporteurs envisagés.

A cet égard, pour ce qui concerne les SFR et potentiellement les GFR et les LFR, l'IRSN rappelle sa position relative aux études menées sur la transmutation des actinides mineurs, à savoir que cette option ne présente

qu'un intérêt très limité, en termes de réduction d'inventaire et d'emprise du stockage géologique, au vu des contraintes induites sur les installations du cycle du combustible, les réacteurs et les transports, sur le plan de la sûreté et de la radioprotection. L'ASN a d'ailleurs récemment pris position pour indiquer que la possibilité de transmutation des actinides mineurs ne constituerait pas un critère de choix d'une future filière.

Au final, l'IRSN considère que de nombreux travaux de recherche et développement seraient à mener pour le développement de systèmes nucléaires de 4^{ème} génération, d'ampleur variable selon le système choisi. L'état des connaissances actuel pour la plupart des systèmes ne permet pas de se positionner sur le niveau de sûreté qui pourrait être atteint.

A cet égard, le GIF souligne (référence 2) que les progrès techniques réalisés depuis 10 ans concernant les différents systèmes qu'il a sélectionnés ne sont pas uniformes et qu'ils dépendent largement des priorités fixées au niveau national. D'importantes ressources ont ainsi été consacrées par les membres du GIF au développement des systèmes SFR et VHTR, alors que l'investissement sur les autres systèmes a été relativement limité. Le GIF estime que cela est dû notamment aux efforts historiques fournis pour le développement de ces technologies.

Il confirme néanmoins les choix réalisés en 2002, tout en soulignant que la prise en compte des enseignements tirés de l'accident de Fukushima soulève des questions complémentaires qu'il convient d'examiner en détail, notamment en regard d'autres concepts de réacteurs à eau légère :

- la plupart des systèmes étudiés par le GIF utilisent des caloporteurs autres que l'eau ;
- les températures de fonctionnement et les densités de puissance sont plus élevées que pour les réacteurs de type PWR ou BWR ;
- dans certains cas, des unités de traitement du combustible ou des installations présentant un risque de rejets toxiques pourraient être construites à proximité immédiate des réacteurs.

En tout état de cause, les appréciations portées sur les différents systèmes nécessiteront d'être revues une fois la définition des systèmes plus aboutie et de nouvelles connaissances acquises, notamment si le déploiement d'un parc nucléaire de quatrième génération devait être différé et reporté à la fin de ce siècle. De même, l'émergence de nouveaux scénarios électronucléaires plus réalistes, tenant compte des contraintes industrielles et intégrant la fin d'exploitation des réacteurs actuels, pourrait influencer l'appréciation portée aujourd'hui sur ces différents systèmes. En effet, du fait d'objectifs temporels de déploiement parfois très différents, d'écarts de maturité importants et d'un état des connaissances très inégal entre les différents systèmes nucléaires examinés, un bilan en termes de sûreté et de radioprotection « équilibré » de ces systèmes n'est pour l'instant pas réalisable. Aussi, l'éclairage fourni dans le rapport de l'IRSN doit être considéré avec précaution.

Enfin, il faut rappeler que le choix d'un éventuel déploiement industriel d'une filière de réacteurs de quatrième génération en France sera nécessairement lié aux avantages apportés par la nouvelle filière, non seulement en termes d'exploitation et de sûreté du parc de réacteurs, mais également en termes de cohérence et de performance du cycle du combustible associé, incluant les aspects de sûreté, de radioprotection, de gestion des matières et de minimisation de la production de déchets radioactifs, sans préjuger de la compétitivité économique globale du système nucléaire. Ce choix ne pourra donc être fait, le moment venu, que dans le cadre d'une approche globale, sur la base d'études multicritères intégrant les différents aspects précités.

12. REFERENCES

Documents généraux

1. A technology roadmap for Gen IV nuclear energy systems - Document émis par le GIF en 2002, <http://www.gen-4.org/PDFs/GenIVRoadmap.pdf>
2. Technology roadmap update for Generation IV Nuclear energy systems - Document émis par le GIF en janvier 2014
3. SNEPT - ESNII - European Sustainable Nuclear Industrial Initiative - A contribution to the EU Low Carbon, Energy policy - The Demonstration Program for Fast Neutrons Reactors, "Concept paper" d'octobre 2010
4. Saisine relative à l'examen des systèmes nucléaires de quatrième génération - Lettre CODEP-DN-2013-064453 du 9 décembre 2013
5. Avis IRSN 2012/00363 du 3 août 2012 - Etudes relatives aux perspectives industrielles de séparation et de transmutation des éléments radioactifs à vie longue - Examen du rapport d'étape du CEA d'octobre 2010 relatif aux évaluations technico-économiques des options de séparation-transmutation
6. Comparaison en termes de sûreté des réacteurs de quatrième génération - Lettre CEA/AG/2010-282 du 30 juillet 2010
7. Bilan sur les études de R&D liées à l'amélioration de sûreté de la filière RNR-Na - Note CEA/DEN/CAD/DER/SESI/LSMR/RT DR 01 à l'indice 0 du 18/06/2012
8. Lettre AREVA PEPSF/12.448 du 10 octobre 2012 - Projet RNR-Na - Orientations de R&D et programmes internationaux
9. Orientations de sûreté pour les futurs RNR-Na - Lettre AREVA NEPL LT 09 0036 de septembre 2009
10. Compte rendu de la réunion du 3 avril 2013 relative aux orientations de sûreté des systèmes nucléaires de quatrième génération - Note AREVA D02-PEPS-F-13-0182 émise le 4 mai 2013
11. Complément à la note sur les orientations de sûreté pour les futurs RNR-Na - Lettre AREVA D02-PEPS-F-13-0176 du 2 mai 2013
12. Bilan des recherches conduites, dans le cadre de la loi du 28 juin 2006 relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs, sur la séparation transmutation des éléments radioactifs à vie longue et sur le développement des réacteurs nucléaires de nouvelle génération - 5 tomes, décembre 2012
13. Basis for the safety approach for design assessment of Generation IV nuclear systems - Document émis par le GIF en novembre 2008
14. Panorama des filières de réacteurs de génération IV - Appréciation en termes de sûreté et de radioprotection - Rapport IRSN/DG/2012-00002 du 21 mars 2012 accessible sur le site Internet de l'IRSN
15. Les accidents de fusion du cœur des réacteurs de puissance nucléaire, D. Jacquemain coordinateur Publication de l'IRSN Collection EDP Sciences
16. Severe accident management programmes for nuclear power plants - Safety guide AIEA n° NS-G-2.15
17. US NRC Full text glossary (<http://www.nrc.gov/reading-rm/basicref/glossary/severeaccident.html>)
18. Projet européen ASAMPSA2 - Best practices guidelines for L2PSA development and applications - Volume 3 : Extension to GenIV reactors - Technical report ASAMPSA2/WP4/D3.3/2013-35
19. Arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base
20. Guide pratique de choix des valeurs seuils de toxicité aiguë en cas d'absence de valeurs françaises, Rapport d'étude de l'INERIS n° DRC-08-94398 du 18 février 2009

Références propres aux différents types de combustibles nucléaires

21. Status and trends of nuclear fuels technology for sodium cooled reactors - IAEA nuclear energy series n° NF-T-4.1, 2011
22. Role of thorium to supplement fuel cycles of future nuclear energy systems - IAEA nuclear energy series n° NF-T- 2.4, 2012
23. Phénix : le retour d'expérience, J. Guidez, octobre 2012

Références propres aux SFR

24. Status of SFR development in Korea, Y. KIM et al (KAERI), conférence AIEA FR13, Paris, 4-7 mars 2013
25. Conceptual design of a 500 MWe electric traveling wave demonstration reactor, C. Ahlfied et al., Terrapower, USA, Paper 11199 ICAPP 2011, Nice
26. Design Study progress and R&D in Japan Sodium Cooled Fast Reactors, K. Aoto (Japan Atomic Energy Agency) et al. Journal of Nuclear Science and Technology Vol 48 (2011)
27. Atelier GEDEON MATINEX octobre 2007, F. Balbaud-Célérier
28. Advanced Sodium Fast Reactor Accident Source Terms: Research Needs - D.A. Powers et al. B Report (SANDIA), rapport SAND2010-550, septembre 2010
29. BN-1200 reactor unit power design development, V.A Vasilyev (JSC Afrikantov OKBM), article présenté à la conférence AIEA FR13, Paris, 4-7 mars 2013
30. Status of Fast Research and Technology Development requirements for safety systems and components - Document AIEA-TECDOC-1691 (2012)
31. Safety design requirements for safety systems and components of JSFR, S. Kubo (Mitsubishi FBR systems) et al., Journal of Nuclear Science and Technology Vol 48 (2011)
32. Control of decay heat removal through alternate systems in PFBR, T. Somavathi (IGCAR-Inde) et al., Nuclear Engineering and Design n° 259 (2013)
33. Evolution in the design and development in the in-service inspection device in the Indian 500 MWe Fast Breeder Reactor, A.P. Sing (IGCAR-Inde) et al., Nuclear Engineering and Design n° 241 (2011)
34. Fuels for sodium-cooled fast reactors: US perspective, D. Douglas et al., Journal of Nuclear Materials 371 (2007) 202-231
35. Fast reactor fuel type and reactor safety performance, R. Wigeland et al., Proceedings of Global 2009 (Paris), Paper 9445
36. Sodium fast reactors fuels and materials: Research, needs, L. Walters et al., Rapport SAND-2011-6546 de septembre 2011
37. Report of the AGT4.SG8 task force on transition phase and recriticality compiled by W.Maschek et al., rapport KfK150

Références propres aux VHTR

38. Summary report on design and development of high temperature gas-cooled power pile, Power Pile Division, September 15, 1947
39. NGNP program planning bases for the schedule and cost estimates, INL PLN-2970 rev. 1, 12/2010
40. Graphite as a neutron moderator and reflector material, D.E. Baker, Nuclear Engineering and Design 14, 1970

41. Properties of ATR-2E graphite and property changes due to fast neutron irradiation, Gerd Haag, berichte des Forschungszentrums Jülich, 4183
42. Status of the AVR decommissioning project with special regard to the inspection of the core cavity for residual fuel, E. Wahlen and al., WM'00 conference, 2000, Tucson
43. Silver release from coated particle fuel H. Nabeliek and al Nuclear Technology Vol 35 (2), 1977
44. Results of AVR fuel pebble irradiation at increase temperature and burn-up in the HFR Petten, M. A. Fütterer and al., Nuclear Engineering and Design 238 (2008)
45. Preliminary results of post irradiation examination of the AGR-1 TRISO fuel compacts, P.A. Demkowicz and al., INL conference paper HTR 2012)
46. Phenomenology of graphite burning air ingress accidents of HTRs, R. Moormann, Science and Technology of Nuclear Installations (2011)
47. Fuel performance and fission product behaviour in gas cooled reactors, IAEA-TECDOC-978, November 1997
48. The consequences of water ingress into the primary circuit of an HTR-Module - From design basis accident to hypothetical postulates, G.H. Lohnert, Nuclear Engineering and Design 134 (1992)
49. Meeting fuel temperature limits in an HTR-Module reactor during depressurized core heat-up, N. Kothz and al., Nuclear Engineering and Design 137 (1992)
50. High temperature gas cooled reactor - Fuels and materials, IAEA TECDOC-1645, 2010
51. Operational experience and safety experiments with the AVR power station, Nuclear engineering and design 109 (1988), 233-238
52. Construction and operating experience with the 300-MW THTR nuclear power plant, Nuclear engineering and design 121 (1990), 155-166
53. Occupational Radiation Exposure at Commercial Nuclear Power Reactors - NUREG-0594 - Passive safety systems and natural circulation in water cooled nuclear power plants, IAEA-TECDOC-1624, 1978
54. Rapport IAEA - TECDOC 1674 - 2012 - Advances in high temperature gas cooled reactor fuel technology
55. Safety evaluation of the HTTR, K. Kunitomi and al., Nuclear engineering and design 233 (2004) 235-249
56. Safety aspects of the modular high temperature gas cooled reactor (MHTGR), F.A. Silady, A.C. Millunzi, IAEA international workshop on safety of nuclear installations of the next generation and beyond, August 28-31, 1989, Chicago
57. Thermo-mechanical analysis of coated particles fuel experiencing a fast control rod ejection transient, Proceedings of HTR-2010 conference, Prague, Czech Republic, October 18-20, 2010, paper 100
58. Modular high temperature gas cooled reactor safety basis and approach, INL/EXT-13-30872, January 2014
59. Structural design of high temperature metallic components, Y. Tachibana, T. Iyoku, Nuclear Engineering and design, vol. 233, 2004
60. Computational and experimental prediction of dust production in pebble bed reactors, part II, Mie Hiruta and al., Nuclear Engineering and Design 263 (2013)

Références propres aux GFR

61. Gas-cooled fast reactor safety - an overview and status of the U.S. program, A. Torri, D.R. Buttemer, General Atomic Company, Proceedings of the specialists meeting on Gas-Cooled Reactor Safety and Licensing Aspects, pp. 1-7, IAEA, Lausanne, Switzerland, September 1980, IWGGCR-1
62. Gas-Cooled Fast Reactor: a historical review and future outlook, W.F.G. van Rooijen, Science and technology of nuclear installations, 2009
63. Revue Générale Nucléaire n°2 de mars-avril 2014
64. Gas Cooled Fast Reactor 2400 MWth, end of the preliminary viability phase, J.Y. Malo et al., conference ICAPP 2008, juin 2008
65. The ALLEGRO project on gas-cooled fast reactor, R. Stainsby, A. Horváth, présentation à la conférence ESNII, juin 2012
66. Continuous SiC fiber, CVI SiC matrix composites for nuclear applications: properties and irradiation effects, Y. Katoh et al., Journal of Nuclear Materials (2013)
67. Synthesis of the safety studies carried out on the GFR2400, F. Bertrand and al., Nuclear Engineering and Design 253 (2012)
68. Preliminary transient analysis and approach of hypothetical scenarios for prevention and understanding of severe accidents of the 2400 MWth Gas-Cooled Fast Reactor, F. Bertrand and al., proceedings of the NURETH-13 conference, Japan, 2009
69. Preliminary design and study of the indirect coupled cycle : an innovative option for Gas Fast Reactor, N. Tauveron, F. Bentivoglio, Nuclear Engineering and Design 247 (2012)

Références propres aux LFR

70. The European lead fast reactor: design, safety approach and safety characteristics, A. Alemberti et al., IAEA Technical Meeting on Impact of Fukushima event on current and future FR designs, Dresden, Germany (2012)
71. The Lead fast reactor - Demonstrator (ALFRED) and ELFR design, A. Alemberti et al., International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13), Paris, France (2013)
72. Demonstrating the effectiveness of the European LFR concept: the ALFRED core design, G.Grasso et al., International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13), Paris, France (2013)
73. Handbook on Lead-bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties, Materials Compatibility, Thermal hydraulics and Technologies, OECD/NEA Nuclear Science Committee, 2007 Edition, NEA No. 6195
74. Materials for ALFRED and ELFR - Selection and challenges, A. Weisenburger et al., International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13), Paris, France (2013)
75. Mécanisme de corrosion de l'acier T91 par l'eutectique Pb-Bi utilisé comme matériau de cible de spallation. Importance pour les réacteurs hybrides, L. Martinelli, thèse de doctorat, octobre 2005, Paristech

76. LFR safety approach and main ELFR safety analysis results, E. Bubelis et al., International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13), Paris, France (2013)
77. Liquid Metal Cooled Reactor - Experience in Design and Operation, document AIEA-TECDOC-1569 émis en décembre 2007
78. The European Lead Fast Reactor Strategy and the Roadmap for the Demonstrator ALFRED, A. Alemberti et al., International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13), Paris, France (2013)
79. SILER: Seismic-Initiated events risk mitigation in Lead-cooled Reactors, Forni M. et al., International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP'12), Chicago, Illinois, 24-28 June 2012, American Nuclear Society

Références propres aux MSR

80. Fast Spectrum Molten Salt Reactors Option, Rapport ORNL/TM -2011/105 de juillet 2011
81. Etudes préliminaires de sûreté du réacteur à sels fondus MSFR, M. Brovchenko, thèse de l'université de Grenoble, soutenue le 25 octobre 2013
82. Extraction des lanthanides du combustible du réacteur à sels fondus, Thèse de doctorat de l'Université Paris-Sud de S. Jaskierowiz soutenue le 29/12/2012
83. Advanced High Temperature Reactor systems and economic studies, Rapport ORNL/TM-2011/364, septembre 2011
84. Refueling design studies for the Advanced High Temperature Reactor, Rapport ORNL/TM-2011/365 de septembre 2011
85. Design analysis and development of the modular PB-AHTR, Ph. Bardet et al. (Berkeley University), article présenté au congrès ICAPP'08 Anaheim (USA), Juin 2008

Références propres aux SCWR

86. High Performance light Water Reactor - Design and analysis, T. Schulenberg et J. Starflinger, KIT Scientific Publishing
87. Rapport OCDE NEA n°6826 émis en 2010, Occupational exposure at nuclear power plants, 18th annual report of the ISOE program
88. Material requirements of the high Temperature Performance Light Water Reactor, T. Schulenberg (KIT), The Journal of Supercritical Fluids 77 (2013)
89. Selection and corrosion evaluation tests of candidates SCWR fuel cladding, L. Shang et la (Shanghai Jiao Tong University), Nuclear Engineering and Design 249 (2012)

Références propres au cycle du combustible

90. Overview of RIAR activity on pyroprocess development and application - Proceedings on the workshop on pyrochemical separations, Avignon 14-14 March 2000 p 37-46
91. Pyrochemical separations in nuclear applications NEA OECD status 2004 p 38-65
92. Status of development in the back end of fast reactor fuel cycle - IAEA nuclear energy series n°NF-T-4.2, 2011

93. Le traitement-recyclage du combustible nucléaire usé - Monographie CEA-DEN Editions le Moniteur Paris 2008
94. Le conditionnement des déchets nucléaires - Monographie CEA-DEN Editions le Moniteur Paris 2008
95. Les réacteurs nucléaires à caloporteur gaz - Monographie CEA-DEN Editions le Moniteur Paris 2006
96. Les combustibles nucléaires - Monographie CEA-DEN Editions le Moniteur Paris 2008
97. Combustibles nucléaires à particules pour réacteurs à haute température - Dossier techniques de l'ingénieur bn3640 de juillet 2007
98. The reprocessing issue for HTR fuels: an assessment of its interest and its feasibility - D. Grenèche et al - Global 2003 New Orleans USA 16-20 November 2003

Références propres à la partie transmutation des éléments radioactifs à vie longue

99. Avis n° 2013-AV-0187 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 4 juillet 2013 sur la transmutation des éléments radioactifs à vie longue

ANNEXE I : SAISINE DE L'ASN



RÉPUBLIQUE FRANÇAISE

DIRECTION DES CENTRALES NUCLEAIRES

Montrouge, le 9 décembre 2013

Réf. : CODEP-DCN-2013-064453
Affaire suivie par : Philippe JOYER
Tél : 01.46.16.43.04
Fax : 01.46.16.44.31
Mel : philippe.joyer@asn.fr

Le Directeur général de l'Autorité de sûreté nucléaire

à

Monsieur le Président du Groupe permanent d'experts chargés des réacteurs nucléaires (GPR)

Objet : Saisine relative à l'examen des systèmes nucléaires de quatrième génération

Réf. : Annexe

A. Les réacteurs de quatrième génération

A.1. Le contexte international

Le développement des réacteurs de quatrième génération¹ fait l'objet de discussions entre les organismes de recherche dans le cadre de coopérations internationales au sein du GIF (« Generation IV International Forum »). En 2002, le GIF et le ministère américain de l'énergie (US DOE) ont proposé une feuille de route (référence [1]) visant à développer de nouveaux concepts d'installations nucléaires (réacteurs et installations du cycle du combustible associées), dits de quatrième génération. Pour ces organismes, les objectifs poursuivis pour ces réacteurs de quatrième génération sont les suivants :

- 1) développement durable :
 - limiter les énergies polluantes en favorisant des systèmes nucléaires capables d'utiliser efficacement et de façon durable le combustible nucléaire ;
 - minimiser la quantité de déchets radioactifs et réduire les inconvénients liés à leur gestion à long terme de façon à améliorer la protection des populations et de l'environnement ;
- 2) disponibilité et sûreté :
 - être performant en termes de disponibilité et de sûreté ;
 - avoir un très faible niveau d'endommagement du cœur du réacteur associé à une très faible probabilité d'occurrence de cet endommagement ;
 - supprimer la nécessité des actions de protection des populations à l'extérieur du site nucléaire en cas d'accident ;
- 3) protection physique et risque de prolifération :
 - faire en sorte que les systèmes nucléaires considérés offrent le plus de garanties possibles au regard des possibilités de détournement ou de vol de matières en vue de leur utilisation pour la fabrication d'armes nucléaires tout en améliorant la protection physique de l'installation contre les actes terroristes ;

¹ La « 4^{ème} génération » de réacteurs constitue une nouvelle génération par rapport aux réacteurs actuellement disponibles pour un renouvellement du parc nucléaire comme les réacteurs EPR ou AP1000, nommés « 3^{ème} génération »

- 4) économie :
- montrer des avantages économiques en regard des autres sources d'énergie ;
 - présenter un risque financier comparable à ceux d'autres projets de production d'énergie.

Ce forum international s'est donné comme objectif de mutualiser les efforts de recherche et développement (R&D) et de maintenir ouvert le choix des possibilités de développement industriel parmi les six concepts de réacteurs potentiellement aptes à répondre aux objectifs indiqués ci-dessus :

- 1) les réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium (RNR-Na ou SFR),
- 2) les réacteurs à neutrons rapides refroidis au gaz (RNR-Gaz ou GFR),
- 3) les réacteurs à neutrons thermiques à très haute température (VHTR),
- 4) les réacteurs à neutrons rapides refroidis au plomb (RNR-Pb ou LFR),
- 5) les réacteurs à sels fondus (RSF ou MSR) pouvant être soit à neutrons rapides, soit à neutrons thermiques,
- 6) les réacteurs refroidis à l'eau supercritique (RESC ou SCWR) pouvant être soit à neutrons rapides, soit à neutrons thermiques.

A.2. Le contexte français

Dans ce contexte, les concepteurs et exploitants français (CEA, AREVA et EDF) se sont associés en constituant le « Projet RNR-Na » et se sont engagés dans des programmes de R&D, principalement sur la filière RNR-Na mais également sur la filière des réacteurs à neutrons rapides refroidis au gaz qui demande davantage d'innovations technologiques, notamment sur les matériaux et les combustibles. Le CEA mène actuellement des études de conception d'un prototype de réacteur de la filière RNR-Na dans le cadre du projet de prototype ASTRID.

Dans ce contexte, l'ASN souligne l'importance qu'elle accorde à la justification du point de vue de la sûreté et de la radioprotection du choix d'une filière par rapport aux autres retenues par le GIF. L'ASN considère en particulier que la filière qui serait retenue pour le développement d'une quatrième génération de réacteurs en France, dont le déploiement industriel se ferait au plus tôt au milieu du siècle, doit présenter un niveau de protection des intérêts mentionnés à l'article L.593-1 du code de l'environnement significativement supérieur à celui des réacteurs de génération III².

En outre, si l'article 3 de la loi citée en référence [2] indique que les études et recherches relatives à la séparation et à la transmutation des éléments radioactifs à vie longue doivent être conduites en relation avec celles relatives aux nouvelles générations de réacteurs nucléaires, l'ASN considère, dans son avis en référence [3], « que les possibilités de séparation et de transmutation des éléments radioactifs à vie longue ne devraient pas constituer un critère déterminant pour le choix des technologies examinées dans le cadre de la quatrième génération. Les différentes technologies de réacteurs devraient être comparées notamment sous l'angle des perspectives de renforcement de la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement par rapport aux réacteurs de troisième génération de type EPR. »

*

L'ASN souhaite que, au regard des enjeux de sûreté nucléaire et de radioprotection, les éléments relatifs au panorama des différentes technologies examinées dans le cadre de la quatrième génération, référencés plus précisément ci-après, fassent l'objet d'un examen par le groupe d'experts pour les réacteurs nucléaires (GPR).

² répondant à des objectifs de sûreté du type de ceux retenus pour le réacteur EPR de Flamanville 3 en cours de construction

B. Cadre de la réunion du GPR

L'analyse se focalisera sur les réacteurs mais abordera également les considérations relatives aux cycles du combustible.

A titre d'information, des éléments sur les possibilités de transmutation des éléments radioactifs à vie longue dans les différents systèmes seront également présentés.

La présentation effectuée devant le GPR se basera sur :

- les documents cités en références [4] à [7] issus du projet RNR-Na,
- les rapports émis par le CEA en décembre 2012 (références [8] à [12]) au titre de la loi en référence [2],
- des documents issus de recherches bibliographiques menées par l'IRSN ou des documents produits par ou pour l'IRSN.

L'annexe n° 2 présente la liste des documents complémentaires demandés au projet RNR-Na.

B.1. Panorama des différents concepts de réacteurs

Pour ce qui concerne les concepts de réacteurs, je souhaite recueillir l'avis du GPR sur chacun des concepts de réacteurs, tels qu'ils pourraient être construits vers 2050, notamment sur les points suivants :

- les caractéristiques générales en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection des différents concepts,
- la maturité des concepts et les besoins de R&D vis-à-vis de la sûreté nucléaire et de la radioprotection,
- les risques spécifiques associés,
- les principales séquences accidentelles,
- les éléments de retour d'expérience éventuellement disponibles,
- les points durs et les éventuels verrous technologiques qui seraient à lever avant d'envisager la construction d'un prototype ou d'un réacteur industriel.

Un classement des concepts n'est pas *a priori* recherché.

B.2. Aspects liés aux cycles du combustible

Pour ce qui concerne les aspects liés aux cycles du combustible, je souhaite recueillir l'avis du GPR sur :

- les différentes options de cycles du combustible envisageables par système (cycle ouvert, cycle fermé, cycles symbiotiques, conditions de déploiement,...), en particulier celles prises en compte dans les études de scénarios technico-économiques menées par le CEA dans le cadre de la loi en référence [2] (scénarios auxquels est notamment associé le déploiement d'un parc de réacteurs RNR-Na),
- l'état de la R&D sur les procédés associés aux opérations du cycle du combustible (état de maturité, verrous technologiques, enjeux de sûreté et de radioprotection déjà identifiés, ...),
- la gestion des matières et des déchets produits lors des opérations du cycle (inventaires/flux, caractéristiques, besoins d'entrepôts, impact sur les installations du cycle et le stockage, ...).

B.3. Transmutation des éléments radioactifs à vie longue

Pour ce qui concerne les options de transmutation des éléments radioactifs à vie longue, le GPR prendra connaissance de l'avis cité en référence [13] relatif à l'évaluation, sur le plan de la sûreté, de la

radioprotection et de la gestion des matières et des déchets, de la faisabilité et de l'intérêt de la mise en œuvre, à l'échelle industrielle, de ces différentes options.

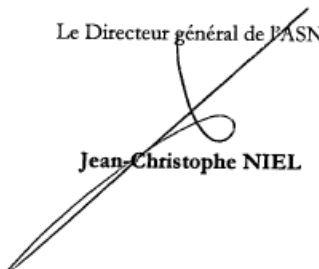
*
* * *

En conclusion, l'ASN souhaite recueillir, pour la mi-2014, l'avis du GPR sur les systèmes nucléaires de 4^{ème} génération sélectionnés par le GIF, principalement sous l'angle du renforcement de la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement par rapport aux réacteurs de troisième génération de type EPR.

L'ASN vous demande de bien vouloir associer quelques membres du groupe permanent d'experts en charge des usines et de celui en charge des déchets aux travaux du GPR.

La présente saisine annule et remplace la précédente saisine en date du 12 octobre 2011 (référence [14]). En effet, cette dernière, qui portait sur l'examen des filières de quatrième génération et le retour d'expérience des réacteurs rapides à caloporteur sodium (RNR-Na), est remplacée d'une part par la saisine en date du 22 octobre 2012 (référence [15]) relative au retour d'expérience des réacteurs rapides à caloporteur sodium et au dossier d'orientation de sûreté du réacteur ASTRID (objet de la réunion du GPR du 27 juin 2013) et, d'autre part, par la présente saisine pour la partie relative à l'examen des filières de quatrième génération.

Le Directeur général de l'ASN,



Jean-Christophe NIEL

ANNEXE II : ELEMENTS SUR LES COEFFICIENTS DE CONTRE-REACTION GLOBAUX

On définit trois coefficients de contre-réaction globaux notés k , g et h tels que

$$\delta\rho = k. \delta T_e + g. \delta\Delta T_c + h. \delta P$$

ρ : réactivité du cœur (en pcm)

T_e : température du caloporteur à l'entrée du cœur (°C)

ΔT_c : échauffement du caloporteur dans le cœur (°C)

P : puissance thermique délivrée par le cœur (en MW ou en pourcentage de la puissance thermique nominale)

δX représente la variation de la variable X entre deux états stables du réacteur, chaque état étant défini par un triplet (T_e , ΔT_c , P).

Par exemple k représente la variation de réactivité induite par une augmentation de 1°C de la température d'entrée du caloporteur dans le cœur, ΔT_c et P étant constants.

Pour les réacteurs rapides de type SFR, LFR et GFR, les coefficients k , g et h sont déterminés en tenant compte des différentes contre-réactions thermiques jouant sur la réactivité qui peuvent être regroupées en 3 catégories :

- a) l'effet Doppler ;
- b) les effets locaux liés aux variations, avec la température, des concentrations par unité de volume des composants du cœur (caloporteur, combustible, gaines, etc.) ;
- c) les effets globaux :
 - la dilatation du sommier qui tend à écarter les assemblages qu'il supporte ;
 - l'effet de dilatation différentielle entre les barres de commande, le cœur et la cuve qui conduit à un déplacement relatif entre la zone fissile et la zone absorbante.

Lorsque le coefficient global est négatif, il s'oppose à la cause qui lui a donné naissance.

Des coefficients de contre-réaction globaux k , g , et h tous les trois négatifs en fonctionnement normal et incidentel, permettent d'assurer un fonctionnement stable du réacteur. Lors d'un transitoire non protégé à partir d'un état stable caractérisé par un triplet (T_{e1} , ΔT_{c1} , P_1), le réacteur va tendre vers un autre état stable caractérisé par un autre triplet (T_{e2} , ΔT_{c2} , P_2).

ANNEXE III : LES DIFFERENTS TYPES DE COMBUSTIBLES NUCLEAIRES ENVISAGES POUR LES REACTEURS DE GEN IV

Différents types de combustible sont envisageables pour les systèmes nucléaires de génération IV ; certains types de combustible peuvent être communs à plusieurs systèmes.

Les caractéristiques physiques du combustible et leur composition chimique sont des éléments importants dans les études de sûreté : en particulier certains transitoires peuvent conduire ou ne pas conduire à une fusion du cœur selon la nature du combustible.

Par ailleurs, des réactions entre certains combustibles et caloporteurs sont possibles.

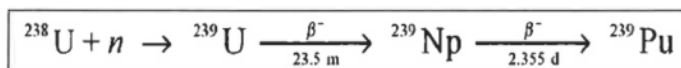
La présente annexe ne fait état que d'informations relatives du comportement du combustible en réacteur. Les aspects liés au cycle du combustible (fabrication et retraitement) sont traités au chapitre 9.

1. MATERIAUX FISSILES ET FERTILES CONSTITUANT LE COMBUSTIBLE

1.1 URANIUM

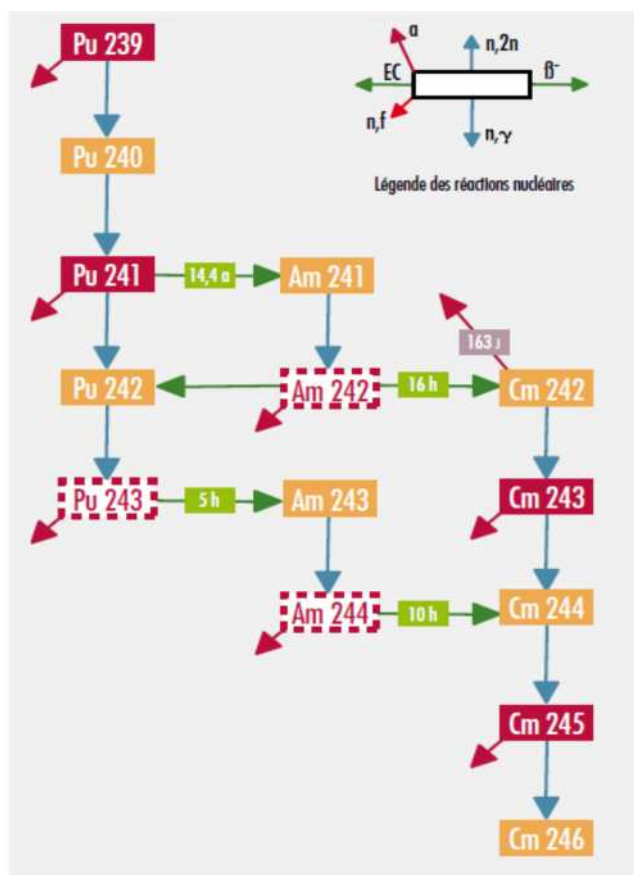
L'uranium naturel ne comporte que 0,7% de l'isotope 235 (^{235}U) qui est le seul isotope naturel fissile quelle que soit l'énergie des neutrons. L'uranium naturel a été utilisé dans les réacteurs UNGG (réacteurs de première génération construits en France) et les réacteurs de type CANDU (CANadian Deuterium Uranium) développés au Canada.

Sous l'effet du flux de neutrons et de décroissances radioactives, l'isotope 238 (^{238}U) de l'uranium, constituant 99,3% de l'uranium naturel est un isotope fertile⁴⁴ qui se transforme en neptunium puis majoritairement en l'isotope 239 du plutonium (^{239}Pu). Le ^{239}Pu est fissile quelle que soit l'énergie de neutrons. Le bombardement neutronique produit aussi d'autres isotopes du plutonium dont certains sont fissiles quelle que soit l'énergie de neutrons et d'autres uniquement en spectre rapide. Les différentes réactions nucléaires conduisent à la destruction de la matière fissile constituée par l' ^{235}U mais aussi à la génération de matière fissile par la production de ^{239}Pu .



Équation 1 : Transformation de l' ^{238}U en ^{239}Pu

⁴⁴ L' ^{238}U est toutefois fissile en neutrons rapides mais avec un rendement de fission faible.



L'uranium enrichi en ^{235}U reste utilisé dans certains SFR comme ceux construits dans l'ex-Union Soviétique (BOR 60, BN 350 et BN 600) et le réacteur chinois CEFR. Ce choix de combustible coïncide avec l'absence d'installation de retraitement et de fabrication de combustible utilisant du plutonium dont il est fait état dans le paragraphe suivant.

Alors que les réacteurs à spectre thermique nécessitent un enrichissement en ^{235}U inférieur à 5%, les réacteurs à neutrons rapides dont les SFR nécessitent un enrichissement supérieur à 20% du fait que les sections efficaces de fission sont plus faibles qu'en spectre thermique.

1.2 COUPLE URANIUM-PLUTONIUM

Les caractéristiques de fission du plutonium étant supérieures à celle de l' ^{235}U en spectre rapide, le couple plutonium-uranium a été utilisé dans la plupart des SFR construits à ce jour (à l'exception de ceux indiqués au paragraphe précédent).

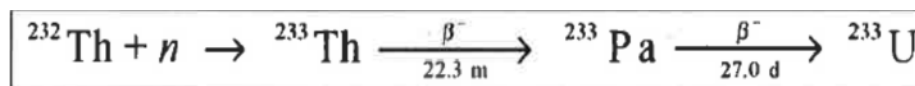
Le plutonium est associé à de l'uranium appauvri issu des usines d'enrichissement de l'uranium et contenant environ 99,8% d' ^{238}U .

En fonction des quantités relatives d' ^{238}U et de Pu, il est possible, en spectre rapide, de transformer l' ^{238}U en plutonium en produisant plus de plutonium qu'il en est détruit par la réaction. Cette caractéristique appelée surgénération a été mise en avant dès le début de l'ère du nucléaire civil. Cette possibilité reste limitée aux réacteurs à spectre rapide.

1.3 COUPLE URANIUM-THORIUM

Une possible raréfaction des ressources en uranium faisant suite à la construction d'un nombre important de réacteurs a conduit les concepteurs à s'intéresser au thorium dont les ressources sont estimées comme étant égales à trois au quatre fois celles de l'uranium (d'après la référence 22).

Contrairement à l'uranium, le thorium naturel ne contient qu'un seul isotope stable de masse atomique 232 (^{232}Th) qui, de plus, n'est pas fissile. Toutefois, le ^{232}Th se transforme sous flux de neutrons en ^{233}U , élément non naturel, qui est fissile.



Équation 3 : Transformation du Thorium 232 en Protactinium 233 puis en U233

La particularité du couple (^{233}U , ^{232}Th) est la possibilité de surgénération aussi bien en spectre thermique qu'en spectre rapide et cette surgénération a été obtenue dans le LWR expérimental de Shippingport aux Etats-Unis. Par ailleurs, des études préliminaires ont montré que le facteur de surgénération pourrait être augmenté pour les réacteurs refroidis à l'eau lourde. Enfin, une particularité du couple (^{233}U , ^{232}Th) est une production moindre d'actinides mineurs.

Pour démarrer un réacteur destiné à utiliser le couple (^{233}U , ^{232}Th), il est nécessaire que les premiers cœurs utilisent les couples (^{235}U , ^{232}Th) ou (^{239}Pu , ^{232}Th) pour constituer une quantité d' ^{233}U suffisante pour alimenter les cœurs suivants.

Lors de son irradiation, l' ^{233}U produit de l' ^{232}U d'une période de 69 ans dans la chaîne de décroissance duquel se trouvent l'isotope 208 du thallium et l'isotope 232 du polonium, tous deux émetteurs de rayons γ de haute énergie. Ce point complique la fabrication et le retraitement du combustible, mais lui confère un caractère peu proliférant.

Le couple (^{233}U , ^{232}Th) est à ce jour le combustible de référence pour le projet de réacteur à sels fondu MSFR dont il est fait état au chapitre 6.

2. ETAT PHYSIQUE DU COMBUSTIBLE

Le combustible nucléaire qui sera utilisé dans les réacteurs proposés par le GIF peut prendre différentes formes physiques présentées ci-après.

2.1 PASTILLES

Dans les réacteurs de type SFR, LFR, GFR et SCWR, le combustible est composé de pastilles comportant les matières fissiles et fertiles. Ces matières se présentent sous la forme de composés chimiques (voir au paragraphe 3 de cette annexe). Ces pastilles sont empilées dans des gaines métalliques ou céramiques qui constituent la première barrière de confinement des produits radioactifs.

2.2 PARTICULES

Dans les réacteurs de type VHTR, le combustible se présente sous forme de particules sphériques de taille millimétrique constituées par un noyau central comportant les matières fissiles et fertiles. Pour les premiers HTR,

le noyau était entouré de deux couches de carbone pyrolytique constituant ainsi des particules BISO (pour « BIsstructural ISOTropic »). Ensuite une couche de carbure de silicium (SiC) a été rajoutée constituant les particules TRISO (pour « TRIsstructural ISOTropic »).

Ce combustible est spécifique aux VHTR (voir le chapitre 3).

2.3 COMBUSTIBLE LIQUIDE

Le concept MSR peut utiliser un combustible d'une conception totalement différente de celle retenue pour les autres concepts : le combustible se présente sous la forme d'un mélange de sels à l'état liquide comme par exemple du fluorure de lithium et des fluorures d'actinides (uranium et thorium par exemple).

Dans cette configuration, le combustible est indissociable du caloporteur et la puissance nucléaire est générée directement au sein du caloporteur.

Les particularités de ce combustible et leurs conséquences sur la maîtrise des fonctions de sûreté sont reprises dans la description du concept MSR qui est présentée au chapitre 6.

3. COMPOSES CHIMIQUES CONSTITUANT LE COMBUSTIBLE

3.1 COMBUSTIBLE OXYDE

Utilisation des différents combustibles de type oxyde

Le combustible de type oxyde peut utiliser uniquement de l'uranium (UO_2) ou le couple plutonium-uranium dans le composé chimique $(U, Pu)O_2$ (type MOX pour « Mixed OXide »).

L'ex-Union Soviétique a développé à l'échelle industrielle le combustible de type UO_2 , mais c'est surtout le combustible de type MOX qui a été utilisé et qui est envisagé sous forme de pastilles pour les SFR, les LFR et les SCWR.

Quelques caractéristiques du combustible de type MOX

Par rapport au combustible MOX utilisé dans les REP, le combustible MOX des SFR contient initialement une quantité de plutonium plus élevée (de 15 à 25%).

Le combustible de type MOX se caractérise par une température de fusion élevée qui décroît lorsque la concentration en plutonium augmente (2850°C pour 0% de Pu et 2428°C pour 100% de Pu) mais aussi par une conductivité thermique faible ce qui conduit à des gradients de température très importants dans le combustible.

L'utilisation du combustible MOX peut conduire dans certaines conditions à une corrosion de la face interne de la gaine du fait de la migration de l'oxygène et de certains PF en périphérie des pastilles et leur réaction avec certains composés de la gaine, ce phénomène augmentant avec le taux de combustion. Pour des taux de combustion élevés, le CEA préconise l'utilisation de gaines en aciers ferrito-martensitiques qui devraient permettre de limiter l'ampleur des réactions des PF avec certains composés de la gaine et ainsi cette corrosion interne.

La température du combustible est élevée dans le SFR ce qui conduit à un relâchement de gaz de fissions d'autant plus important que le taux de combustion est élevé. Ces gaz se retrouveront dans les vases d'expansion des

aiguilles combustibles qui devront être dimensionnées à la pression des gaz de fission en fin de vie afin d'assurer la première barrière de confinement des PF.

Le combustible de type MOX à l'état solide ou à l'état liquide, en cas de fusion du cœur, réagit chimiquement avec le sodium (ce point est repris au paragraphe 2.2.5.1 du corps du présent rapport).

Retour d'expérience d'irradiation

Le combustible de type MOX a été surtout utilisé pour les SFR construits en France, au Royaume-Uni et au Japon. Son retour d'expérience est le plus important. Le CEA a prévu de l'utiliser dans le SFR ASTRID. Bien qu'ayant développé du combustible carbure dans le réacteur FBTR (Fast Breeder Test Reactor), l'Inde a prévu de faire fonctionner le réacteur PFBR (Prototype Fast Breeder Reactor) en cours d'achèvement avec du combustible de type MOX.

On dispose d'un retour d'expérience important concernant le comportement sous irradiation du combustible de type MOX : environ 430 000 aiguilles ont été irradiées dans les SFR français et dans PFR en Grande-Bretagne (selon la référence 23) et 50 000 aiguilles au Japon (selon la référence 21) avec des taux de combustion allant jusqu'à 150 000 MWj/tonne d'oxyde. L'Inde a aussi irradié des aiguilles de type MOX dans le FBTR jusqu'à 112 000 MWj/tonne. Les puissances linéiques sont de l'ordre de 400-450 W/cm.

Dans la référence 21, il est indiqué que des taux de combustion de 200 000 MWj par tonne de métal lourd sont envisageables. A ce titre, il convient d'indiquer que le taux de combustion record atteint pour PHENIX a été de 150 000 MWj/tonne pour l'assemblage expérimental BOITIX 9 et que la limite en taux de combustion est intimement liée au dommage, exprimé en nombre des déplacements par atome (dpa), sur les gaines des éléments combustibles.

Cas du combustible utilisant du thorium

Le couple uranium-thorium a été jusqu'à présent étudié et testé à l'état de composé oxyde sous la forme de pastilles, en particulier dans les réacteurs à eau lourde et sous forme de particules TRISO dans les réacteurs HTR construits en Allemagne.

3.2 COMBUSTIBLE CARBURE

Utilisation dans les différents concepts

Le combustible carbure sous forme de pastilles empilées dans les gaines des aiguilles est envisagé pour les SFR, LFR et GFR.

Quelques caractéristiques du combustible carbure

Le combustible carbure parfois identifié par le sigle MC (« Mixed uranium plutonium Carbide ») correspondant à $(U_x, Pu_{1-x})C$ a été étudié dans plusieurs pays mais surtout mis en œuvre en Inde dans le réacteur FBTR depuis sa mise en service en 1985.

Ce type de combustible se caractérise par :

- une densité plus élevée que celle du MOX, ce qui limite le volume de plutonium et d'uranium dans le cœur ;
- une température de fusion inférieure à celle du MOX et fortement dépendante des quantités relatives

d'U et de Pu (typiquement 2500°C pour UC et 1600°C pour PuC) ;

- une conductivité thermique élevée (facteur de 5 à 10 par rapport à celle du combustible MOX en fonction des quantités relatives de U et de Pu).

Le gonflement sous irradiation du combustible carbure est plus important que celui du combustible oxyde et nécessite d'avoir un jeu initial en gaz important entre la pastille et la gaine.

En cas d'utilisation dans les SFR, le combustible de type carbure ne réagit pas avec le sodium, ce qui peut théoriquement permettre de remplir le jeu pastille-gaine en sodium de façon à augmenter le transfert thermique entre le combustible et la gaine et ainsi le niveau de puissance linéique admissible (dans la référence 21, une valeur limite pour la puissance linéique de 1000 W/cm est citée). Mais, dans la pratique, un jeu en gaz a été retenu du fait du risque accru de fragilisation des gaines par carburation (diffusion du carbone présent dans le combustible vers la gaine) et des risques associés à la présence d'un joint sodium lors des opérations de retraitement. De ce fait, la puissance linéique est limitée à environ 600 W/cm.

En cas d'utilisation dans les SFR, se pose le problème de l'interaction entre le combustible fondu et le sodium : en effet, la conductivité thermique élevée du combustible peut conduire à des transferts d'énergie vers le caloporteur plus importants que dans le cas de l'utilisation de l'oxyde, ce qui pourrait entraîner une réaction avec un fort dégagement d'énergie.

Retour d'expérience d'irradiation

Le retour d'expérience d'irradiation provient essentiellement du réacteur indien FBTR pour lequel le cœur initial, dénommé Mark I, comportait des assemblages avec 70% de PuC et 30% d'UC avec un taux de combustion de 165 000 MWj/tonne et une puissance linéique de 400 W/cm. Par ailleurs ce type de combustible a été retraité et des assemblages ont été fabriqués avec le plutonium issu du retraitement et introduits dans le réacteur.

Aux USA, 700 aiguilles avec joint en hélium ou en gaz ont été irradiées dans EBR II et FFTF pour des taux de combustion compris entre 100 000 et 200 000 MWj/tonne.

Dans Phénix, les deux irradiations de combustible de type carbure SAUTERNES et NIMPHE 2 ont été dédiées aux SFR tandis que les deux irradiations FUTURIX-MI et FUTURIX-Concept, basées sur une conception du combustible à plaques alvéolées désormais abandonnée par le CEA, ont été dédiées aux GFR.

3.3 COMBUSTIBLE NITRURE

Utilisation dans les différents concepts

Le combustible nitrure, sous forme de pastilles empilées dans les gaines des aiguilles, est envisagé pour les LFR mais aussi pour les SFR.

Quelques caractéristiques du combustible nitrure

Le combustible nitrure parfois identifié par le sigle MN (« Mixed uranium plutonium Nitride » correspondant à $(U_x, Pu_{1-x})N$).

Ce combustible allie deux propriétés physiques intéressantes : une température de fusion élevée du même ordre que celle du MOX et une conductivité thermique comparable à celle du MC. Ces caractéristiques rendent les réacteurs utilisant ce type de combustible très tolérants aux transitoires non protégés de remontée de barre, de

perte de débit dans le cœur et de perte de la source froide car elles limitent le risque de fusion du combustible. Ce combustible est mis en avant par les concepteurs russes de LFR.

Par un phénomène similaire à la carburation, le combustible de type nitrure peut conduire à la fragilisation des gaines par nitruration ce qui limite la possibilité, en cas d'utilisation dans le SFR, d'un joint sodium.

Le problème essentiel du MN est la section de capture des neutrons importante de l'isotope 14 de l'azote (^{14}N) qui a des conséquences importantes sur le bilan neutronique. De plus, la capture des neutrons par l'isotope 14 de l'azote produit aussi l'isotope 14 du carbone (^{14}C). La solution envisagée en Russie est l'utilisation d'azote fortement enrichi en son isotope ^{15}N et la récupération du ^{14}C lors des opérations de retraitement.

Retour d'expérience d'irradiation

Le MN n'a fait l'objet jusqu'à présent que d'irradiations expérimentales en particulier dans les réacteurs russes BR-10 et BOR-60, mais avec des puissances linéiques allant jusqu'à 1500 W/cm et aussi aux Etats-Unis dans FFTF et EBR II. Des concepts à joint en hélium ou sodium ont été irradiés.

Différentes irradiations ont eu lieu dans Phénix :

- NIMPHE 1, 1 bis et pour les SFR ;
- FUTURIX-MI, FUTURIX-Concept et FUTURIX-FTA nitrure pour les GFR mais dans la configuration combustible à plaques alvéolées désormais abandonnée par le CEA et dont il a été fait état pour les combustibles de type carbure.

3.4 COMBUSTIBLE METALLIQUE

Utilisation dans les différents concepts

Le combustible métallique a surtout été étudié aux Etats-Unis dès le début des SFR en raison de sa forte proportion en atomes lourds (plutonium et uranium). L'Inde et la Corée envisagent d'utiliser ce type de combustible dans leurs futurs SFR.

Quelques caractéristiques du combustible métallique

Le combustible métallique se caractérise par un fort gonflement sous irradiation nécessitant un jeu pastille-gaine important et la formation d'eutectiques à bas point de fusion avec la gaine. L'ajout de zirconium permet de limiter la formation de ces eutectiques : ainsi le combustible est en général un mélange ternaire U-Pu-Zr.

La température de fusion est relativement basse (de l'ordre de 900°C à 1000°C) alors que la conductivité thermique est comparable à celle du MC et du MN.

Retour d'expérience d'irradiation

Plusieurs irradiations ont eu lieu dans EBR-II et FFTF avec des taux de combustion allant jusqu' 20 at% et ce type de combustible a également été testé lors des essais de perte de débit de refroidissement du cœur sans chute des barres effectués sur le réacteur EBR-II.