



**RAPPORT DU COMITE D'ORIENTATION et  
de SUIVI des RECHERCHES pour les  
SYSTEMES NUCLEAIRES**

**Mars 2011**



# Sommaire

## Avant-propos

<b>1. Enjeux et Stratégie dans le domaine de l'Energie nucléaire</b>	<b>5</b>
1.1. Le contexte et les enjeux	5
1.2. Stratégie de recherche pour les systèmes nucléaires	6
<b>2. Réacteurs de 2<sup>ème</sup> et de 3<sup>ème</sup> génération</b>	<b>10</b>
2.1. Amont du cycle	10
2.2. Réacteurs	12
2.3. Combustible	14
2.4. Sûreté	15
2.5. Outils expérimentaux	17
2.6. Simulation numérique	19
<b>3. Réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération</b>	<b>21</b>
3.1. RNR-Sodium	21
3.2. Le programme ASTRID	25
3.3. RNR-Gaz	26
3.4. Autres systèmes retenus par le forum international Génération IV	27
3.5. Le Cycle au thorium	30
3.6. Recherches menées en support à l'expertise de sûreté des filières de réacteurs de 4 <sup>ème</sup> génération	31
<b>4. Aval du cycle</b>	<b>33</b>
4.1. Adaptation des installations à l'évolution du contexte technique, stratégique ou réglementaire	33
4.2. Amélioration des technologies dans la perspective de réalisations futures	34
4.3. Adaptation aux combustibles issus des futurs parcs de réacteurs	35
4.4. Amélioration des technologies	35

## Conclusion

## Avant propos

Le COSSYN, Comité d'Orientation et de Suivi des recherches pour les SYstèmes Nucléaires, a été créé en 2007 dans l'objectif de favoriser les échanges de points de vue sur le nucléaire actuel et de 4ème génération, en fonction notamment de l'avancement des programmes français et internationaux et des évolutions de la politique internationale dans ce domaine. Il est co-présidé par la DGEC et la DGRI. Ses participants sont AREVA, l'ASN, le CEA, le CNRS, EDF, l'IRSN. Son secrétariat est assuré par la DGEC.

L'article 3 de la loi N°2006-739 du 28 juin 2006 de programme relatif à la gestion durable des matières et déchets radioactifs fait un lien explicite entre le développement des réacteurs de 4ème génération et la gestion des déchets en disposant que "les études et recherches sur la séparation et la transmutation des déchets radioactifs à vie longue sont conduites en relation avec celles menées sur les nouvelles générations de réacteurs nucléaires mentionnés à l'article 5 de la loi de programme n°2005-781 du 13 juillet 2005."

Ce lien fait par la loi matérialise la nécessité d'une démarche cohérente qui permette à la fois de répondre aux besoins énergétiques du pays et d'assurer une gestion optimale des déchets et des matières valorisables.

Les travaux relatifs à la gestion des déchets radioactifs sont évoqués principalement dans le cadre d'une autre instance, le Comité d'Orientation et de Suivi des Recherche sur l'Aval du Cycle (COSRAC).

Pour assurer la cohérence voulue par la loi, les deux instances COSSYN et COSRAC travaillent en étroite coordination.

## **1. Enjeux et Stratégie dans le domaine de l'Energie nucléaire**

### **1.1. Le contexte et les enjeux**

Dans le contexte de lutte contre l'aggravation de l'effet de serre, le programme de recherche français concernant l'énergie s'articule autour de deux axes majeurs, les moyens de production (maintien de la capacité nucléaire, développement des énergies renouvelables) et les économies d'énergie.

Le recours à l'énergie nucléaire est ainsi l'un des piliers de la politique énergétique de la France, ce mode de production d'énergie s'inscrivant pleinement à la fois dans les objectifs de contribution à l'indépendance énergétique, de prix compétitif et dans les objectifs de lutte contre l'aggravation de l'effet de serre fixés par la loi de programme n°2005-781 du 13 juillet 2005 relative à la politique énergétique.

Aujourd'hui, la France dispose d'un parc de réacteurs en fonctionnement dont les premiers réacteurs ont été mis en service à la fin des années 1970 et, sous réserve que les exigences en termes de sûreté soient satisfaites, le scénario retenu privilégie la prolongation au-delà de 40 ans de ce parc nucléaire actuel. L'objectif industriel poursuivi est de maintenir ouverte l'option d'une durée de fonctionnement de soixante ans pour l'ensemble des tranches du parc en exploitation. C'est bien évidemment l'Autorité de Sûreté Nucléaire qui est la seule compétente et habilitée à se prononcer sur la fermeture ou la prolongation de vie de chaque réacteur. De ce fait, pour tenir compte de la primauté absolue conférée à la sûreté nucléaire, il est donc nécessaire de disposer de marges de sécurité suffisantes en termes de capacité de production électrique. Compte tenu, de plus, de la nécessité de lisser l'effort d'investissement de renouvellement du parc nucléaire existant et de maintenir les compétences industrielles de cette filière, deux réacteurs de 3ème génération (EPR) seront mis en service avant 2020, le premier à Flamanville prévu et le second à Penly.

Du fait de la conception des réacteurs actuels de type réacteurs à eau légère (REL), leur fonctionnement repose sur l'utilisation de l'isotope 235 de l'uranium, peu abondant à l'état naturel (0.71% de la totalité de l'uranium). Ces réacteurs ne peuvent donc pas tirer profit de manière optimale de la ressource uranium puisque moins de un pour cent du potentiel énergétique total de l'uranium est aujourd'hui valorisé. Cette performance énergétique des réacteurs actuels ne peut donc pas permettre à l'énergie nucléaire d'être une solution pérenne notamment dans un cadre prévisible de diminution des ressources à moyen terme.

De ce fait, les recherches se tournent vers les filières de réacteurs à neutrons rapides (RNR) de 4ème génération, en rupture avec les filières actuelles, et qui permettraient durant leur fonctionnement de produire la matière fissile (isogénération ou surgénération) et dans lesquels on pourrait disposer également d'une capacité de brûler les actinides mineurs qui constituent aujourd'hui l'essentiel de la radioactivité à long terme des déchets.

Au plan international, dans un contexte de besoins énergétiques croissants, alors que les ambitions de développement durable sont de plus en plus affirmées, de nombreux pays se penchent sur le nucléaire. La Chine poursuit son programme de construction de nouveaux réacteurs. La Finlande comme La France est en cours de construction d'un nouveau réacteur. D'autres pays se préparent à lancer ou à relancer leur programme nucléaire. On peut citer, par exemple, la Grande Bretagne, l'Italie, la Corée, la Russie.

Au plan européen, malgré les difficultés résultant d'une culture de consensus associée à l'opposition systématique d'un nombre limité d'états membres, la plate-forme technologique fission (SNE-TP) constitue à la fois un outil pour mener la R&D et le symbole d'une évolution favorable au nucléaire. Le Plan Stratégique Européen pour les technologies énergétiques (Plan SET), annoncé en février 2008, a clairement reconnu le rôle incontournable de l'énergie nucléaire pour atteindre les objectifs fixés de réduction des émissions de carbone pour 2020 et 2050. Ce Plan SET a notamment recommandé de lancer les actions nécessaires pour maintenir la compétitivité des technologies de

fission, et pour lancer une initiative industrielle pour la fission nucléaire durable axée sur le développement des technologies de 4<sup>ème</sup> génération.

Aux Etats-Unis se manifestent clairement des signes politiques en faveur de la relance de la construction de réacteurs et de la recherche sur les cycles du combustible avancés.

Enfin, de nombreux pays émergents envisagent de se doter de réacteurs nucléaires.

Parmi l'ensemble des signes relatifs au renouveau du nucléaire, il faut noter que la conférence internationale sur l'accès au nucléaire civil, organisée par la France, les 8 et 9 mars 2010, a réuni plus d'un millier de participants provenant de 63 Etats intéressés par le nucléaire civil dont une quarantaine étant représentés au niveau ministériel. Le Président de la République a rappelé durant cette conférence l'engagement de la France à accompagner les pays qui souhaitent développer le nucléaire civil dans le respect des accords internationaux.

Pour ce qui concerne les réacteurs à neutrons rapides, même si le réacteur français Phénix a été arrêté en 2009, le réacteur japonais de Monju a redémarré le 6 mai 2010 après 14 ans d'arrêt, la construction du réacteur indien de Kalpakam se termine, la Russie prévoit la mise en service en 2014 d'un réacteur BN-800, la Chine a démarré en juillet 2010 un réacteur expérimental (CEFR) et envisage la construction de deux réacteurs de type BN800 avec la Russie.

La nécessité, pour un nucléaire durable, de pouvoir déployer le moment venu les réacteurs à neutrons rapides fait d'ailleurs l'objet d'un consensus au plan international.

Enfin, si l'on se projette à plus long terme, la fusion nucléaire est une voie de production d'énergie envisageable mais les étapes de démonstration à franchir sont nombreuses et difficiles, passant d'abord par la réalisation du programme ITER avant d'envisager un premier démonstrateur puis ensuite un prototype industriel. Le chemin vers un réacteur électrogène est donc encore très long.

## **1.2. Stratégie de recherche pour les systèmes nucléaires**

La stratégie de recherche dans le domaine des systèmes nucléaires s'inscrit dans le contexte général du développement durable et de recherche de minimisation des déchets.

Au niveau français, deux grands éléments structurent cette stratégie.

La loi de programme n° 2005-781 du 13 juillet 2005 a donné un cadre global en fixant les orientations de la politique énergétique. Elle donne des objectifs ambitieux pour assurer la diversification de notre bouquet énergétique. Pour ce qui concerne spécifiquement le domaine de l'énergie nucléaire, la loi rappelle la nécessité de préparer le renouvellement du parc nucléaire français et dispose que la politique de recherche doit permettre à la France de conserver sa position de premier plan dans le domaine en poursuivant les objectifs de soutien à l'industrie nucléaire nationale pour la mise au point et le perfectionnement du réacteur de 3<sup>ème</sup> génération EPR, le développement de combustibles nucléaires innovants, le développement des technologies des réacteurs nucléaires du futur et également la poursuite du développement des technologies nécessaires à une gestion durable des déchets nucléaires.

La loi de programme n°2006-739 du 28 juin 2006 relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs précise que des recherches doivent être poursuivies sur la séparation et la transmutation des éléments radioactifs à vie longue, en relation avec celles menées sur les nouvelles générations de réacteurs nucléaires afin de disposer en 2012 d'une évaluation des perspectives industrielles de ces filières et de mettre en exploitation un prototype d'installation à l'horizon 2020.

En cohérence avec ce cadre législatif global, des études sont aujourd'hui effectuées par les différents acteurs concernés (notamment le CEA, EDF et AREVA) pour optimiser ou perfectionner les technologies de deuxième et 3<sup>ème</sup> générations et mettre au point celles pour la 4<sup>ème</sup> génération. Les grands axes de travail ont été définis lors d'une réunion du Comité de l'énergie atomique (comité interministériel placé sous l'autorité du Premier ministre) consacrée à la stratégie nationale de

recherche sur les réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération, le 17 mars 2005. Une deuxième réunion du Comité de l'énergie atomique s'est tenue le 20 décembre 2006 pour définir la stratégie de développement du prototype « 2020 » et des installations du cycle associées.

Plus récemment, fin 2009, la recherche sur les réacteurs nucléaires de 4<sup>ème</sup> génération a été réaffirmée comme étant au cœur des questions de développement énergétique puisque 650 millions d'Euros sont consacrés à ce domaine dans le programme d'investissements d'avenir.

La stratégie générale de recherche peut être déclinée selon deux grands axes qui ont des horizons temporels différents.

### **1.2.1. L'optimisation du fonctionnement du parc nucléaire actuel et ses évolutions (réacteurs de 2<sup>ème</sup> et 3<sup>ème</sup> génération)**

L'optimisation du fonctionnement du parc et du cycle est un sujet de politique industrielle et la définition des thèmes de R&D et des priorités est donc de la responsabilité des industriels. Dans ce domaine le CEA, qui dispose de compétences et d'une expertise importante et d'outils spécifiques (boucles d'essais, réacteurs), met ceux-ci à disposition des industriels et construit avec eux les programmes de recherche visant à répondre à leurs besoins.

En ce qui concerne l'amont du cycle, l'objectif poursuivi est d'améliorer les procédés d'extraction en s'attachant à diminuer l'impact environnemental.

Dans le domaine des réacteurs, il s'agit d'apporter des éléments de connaissance sur les questions techniques clés et sur la sûreté pour permettre à l'exploitant EDF de prendre les décisions d'investissements adaptées vis-à-vis de l'exploitation du parc de réacteurs, de la prolongation de la durée d'exploitation et de son renouvellement.

De même, dans le domaine de l'aval, les programmes de recherche sont orientés pour répondre aux deux grands objectifs que sont d'une part l'accompagnement du fonctionnement des usines, et notamment l'anticipation et la prévention du vieillissement des installations, et d'autre part la préparation des évolutions des procédés, notamment en relation avec les évolutions des combustibles, et le renouvellement à terme des usines.

### **1.2.2. Les recherches pour un nucléaire durable sur le long terme**

Les réacteurs électrogènes actuels du parc français (réacteurs à eau pressurisée REP) représentent une technologie parvenue à maturité. Le point faible de ce type de réacteur reste toutefois de ne pas utiliser de manière optimale la ressource "uranium".

Aujourd'hui, l'énergie provient pour la quasi-totalité de la fission de l'uranium 235, isotope naturellement peu abondant dans le minerai d'uranium (0.7%). Au total, moins de 1% de l'uranium naturel utilisé pour fabriquer le combustible entre en jeu dans la production d'énergie. Le reste n'est actuellement pas (ou très peu) valorisé.

Les réacteurs à neutrons rapides permettraient d'utiliser non seulement l'isotope 235 de l'uranium, mais également l'uranium 238 en le convertissant en plutonium 239 qui, lui, est fissile. La technologie des réacteurs à neutrons rapides (RNR) permettrait donc de valoriser beaucoup mieux le potentiel de l'uranium en multipliant par 100 la disponibilité en ressources : les ressources seraient alors assurées pour plusieurs millénaires (via la valorisation de l'uranium appauvri existant).

Parallèlement, ce type de réacteur pourrait permettre de réduire encore le volume et la radiotoxicité potentielle des déchets. Les actinides mineurs, qui constituent l'essentiel de la radioactivité à moyen et long terme des déchets à vie longue peuvent subir plus aisément des réactions de transmutation dans un réacteur à neutrons rapides, du fait du bilan neutronique plus favorable dans ce type de réacteur que dans un réacteur à eau légère. La stratégie française est aujourd'hui, comme cela est inscrit dans la loi de programme du 28 juin 2006 relative à la gestion durable des matières et des

déchets, de poursuivre les études afin de disposer, en 2012, d'une évaluation complète des perspectives industrielles de la transmutation.

Du point de vue temporel, le critère de déploiement pour les réacteurs à neutrons rapides de 4ème génération sera probablement le critère de disponibilité des ressources en uranium, en particulier lorsque leur disponibilité à long terme sera remise en question.

Au plan international, quatre filières de réacteurs à neutrons rapides ont été sélectionnées comme potentiellement intéressantes pour cette prochaine génération de réacteurs. La France a choisi de mener plus spécifiquement des recherches sur la filière RNR Sodium qui est jugée comme étant la mieux placée pour l'atteinte d'une démonstration à une échelle industrielle. L'objectif du programme, qui passe par un prototype "ASTRID<sup>1</sup>" à l'horizon 2020, est en effet d'être prêt pour un déploiement industriel à partir de 2040, si celui-ci est jugé nécessaire compte tenu de l'état des ressources en uranium naturel.

En parallèle, afin de garder un accès à la filière jugée comme une alternative potentielle aux réacteurs refroidis au sodium, la France participe aux programmes menés dans le cadre international sur les réacteurs refroidis au gaz, en se consacrant plus spécifiquement aux actions dans le domaine de la sûreté et des combustibles spécifiques pour ces réacteurs, notamment parce que ce type de combustible pourrait s'avérer également intéressant pour des réacteurs à sodium.

Cependant, un réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium de nouvelle génération ne pourra voir le jour qu'à condition de pouvoir démontrer une conception objectivement en progrès par rapport aux réacteurs précédents (Phénix et Superphénix).

La R&D a donc à lever un certain nombre de verrous technologiques afin de répondre aux grands enjeux qui ont été identifiés sur :

- la sûreté du réacteur, en premier lieu l'exclusion pratique du risque de dégagements importants d'énergie en situation accidentelle grave ainsi que la réduction au minimum des risques d'interactions entre le sodium et l'air ou l'eau ;
- l'exploitation, en rapport avec la sûreté ; il s'agit de faciliter les inspections en service ainsi que les opérations de maintenance, tout en ayant des taux de disponibilité importants du réacteur ;
- la compétitivité, notamment pour réduire ses coûts d'exploitation, d'investissement et de démantèlement ; il faut rechercher, par rapport aux concepts précédemment utilisés, la simplification de la conception d'ensemble et l'utilisation de matériaux de structure plus performants.

La mise au point et la démonstration de la viabilité des solutions nécessitent différents niveaux de validation jusqu'à l'intégration à l'échelle industrielle dans le prototype ASTRID. Sur le plan de la planification de cette démonstration industrielle, le calendrier prévoit un rendez vous en 2012 dont l'objectif est de fournir les éléments en vue de la prise de décision sur la poursuite de la conception du prototype. Il s'agira de mettre en avant les améliorations en termes de conception et de sûreté, de présenter l'articulation du programme avec celui sur la gestion du cycle du combustible et en particulier de l'aval du cycle dans le domaine de la séparation et de la transmutation des actinides mineurs, de préciser son calendrier de réalisation et, dans une première approche, les coûts de déploiement associés de préciser les scénarii de déploiement industriel. Ensuite le travail doit conduire à un avant projet sommaire (APS) en 2014, accompagné d'un dossier d'options de sûreté puis à un avant-projet détaillé.

Il est à noter que tous les enjeux ne sont pas de même nature. Il est indispensable que des progrès significatifs soient faits notamment sur la sûreté pour le lancement d'un prototype. Parallèlement, le

---

<sup>1</sup> ASTRID: Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration



programme de recherche sur les réacteurs de 4ème génération doit aussi comporter le volet relatif à l'aval du cycle adapté à ces réacteurs et à la gestion à long terme des déchets

Le nucléaire fait partie des investissements stratégiques, dont les bénéfices sont importants pour l'économie, et de ce fait, l'état français assure la responsabilité du pilotage de la politique nucléaire française.

Les investissements pour l'innovation sont très lourds dans ce domaine et ne peuvent pas être réalisés par le seul secteur privé. L'Etat a donc décidé, dans le cadre du programme d'investissements d'avenir, d'apporter des fonds pour consolider le programme ASTRID qui doit néanmoins rester un programme associant étroitement, aux plans technique et financier, les industriels aux pouvoirs publics.

## **2. Réacteurs de 2<sup>ème</sup> et de 3<sup>ème</sup> génération**

### **2.1. Amont du cycle**

Pour les 30 à 40 prochaines années, la production d'énergie électrique à partir du nucléaire sera assurée quasiment exclusivement par les réacteurs à eau légère (REL) avec un combustible UOX et/ou MOX et ceci sur la durée de vie des centrales qui s'étendra au moins jusqu'à la fin du siècle. Ainsi, dans l'amont du cycle nucléaire, la prospection et l'exploitation de l'uranium continueront à jouer un rôle clé dans la sécurisation de l'approvisionnement en combustible des centrales nucléaires.

Dans une approche de développement durable, l'optimisation et l'intégration des différentes étapes de l'amont du cycle peuvent conduire à une rationalisation des opérations de purification, à la réduction de la consommation des réactifs et de l'eau et à la limitation des rejets à la mine et à la conversion, réduisant ainsi l'empreinte environnementale et les coûts globaux de production de l'uranium naturel à la matière enrichi. Sur ce plan, AREVA a mis en place une collaboration renforcée avec le CEA pour développer des voies plus innovantes, à faible impact environnemental, appliquées à l'extraction et la purification de l'uranium pour son enrichissement (réduction des effluents, des déchets ...) et à coûts d'investissement et de production réduits (sur l'ensemble de la chaîne, de la mine à l'UF6).

#### **2.1.1. Disponibilité de matière et production de concentrés uranifères**

Le renouvellement du parc actuel et l'entrée de nouveaux pays dans l'électronucléaire pourraient conduire à une augmentation significative de la demande en uranium à partir de 2020. Étant donné que le délai entre l'exploration d'un gisement et l'exploitation d'une réserve est de l'ordre d'une dizaine d'années, l'industrie minière de l'uranium doit anticiper le contexte économique au moment de la production du concentré uranifère.

Dans ce contexte de besoin accru pour les années futures, les objectifs d'AREVA sont de rechercher de nouveaux gisements, de diversifier des ressources et de poursuivre l'effort d'intégration dans les territoires. Vu le socle de production actuel (Niger, Canada et Kazakhstan), il faudra pour atteindre ces objectifs :

- optimiser/pérenniser les mines en activité,
- mettre en production les gisements connus en portefeuille,
- augmenter les capacités des sites actuels,
- développer des procédés de traitement pour les ressources traditionnelles à basse teneur en uranium (modèles géologiques connus, <0,1% U) et les ressources non conventionnelles (uranium dans les phosphates, uranium dans les minerais réfractaires).

Les activités d'exploration doivent se diversifier au-delà de gisements conventionnels afin de trouver d'autres catégories de gisements qui ne sont économiquement exploitables aujourd'hui mais qui peuvent le devenir dans le moyen terme. Ainsi, il faudra être capable d'explorer dans des conditions techniques plus difficiles en surmontant de nouveaux défis technologiques comme la détection de gisements à faible teneur et l'estimation de ces ressources, notamment par des mesures géophysiques plus développées. Des études dans ce domaine sont en cours au sein d'AREVA, en profitant des synergies existant entre le savoir-faire minier et l'expertise en mesure nucléaire.

Afin d'optimiser les ressources en uranium, l'exploitation minière peut utiliser des méthodes de récupération in-situ (ISR) pour récupérer l'uranium contenu dans des gisements très pauvres en uranium (généralement teneur inférieure à 0,1%). L'ISR correspond à la mise en solution de l'uranium dans la roche qui le contient au sein même de la formation géologique hôte. Toutefois des

conditions spécifiques de perméabilité au sein de la roche et de confinement vis-à-vis du milieu environnant sont nécessaires. AREVA développe un important projet R&D sur ce sujet en collaboration avec l'Ecole des Mines de Paris.

La récupération de l'uranium des minerais à basse teneur et des résidus miniers fait de plus en plus appel à la lixiviation en tas, très employée dans l'exploitation du cuivre. Il s'agit d'arroser le tas de minerai préalablement concassé soit avec un acide soit avec une base et de récupérer la solution contenant l'uranium à la partie inférieure du tas par un système de drainage. Une unité de lixiviation en tas a démarré dans l'usine de Somair en 2009 à l'issue de plusieurs années d'études pour optimiser les conditions de fonctionnement. Actuellement, les efforts R&D se concentrent sur le développement d'un modèle qui permettrait une meilleure conduite du procédé.

La purification de l'uranium mis en solution se fait essentiellement par un procédé d'extraction par solvants, aujourd'hui bien maîtrisé. Néanmoins, l'amélioration du traitement des ressources conventionnelles d'uranium en intégrant les problématiques des minerais à basse teneur est un axe majeur de la R&D. Dans ce but, AREVA a mis en place des collaborations sur la chimie d'extraction de l'uranium sont menées avec le CEA et le CNRS.

A l'issue des opérations de purification, le concentré uranifère est précipité et puis calciné sous différentes formes selon les types d'utilisations (uranates, oxydes). Un nouveau procédé de précipitation capable de produire un peroxyde d'uranium plus dense, plus pur et avec une meilleure coulabilité a été breveté par AREVA en 2010 et le travail sur ce thème se poursuit par une thèse en cours au CEA ayant pour objectif de modéliser le procédé.

Par ailleurs, le développement de procédés compétitifs de traitement des ressources non conventionnelles en uranium, comme les phosphates et autres minerais complexes, est essentiel pour répondre à l'évolution de la demande et augmenter l'offre en uranium. En dehors du travail spécifique sur la chimie de l'extraction, mené en interne chez AREVA ainsi que dans le cadre collaboratif avec le CEA, démarre actuellement une étude sur la conception et la mise en œuvre des nouveaux schémas de procédés intégrant une étape de pré-concentration des minerais d'uranium par des méthodes de séparation physiques (gravimétrique, électrostatique, ...) ou physico-chimiques (flottation). AREVA, qui a renforcé son cadre d'experts dans les thématiques nouvelles comme la minéralurgie réalise une bonne partie de ce travail en interne et, parallèlement, sollicite d'autres organismes comme l'Ecole des Mines de Nancy, pour travailler sur ces sujets.

### **2.1.2. La conversion**

En France, les activités de conversion de l'uranium se font à Comurhex sur deux sites. Le premier à Malvési réalise la purification du concentré minier et sa conversion en UF<sub>4</sub>, tandis que la fluoration de UF<sub>4</sub> à UF<sub>6</sub> est mise en œuvre dans le deuxième site à Pierrelatte. Afin d'assurer un service de conversion de l'uranium performant à ses clients dans les années à venir, AREVA a décidé d'investir dans des nouvelles installations (Comurhex II) adaptées à l'évolution des normes réglementaires, en substitution à l'outil actuel vieillissant. Le démarrage de la nouvelle usine est prévu en 2012 avec une capacité de 15000 tU et une augmentation de capacité de 6000 tU est envisagée pour 2018 selon les besoins du marché.

En conséquence, la R&D sur les procédés de conversion vise à améliorer le procédé actuel et à mettre en œuvre des procédés de traitement du passif environnemental résultant de l'exploitation passée.

En parallèle, les études nécessaires pour le développement d'une usine de conversion de nouvelle génération sont en cours. L'effort est porté principalement sur l'amélioration de la rentabilité et sur l'anticipation des contraintes réglementaires par une démarche d'intégration de la gestion des effluents aux premières étapes de l'analyse technico-économique.

Les projets R&D sont réalisés par les équipes AREVA ainsi que dans le cadre de collaborations principalement avec le CNRS et le CEA.

### **2.1.3. L'enrichissement**

Les objectifs majeurs d'AREVA dans le domaine de l'enrichissement sont de réussir la mise en production des usines d'enrichissement par centrifugation George Besse 2 (France) et Eagle Rock (États-Unis) en pleine capacité respectivement en 2016 et 2018, ainsi que de préparer efficacement le démantèlement de l'usine d'enrichissement par diffusion gazeuse George Besse 1 (France).

En particulier, l'usine George Besse 2 est un projet d'environ 3 milliards d'euros représentant un des investissements industriels les plus importants de la décennie avec une capacité de production de 7,5 MUTS répartie sur deux unités et éventuellement extensible à 11 MUTS en fonction de l'évolution du marché. Suite à l'accord contractuel entre URENCO et AREVA, la R&D sur la centrifugation se fait à au sein d'ETC (Enrichment Technology Company), une joint venture constituée par les deux entreprises à parts égales. Cependant, AREVA réalise de son côté des études sur la purification de l'UF6 issu des procédés de conversion, notamment en ce qui concerne les composés carbonés lourds dont l'impact sur les centrifugeuses peut être extrêmement grave.

Par ailleurs, le CEA assure un soutien au démantèlement de l'usine George Besse 1 ainsi qu'à la veille technologique sur des procédés alternatifs d'enrichissement de l'uranium.

## **2.2. Réacteurs**

Dans le domaine des réacteurs de puissance du parc EDF, les besoins de recherche sont définis en adéquation avec les enjeux de sûreté, de radioprotection, d'environnement et de compétitivité auxquels sont confrontées ces installations. EDF, en tant que propriétaire exploitant, privilégie à la fois l'amélioration de la sûreté et de la sécurité de ses installations tout se souciant de l'optimisation du bilan énergétique des centrales. A ce titre, la R&D coopérative entre EDF, le CEA, AREVA et l'IRSN contribue à :

- assurer une maintenance efficace des installations (en particulier développement de systèmes de contrôle non destructifs),
- répondre aux enjeux de sûreté, de radioprotection et d'environnement (mise à niveau des référentiels de sûreté, prise en compte des agressions dans la démarche de sûreté, évolution des méthodes de calcul en situation accidentelle au niveau de la neutronique, de la thermo-hydraulique et des conséquences radiologiques, mise en œuvre de codes de calculs pour évaluer les impacts sur l'environnement du fonctionnement normal, mise en œuvre de codes de simulation pour améliorer la radioprotection en exploitation) ;
- traiter les questions relatives à la durée de vie (compréhension des phénomènes de vieillissement, étude des modalités qui permettraient un allongement de la durée de vie des réacteurs à 60 ans, etc.)

AREVA en tant que constructeur et vendeur se doit, en complément des services apportés à EDF, d'apporter des solutions à ses clients étrangers qui sont confrontés peu ou prou aux mêmes problèmes qu'EDF pour l'exploitation et la prolongation de la durée de vie de leurs réacteurs.

La R&D tripartite CEA-AREVA-EDF s'intéresse plus particulièrement aux axes d'amélioration de la compétitivité et de la fiabilité des réacteurs tandis que la R&D coopérative EDF - IRSN – CEA est plus spécifiquement centrée sur l'amélioration de la sûreté des installations.

### **2.2.1. Durée de fonctionnement**

La R&D en soutien à la poursuite de l'exploitation des réacteurs est un point essentiel de la stratégie des programmes du domaine réacteurs. L'objectif principal est de mettre en place les dispositions permettant de maintenir ouverte l'option d'une durée de fonctionnement de 60 ans des réacteurs

du parc EDF pour permettre la production d'électricité sur des installations amorties et l'étalement des investissements de renouvellement de ce parc.

Cet objectif se décline, en termes de R&D, selon deux volets. Le premier vise à apporter les éléments de connaissance permettant de démontrer l'aptitude des matériels non remplaçables à assurer leur fonction jusqu'à soixante ans au moins. Les programmes portent en particulier sur la cuve du réacteur et l'enceinte de confinement. Le second volet, relatif à l'amélioration du niveau de sûreté au regard des objectifs de sûreté applicables aux nouveaux réacteurs, vise à donner les éléments scientifiques utiles à l'évaluation du bénéfice apporté par les pistes d'amélioration identifiées.

L'objectif en termes de délais est que EDF puisse disposer de l'avis de l'ASN sur la stratégie retenue d'ici début 2012 et que l'ASN puisse rendre son avis sur l'aptitude des composants non remplaçables pour la mi 2015.

Pour AREVA il s'agit, sur ce thème, d'une part d'apporter son expertise et ses services à EDF et aux exploitants étrangers et d'autre part de garantir une durée de vie minimale de 60 ans à ses clients de nouveaux réacteurs.

Sur ces sujets, parallèlement aux programmes menés dans le cadre tripartite, le CEA participe à des collaborations scientifiques internationales, souvent pilotées par l'OCDE.

### **2.2.2. Soutien à l'exploitation**

Deux thèmes principaux dans le domaine du soutien à l'exploitation requièrent une R&D s'appuyant sur les actions menées dans le cadre collaboratif tripartite avec le CEA.

- l'amélioration de la radioprotection qui a pour but de satisfaire les objectifs de réduction des doses tant pour le parc actuel que pour l'EPR au travers notamment d'une meilleure connaissance et maîtrise du terme source. Les objectifs sont ambitieux, en cohérence avec les attentes de l'ASN.
- le soutien à l'exploitant en cas d'aléas sur le parc. Ainsi, un programme consacré à la compréhension du phénomène de colmatage des générateurs de vapeur est en cours de réalisation.

### **2.2.3. Méthodes de conception et d'analyse**

Sur ce thème, trois points font plus particulièrement l'objet d'actions de R&D dans le cadre tripartite :

- l'amélioration des méthodes de caractérisation de l'aléa sismique et d'analyse du comportement des structures de génie civil et des équipements nucléaires. Ce point est important dans le cadre des projets à l'export de l'EPR ou en réponse à des demandes liées à la sûreté, par exemple à l'occasion des visites décennales ;
- l'amélioration de la prise en compte des phénomènes de fatigue thermique et de fatigue vibratoire ;
- le développement de la simulation numérique et expérimentale appliquée aux domaines des matériaux, de la neutronique, de la propagation des rayonnements, de la mécanique et de la thermo-hydraulique.

### **2.2.4. Etude des stratégies alternatives de gestion de combustible pour améliorer l'économie de la matière nucléaire**

Pendant la première moitié du siècle, les réacteurs à eau légère (REL) participeront majoritairement au renouvellement et au développement du parc électronucléaire mondial. Cet accroissement du nombre de réacteurs dans le monde, le caractère limité des ressources en uranium et l'évolution prévisible de son prix conduisent à rechercher un fonctionnement plus économe en uranium naturel, notamment en accroissant les volumes de combustible recyclés (combustibles MOX et URE), en

attendant le déploiement des réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération à neutrons rapides. Ceci incite à évaluer les limites des potentialités des réacteurs à eau pour aller au-delà du mono-recyclage du plutonium en REP ou en REB en améliorant le taux de conversion. Les REL sont des réacteurs performants mais ils utilisent mal l'uranium : les REL HFC (pour Haut Facteur de Conversion) sont des concepts qui permettraient de beaucoup mieux utiliser l'uranium (avec des performances voisines de l'iso-génération) tout en conservant les performances économiques des REL classiques, à condition bien sûr qu'ils soient faisables, notamment sur le plan de la sûreté et qu'ils ne dégradent pas la gestion des déchets. Ils pourraient être complémentaires des RNR producteurs de plutonium dans un parc nucléaire globalement durable. Il s'agit d'une perspective à long terme (au-delà de 2030). La priorité est de s'assurer dès que possible de leur faisabilité (sûreté, intégration dans un parc futur plus durable et transition entre le parc actuel et ce parc futur) et de leur intérêt vis-à-vis de la gestion des déchets. Les premières études en cours conservent les grandes options de l'architecture des réacteurs actuels et portent sur la conception du combustible et du cœur et des moyens de contrôle du cœur d'une part, sur des études de scénarios pour évaluer les inventaires et les flux de matières d'autre part (Pu, déchets).

### **2.3. Combustible**

Dans ce domaine, EDF a trois objectifs industriels majeurs : assurer la cohérence du cycle du combustible en limitant les augmentations des taux de combustion pour préserver la qualité énergétique des matières recyclées, garantir la sécurité d'approvisionnement du combustible en s'assurant que les réacteurs du parc EDF sont compatibles avec plusieurs types de produits combustible et valoriser le productible en privilégiant la fiabilisation du combustible en exploitation, la flexibilité des longueurs de campagne pour mieux s'adapter aux contraintes du système électrique et l'augmentation de puissance. AREVA et Westinghouse s'associent aux objectifs d'EDF.

Parallèlement à ces besoins concernant le parc français, d'autres clients d'AREVA peuvent avoir des stratégies et donc des demandes différentes comme, par exemple de réaliser des cycles combustible très longs et/ou de minimiser le nombre d'assemblages à entreposer en augmentant l'épuisement de décharge des combustibles.

#### **2.3.1. Assurer dans la durée la cohérence du cycle du combustible**

L'augmentation des volumes de matières traités et recyclés milite en faveur d'un recyclage accru du combustible MOX dans les tranches 900MWe du parc EDF (aujourd'hui 22 tranches et potentiellement 24 voire 28 tranches) et du combustible URE (Uranium de Retraitement) aujourd'hui dans 4 tranches 900MWe (et potentiellement dans les tranches 1300MWe). Ce recyclage est un enjeu majeur pour EDF qui y voit un moyen d'économiser, de façon stratégique, un pourcentage non négligeable du combustible neuf acheté.

Cette nouvelle orientation a pour impact d'annuler celle concernant l'augmentation des taux de combustion. En effet, recycler du combustible fortement irradié est contre-productif car sa valeur énergétique décroît avec son taux de combustion. On constate d'ailleurs que la hausse régulière des taux de décharge du parc français depuis sa construction (qui est passé de 33GWj/t à 45-50 GWj/t en moyenne), a conduit à relever à plusieurs reprises les teneurs en Pu et en U235 des combustibles MOX et URE recyclés.

Les axes de recherche d'EDF, dont une partie importante des actions sont réalisées dans le cadre collaboratif avec le CEA, concernent donc les moyens à mettre en œuvre pour mitiger les effets potentiels de ces hausses de teneurs : mesures fines en laboratoires chauds de crayons irradiés et expérimentations instrumentées en réacteurs d'essais pour améliorer les modèles destinés à simuler de façon plus physique les relâchements de gaz de fission et les relâchements hélium, optimisation des méthodes de dimensionnement du combustible, etc.

Dans le cadre d'une vision plus lointaine, la recherche se poursuit sur des MOX avancés, dopés au chrome, qui présentent l'avantage de réduire considérablement les relâchements. Une irradiation expérimentale dans un réacteur EDF est prévue d'ici 1 ou 2 ans.

### **2.3.2. Garantir la sécurité d'approvisionnement du combustible**

L'enjeu pour EDF est de s'assurer que la chaîne d'approvisionnement des produits combustible chargés dans ses réacteurs ne risque pas de s'interrompre, suite à un problème dans une unité de fabrication ou suite à un problème de comportement en réacteur, affectant, par mode commun l'ensemble des tranches utilisant le même type de combustible.

Pour atteindre cet objectif stratégique, EDF s'emploie à démontrer que tous ses réacteurs et tous ses modes de gestion sont, potentiellement, compatibles avec plusieurs types de combustible. Cet objectif implique de pouvoir évaluer, en toute indépendance les performances des différents produits combustible proposés par les fournisseurs d'EDF. Cette évaluation nécessite le développement d'outils capable de simuler et d'anticiper le comportement en réacteur des différents types d'assemblage en se focalisant plus particulièrement sur l'évaluation des risques potentiel de vibration-usure des crayons dans les cellules de grille, de déformation des structures d'assemblage (pouvant impacter la manutention) ou de perte de performance hydraulique (marges vis à vis du flux critique en transitoire). Ces outils de calcul sont validés à partir d'expériences intégrales ou à effets séparés réalisées au CEA et à EDF R&D.

### **2.3.3. Combustible à performances améliorées vis à vis de l'interaction pastille gaine**

Le développement d'un concept de crayons combustible présentant des performances améliorées vis à vis de l'interaction pastille gaine (IPG) en transitoire reste un objectif majeur pour EDF car la limite de fissuration des gaines par IPG entraîne des contraintes spécifiques sur le pilotage des cœurs.

Plusieurs options sont à l'étude, soit en utilisant des pastilles UO<sub>2</sub> dopées au chrome (à l'image des produits dopés utilisés dans la filière bouillante, plus sujette au risque de fissuration par IPG que la filière pressurisée), soit en jouant sur la géométrie de pastilles UO<sub>2</sub> standard (des pastilles courtes réduisent les contraintes locales appliquées à la gaine).

Des expérimentations en réacteurs d'essais sont en cours sur les 2 concepts (rampes de puissances et examens post-irradiatoires). Parallèlement des progrès sont faits sur la simulation et, notamment, des modèles tridimensionnels de plus en plus physiques sont développés pour mieux simuler les comportements spécifiques.

## **2.4. Sûreté**

Les enjeux consistent à réévaluer et à renforcer le cas échéant la sûreté des réacteurs à l'occasion des visites décennales, notamment en diminuant la probabilité des accidents de fusion du cœur et les risques de rejets correspondants. Ils consistent aussi à disposer de nouvelles données pour le renforcement de la sûreté des réacteurs de 3ème génération.

Ce domaine de recherche regroupe les études spécifiques aux accidents de dimensionnement, aux accidents graves et aux agressions internes et externes. Sur ces sujets, une stratégie de partage des coûts est souvent possible tant au niveau national qu'international (projets de R&D coopérative entre EDF, le CEA et l'IRSN, programmes internationaux sous l'égide de l'OCDE, actions soutenues par la CE dans le cadre du 7ème PCRD qui constitue l'instrument de financement de la recherche de l'UE sur 2007-2013, collaborations bi ou multilatérales sur des sujets d'intérêt commun, etc.). Ces programmes de recherche internationaux ont pour vocation principale de parvenir à une harmonisation de la communauté internationale (appuis techniques des autorités de sûreté, universitaires, exploitants) sur la caractérisation du risque associés à ces phénomènes complexes.

En 2006, l'IRSN et le CEA ont présenté devant le Groupe permanent d'experts pour les Réacteurs nucléaires un dossier présentant l'état des connaissances et des travaux de recherche dans le domaine des accidents graves, en France et à l'international. Ce rapport qui a été remis à jour en 2009 - pour une publication en 2010 - montre que malgré des avancées notables sur la compréhension des phénomènes physiques, des incertitudes demeurent sur certains phénomènes complexes comme la cinétique d'érosion du radier de l'enclume de confinement par un cœur fondu dans le cas hypothétique du percement de la cuve, le risque de déclenchement d'une explosion de vapeur en cas de puits de cuve noyé et le comportement des produits de fission relâchés.

#### **2.4.1. Accidents de dimensionnement des réacteurs de 2ème et 3ème génération**

Des organismes de recherche internationaux et nationaux exploitent différentes installations d'essais (comme par exemple le CEA exploitant réacteur CABRI pour le compte de l'IRSN), conçues en accord avec la communauté internationale pour accéder à une compréhension plus fine des phénomènes physiques relatifs aux accidents de dimensionnement. Ces accidents concernent essentiellement les accidents de réactivité (RIA) dans le cadre du programme international CABRI<sup>2</sup>, rupture de tuyauterie vapeur (RTV) et accident de perte du refroidissement primaire (APRP) dans le cadre des boucles d'essais reproduisant un circuit primaire à échelle réduite de PKL<sup>3</sup> en Allemagne et ROSA<sup>4</sup> au Japon. La meilleure compréhension des phénomènes issue de ces programmes validés au niveau international est ensuite utilisée pour qualifier les évolutions des modèles de calcul utilisés dans les analyses de sûreté.

#### **2.4.2. Accidents graves des réacteurs de 2ème et de 3ème génération :**

Dans le cadre de travaux sur la modélisation des accidents graves, les différents acteurs en matière de R&D contribuent à l'amélioration des codes de simulation en y intégrant les enseignements des programmes expérimentaux. EDF travaille sur l'amélioration d'un code scénario directement utilisable par l'ingénierie nucléaire sur la base du code américain MAAP en collaboration avec l'EPRI (Electric Power Research Institute de Palo Alto). C'est ce code MAAP qu'utilise également AREVA, en particulier pour le licensing de l'EPR en Finlande. De son côté l'IRSN travaille avec son homologue allemand GRS (Gesellschaft für Reaktor Sicherheit) sur le code ASTEC, plus élaboré au niveau des modèles, dans le cadre du réseau d'excellence SARNET soutenu par la CE.

Des essais d'interaction entre le corium et le béton d'un puits de cuve de réacteur sont simulés avec du corium prototypique à base d'uranium appauvri sur l'installation VULCANO de la plate-forme PLINIUS du CEA à Cadarache ainsi qu'aux Etats Unis dans le cadre du programme MCCI /NEA- OCDE. Les essais du CEA actuellement en cours et appuyés par la CE au travers du 7ème PCRD (2007-2013) visent à bien caractériser l'influence de la composition du béton sur le comportement ablatif du corium.

L'International Source Term Program (ISTP) soutenu jusqu'en 2010 par un financement de la CE et auquel participent aussi les Etats Unis, le Canada, le Japon et la Corée du Sud a permis de consolider

---

<sup>2</sup> Réacteur CABRI : voir 2.5.1. Le programme CIP (CABRI International Programme) a été engagé par l'IRSN en collaboration avec EDF et sous l'égide de l'OCDE/AEN.

<sup>3</sup> PKL (« Primärkreislauf ») : installation d'essai, située à Erlangen en Allemagne, représentant, sur le plan thermo-hydraulique le circuit primaire et les principaux éléments du côté secondaire (sans la turbine et le condenseur).

<sup>4</sup> ROSA est un programme expérimental reposant sur une installation représentant, sur le plan thermo-hydraulique, à l'échelle 1/48ème un REP 4 boucles. Ce programme de l'Agence japonaise de l'énergie atomique (JAEA) est ouvert à la collaboration internationale



certaines résultats sur le comportement de l'iode dans le confinement à l'issue d'un accident grave. Il sera poursuivi durant encore plusieurs années du fait de la complexité à très haute température des mécanismes physico-chimiques mis en œuvre pour les différents produits de fissions susceptibles d'être relâchés en accident grave.

Par ailleurs un logiciel d'évaluation décrivant la progression du corium en cuve et hors-cuve en combinaison avec un modèle probabiliste est réalisé par le CEA à la demande d'EDF. Il donne des résultats prometteurs vis à vis des stratégies de conduite en accident grave, notamment en permettant d'accéder à la probabilité de non-perçement du radier en lien avec la gestion des appoints d'eau envisageables en cas de fusion du cœur. Ce code est utilisé par EDF pour juger de la pertinence des modifications à mettre en œuvre lors des réexamens de sûreté.

### **2.4.3. Agressions internes et externes :**

La demande de prise en compte des agressions dans la doctrine de sûreté est de plus en plus présente tant sur le plan national qu'international. Dans ce cadre, pour un exploitant comme EDF et pour un concepteur comme AREVA, les aspects à considérer au niveau des actions d'ingénierie et de recherche traitent essentiellement de la complétude des protections mises en œuvre vis à vis des agressions, de l'homogénéité de traitement du risque (entre risque lié aux événements internes à la chaudière et risque lié aux agressions externes) en lien avec la doctrine de sûreté et associé à une approche cohérente sur les marges et les incertitudes.

Concernant les agressions climatiques, la nécessité de capitaliser et d'exploiter les synergies des travaux réalisés sur l'estimation des extrêmes a été clairement identifiée. A ce titre, des actions concrètes de R&D ont été lancées au niveau d'EDF avec en collaboration avec Météo France et le GIEC (Groupe d'expert Intergouvernemental sur l'Evolution du Climat).

## **2.5. Outils expérimentaux**

Les recherches et études réalisées pour le développement de technologies nucléaires utilisent des installations permettant d'irradier, de transformer ou de manipuler la matière nucléaire. L'effort de rationalisation mené depuis le début des années 2000 a conduit à réduire notablement le nombre d'installations en service.

### **2.5.1. Réacteurs et maquettes critiques**

OSIRIS (Saclay), réacteur d'irradiation des matériaux mis en service en 1966, doit être arrêté en 2015. Il est utilisé en premier lieu pour les besoins des industriels dans le but d'anticiper et de caractériser le vieillissement sous irradiation de matériaux

RJH (Cadarache) prendra en 2015 le relais du réacteur OSIRIS (cf. paragraphe spécifique)

CABRI (Cadarache) est une installation destinée aux essais de sûreté des combustibles dans des situations d'excursion de puissance est exploitée par le CEA pour le compte de l'IRSN. L'installation fait actuellement l'objet de travaux importants destinés à la mettre en conformité avec les normes de sûreté actuelles et à mettre en place en place une boucle d'essai à eau sous pression en remplacement de l'ancienne boucle sodium. Son redémarrage est prévu en 2011.

Dans le domaine de la physique des réacteurs, le CEA dispose à Cadarache de trois réacteurs de très faible puissance (également appelés maquettes critiques) destinés à acquérir des données nucléaires précises permettant de valider les codes de simulation neutronique. Il s'agit des installations EOLE et MASURCA (respectivement dédiées aux études des réacteurs à eau et des réacteurs à neutrons rapides) et MINERVE (mesure de sections efficaces intégrales).

### **2.5.2. Laboratoires chauds**

Le LECA (Laboratoire d'Examen des Combustibles Actifs) à Cadarache est le laboratoire en charge de l'étude et la caractérisation du comportement des combustibles irradiés.

Le LECI (Laboratoire d'Etude des Combustibles Irradiés) à Saclay est un laboratoire dédié principalement à la caractérisation des matériaux irradiés pour les études de conception et de sûreté des réacteurs. Il comprend des moyens de caractérisations métallurgique et mécanique et de préparation des échantillons.

Le LEFCA (Laboratoire d'Etudes de Fabrication des Combustibles Avancés) de Cadarache est destiné plus particulièrement aux développements de nouveaux procédés de fabrication des combustibles, principalement ceux contenant du plutonium.

L'installation ATALANTE est un ensemble de laboratoires de haute activité du CEA Marcoule destinés aux études du cycle du combustible (traitement du combustible et gestion des déchets). Elle constitue un élément-clé du réseau européen ACTINET consacré à l'étude de la physicochimie des actinides. Elle est également associée à l'ICSM (Institut de chimie séparative de Marcoule), unité mixte de recherches créée en 2007 entre le CEA, le CNRS et l'Université de Montpellier.

### **2.5.3. RJH**

Un nouveau réacteur d'irradiation, le réacteur "Jules Horowitz" (RJH), prendra le relais du réacteur OSIRIS à partir du milieu de la décennie. Le RJH est implanté à Cadarache et il est prévu qu'il sera opérationnel au cours de l'année 2016.

Les réacteurs européens et internationaux fournissant des services à l'industrie auront 50 ans dans la décennie 2010-2020 et seront progressivement mis à l'arrêt compte tenu de l'obsolescence de leur conception. Le RJH offrira, durant une grande partie du XXI<sup>e</sup> siècle, une capacité d'irradiations expérimentales de haute performance pour étudier le comportement des matériaux et combustibles sous irradiation :

- flux de neutrons important ;
- différents environnements (pression, température, flux, chimie des caloporteurs) reproduisant les conditions des réacteurs de puissance (réacteurs à eau, réacteurs refroidis au gaz, réacteurs rapides sodium...);
- renforcement de la mesure en ligne, en cohérence avec l'état de l'art de la modélisation et la simulation numérique ;
- référentiel de sûreté conforme aux exigences actuelles de conception avec des évolutions significatives par rapport aux réacteurs existants conçus dans les années 60.

Le RJH a pour objectif de répondre aux besoins des réacteurs à eau mais aussi à ceux des futurs réacteurs à neutrons rapides. Cette capacité expérimentale permettra de mener les programmes en support :

- à l'exploitation et à la gestion de la durée de vie des réacteurs électrogènes existants et à venir ;
- à l'évolution de conception des réacteurs à eau qui, en exploitation pendant la majeure partie du siècle, verront leurs performances améliorées et leur cycle du combustible évoluer ;
- à l'amélioration des performances et des marges de sécurité des combustibles ;
- aux études de comportement du combustible en situation incidentelle et accidentelle ;
- aux développements des matériaux et combustibles innovant requis par les différents concepts de 4<sup>e</sup> génération impliquant des très hautes températures, des flux de neutron élevés ou des caloporteurs spécifiques.

Il est à noter que, outre cette capacité de mener des programmes expérimentaux dans le domaine des matériaux et combustibles, le RJH permettra également de produire des radionucléides pour le

domaine médical. Il pourra satisfaire jusqu'à 50% des besoins de l'Union européenne dans ce domaine. Compte tenu de l'importance de ses missions, le RJH bénéficie pour sa construction d'un financement dans le cadre des investissements d'avenir, correspondant à une participation à la construction de réacteur et aux investissements nécessaires pour la production des radionucléides pour le secteur médical.

## **2.6. Simulation numérique**

Les logiciels fournis par le CEA couvrent les différentes disciplines scientifiques nécessaires à la modélisation du comportement des installations nucléaires. Ils permettent d'étudier et de concevoir les réacteurs, les installations du cycle du combustible et les sites de stockage des déchets. Ils sont utilisés couramment aujourd'hui par EDF, AREVA, ANDRA ou IRSN.

Les perspectives ouvertes par l'augmentation de la puissance des calculateurs, les progrès réalisés dans le génie logiciel, le besoin de disposer d'outils plus facilement interfaçables les uns aux autres ont conduit le CEA à lancer le développement d'une nouvelle génération de logiciels, avec des perspectives à 10 ans et de forts jalons intermédiaires.

Cette démarche s'inscrit dans le cadre du Schéma Directeur de la Simulation qui définit la méthodologie d'ensemble de ces développements.

Les progrès passent d'abord par l'amélioration des modèles physiques, des méthodes numériques et par la modernisation de l'architecture informatique des produits.

La démarche s'appuie sur une approche à la fois « multi-échelle » (allant du microscopique au macroscopique) et « multiphysique » (prise en compte des interactions entre disciplines).

Elle vise aussi à tirer profit du Calcul Intensif (High Performance Computation ou HPC) via l'utilisation des supercalculateurs de la société civile GENCI (Grand Equipement National en Calcul Intensif) et du CCRT (Centre de Calcul de Recherche Technologique) qui offrent aujourd'hui une puissance de calcul supérieure à 400 Teraflops. La puissance de calcul croissante de ces machines donnera la possibilité de représenter une physique plus fine (maillage de plus en plus détaillé). Elle permettra aussi des calculs plus rapides, avec des « temps de retour » plus courts pour les études industrielles et la possibilité de mener les nécessaires études d'incertitudes pour lesquelles il faut en général multiplier les cas de calcul.

Le Schéma Directeur de la Simulation s'appuie aussi sur l'intégration des logiciels dans la plate-forme Open-Source SALOME dont le développement a été lancé en 2000 par le RNTL (Réseau National des Technologies Logicielles). L'avantage de SALOME est d'abord d'être un outil de couplage entre les codes de façon à pouvoir modéliser le caractère "multi-physique" des phénomènes que l'on cherche à décrire, et de mutualiser des services jusqu'alors dispersés et spécifiques à chaque logiciel : le pré-traitement des données, le post-traitement des résultats, la supervision et le pilotage des calculs. La mise en œuvre de SALOME produit des logiciels plus conviviaux et permet d'être plus efficace pour mener des études appliquées.

L'intégration concerne aussi la capacité à bâtir des plates-formes logicielles multi-filières : les logiciels doivent pouvoir traiter les différentes filières de réacteurs (à eau, à gaz, au sodium) présents ou futurs.

Les actions du Programme Simulation sont menées en général dans le cadre de collaborations avec les partenaires « historiques » du CEA qui les cofinancent et parfois participent au développement des logiciels (« co-développement »). Mais le CEA s'ouvre à de nouvelles collaborations, d'une part au niveau national avec des partenaires qui ne relèvent pas du domaine nucléaire, à l'exemple du laboratoire MANON créé par le CEA, le CNRS, l'UPMC et, d'autre part au niveau européen.

Les principaux développements concernent la neutronique (plateforme APOLLO-3), la thermo-hydraulique diphasique (plateforme NEPTUNE intégrant une nouvelle génération de codes : CATHARE-3 pour l'échelle système et NEPTUNE\_CFD pour l'échelle 3D locale), le combustible (plateforme PLEIADES), les matériaux (plateforme SINERGY) et le stockage de déchets (plateforme ALLIANCES). Ces trois dernières plates-formes s'appuient sur le logiciel de mécanique des structures CAST3M.

### **3. Réacteurs de 4ème génération**

#### **3.1. RNR-Sodium**

Le réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium (RNR sodium) est l'un des systèmes de 4ème génération sélectionné dans le cadre du forum international des réacteurs de 4ème génération (GIF) et développé en France.

Il doit répondre aux critères de développement durable (optimisation de la consommation des ressources et minimisation des déchets produits), économie compétitive, sûreté, protection physique et résistance à la et la prolifération.

L'un des atouts majeurs de ce système réside dans la possibilité de fonctionner en cycle fermé avec une gestion flexible du combustible basée sur le recyclage du plutonium et des actinides mineurs. Pour constituer un produit industriel attractif, les RNR-sodium doivent faire la démonstration de leurs performances en termes de :

- sûreté du réacteur, qui doit être au moins égale à celle des REP de 3ème génération, il est en particulier essentiel d'avoir une démonstration de sûreté plus robuste que celle des RNR antérieurs ;
- de garantie d'un risque financier comparable à celui des autres moyens de production d'énergie : sont notamment visés des coûts d'investissement et des performances en exploitation voisins de ceux des réacteurs à eau légère de 3ème génération ;
- gestion flexible des matières nucléaires, en cycle fermé pour le plutonium, avec ou sans surgénération, et avec la possibilité d'incinération des actinides mineurs (déchets à vie longue).

Pour répondre à l'échéance de 2012, disposée par la loi de programme du 28 juin 2006 relative à la gestion des matières et des déchets le CEA et ses partenaires, AREVA et EDF, ont finalisé en 2007 un programme de travail selon quatre axes de recherche d'innovations :

- la mise au point d'un cœur performant à sûreté accrue, prenant en compte les spécificités des neutrons rapides et du sodium, et capable de transmuter des actinides mineurs ;
- la recherche d'une résistance accrue aux accidents graves et aux agressions externes ;
- la recherche d'un système de conversion d'énergie optimisé pour réduire ou exclure le risque de réaction sodium-eau ;
- le réexamen des options de conception d'ensemble du réacteur pour améliorer les conditions d'exploitation et la compétitivité économique.

Compte tenu du redémarrage assez récent (2005-2006) des études sur ce système, les équipes de recherche ne disposent que d'une période relativement restreinte pour étudier les innovations susceptibles de répondre aux objectifs fixés.

Une première phase d'exploration d'options innovantes a été réalisée jusqu'à fin 2009 et concrétisée par l'élaboration tripartite de 10 documents de synthèse qui décrivent les résultats obtenus et précisent les orientations des études à poursuivre sur les innovations les plus prometteuses.

##### **3.1.1. Mise au point d'un cœur performant à sûreté améliorée**

L'optimisation d'un cœur résulte d'un compromis entre plusieurs critères à concilier au mieux : amélioration de la prévention et de la maîtrise des accidents, recherche de combustibles performants, transmutation éventuelle des actinides mineurs...

Un cœur à combustible oxyde (dit SFR V2B) a été mis au point. Il présente des caractéristiques de sûreté constituant un progrès substantiel qui reposent sur l'utilisation de grosses aiguilles

combustible espacées par un fil de faible diamètre, ce qui permet de « densifier » le combustible et donc de réduire l'enrichissement en plutonium, les marges de réactivité, et l'effet de vidange potentiel du sodium. Une caractérisation détaillée du cœur oxyde V2B, notamment pour ce qui est de la sûreté et des accidents graves, ainsi que des études exploratoires sur des cœurs encore plus innovants dit CFV (cœurs à faible effet de vidange), ont été réalisées et se poursuivent. On dispose donc aujourd'hui de deux pistes intéressantes et évolutives pour le cœur du RNR-Na permettant d'escompter une amélioration de la sûreté par rapport aux conceptions antérieures.

La conception de tels cœurs requiert de disposer d'un matériau de gainage ne gonflant pas sous irradiation. Les matériaux candidats sont les aciers ferrito-martensitiques renforcés par dispersion d'oxydes (ODS) comme solution de référence et, en alternative, les aciers austénitiques avancés. Leur mise au point et leur industrialisation correspondent au verrou technologique du concept. De nouvelles nuances d'ODS ont été élaborées au laboratoire en 2007, puis irradiées dans l'expérience MATRIX 2 dans Phénix à partir de juin 2008. Un premier tube d'acier ODS à la géométrie envisagée dans ces nouveaux concepts de cœur a été réalisé avec succès fin 2009.

Parallèlement, des études de dégrossissage ont permis de confirmer l'intérêt potentiel de cœurs à combustible carbure : ils pourraient permettre une amélioration des performances et/ou de la sûreté par rapport aux combustibles de type oxyde. Ce type de combustible ne bénéficie toutefois que d'un REX limité (Inde). Il pose des difficultés spécifiques de mise en œuvre, et son comportement en situations accidentelles est encore mal connu. Il ne pourra donc être envisagé que dans une perspective à long terme.

Dans le domaine de la modélisation, la reprise en main de la chaîne des outils de calcul de conception du cœur est effective, et la modernisation se poursuit. Les études de comportement en transitoire seront désormais réalisées avec CATHARE, le code de thermo-hydraulique système multi-filière, dans sa version ML (Métaux Liquides). Les codes ERANOS (neutronique) et GERMINAL (combustible) sont en production et font l'objet d'extensions de leurs domaines de validation. Leur portage sur les plateformes modernes, APOLLO 3 pour la neutronique et PLEIADES pour le combustible, est en cours.

Il est à noter également que sur le plan de l'acquisition de données expérimentales, un programme spécifique d'essais dits « ultimes » a été réalisé dans Phénix en 2009 et début 2010 avant l'arrêt définitif du réacteur. Deux essais ont notamment été réalisés pour progresser dans la compréhension des arrêts d'urgence par réactivité négative (AURN) survenus sur ce réacteur en 1989 et 1990, et en tirer les enseignements pour la conception et la modélisation du comportement sous sollicitations dynamiques des cœurs RNR.

Parallèlement à ces travaux sur la mise au point des cœurs, de nouvelles options ont été étudiées pour la transmutation des actinides mineurs. Le recyclage en mode hétérogène au moyen de couvertures chargées en actinides mineurs positionnées à la périphérie du cœur apparaît comme le concept le plus attractif, bien que générant des problématiques spécifiques de fabrication, de maintenance et de transport des combustibles, en raison des charges thermiques élevées et de l'activité de ceux-ci.

### **3.1.2. Recherche d'une résistance accrue aux accidents graves**

Le niveau de sûreté visé pour les futurs RNR-Na devra être au moins égal à celui des réacteurs à eau légère qui seront mis en service à la même époque. L'accent est donc mis sur la robustesse de la démonstration de sûreté en regard de celle des RNR-Na antérieurs. Le haut niveau de sûreté visé impose que les situations d'accidents graves soient traitées dès la conception du réacteur afin de réduire encore leur probabilité d'occurrence en visant si possible une « exclusion pratique ». Pour les situations dont les conséquences ne sont pas raisonnablement maîtrisables, elles devront être « pratiquement éliminées » par une démarche et des dispositions appropriées, en s'appuyant sur des considérations déterministes et/ou probabilistes, étant entendu que « l'élimination pratique » ne peut pas être démontrée par le respect d'une « valeur de coupure » probabiliste générique. Enfin, les

conséquences potentielles à l'extérieur du site des situations non pratiquement éliminées devront être réduites à un très bas niveau.

Les objectifs de la R&D dans le domaine de la sûreté se déclinent en deux voies d'études.

- La première vise à éliminer pratiquement le risque de fusion généralisée du cœur en renforçant de manière importante la prévention. Cette voie nécessite des progrès significatifs au niveau de conception du cœur et du combustible ainsi qu'au niveau de la surveillance et du contrôle. Des premières idées ont été produites. Leur faisabilité doit être vérifiée et leur efficacité évaluée.
- En cas d'insuccès de la première voie, la seconde se fixe pour objectif d'éliminer pratiquement les séquences accidentelles consécutives à une fusion de cœur qui amèneraient à un dégagement énergétique trop important. Outre le travail sur la conception du cœur, cette voie nécessite, au titre de la défense en profondeur, la mise en œuvre d'options de mitigation (cheminement, refroidissement et confinement du cœur fondu (« corium ») intégrées dans la conception du réacteur).

Pour contribuer à cet objectif d'évaluation de l'apport des dispositifs spéciaux à l'amélioration de la sûreté, la chaîne de calcul multi-physique des accidents graves SAS4A/SIMMER a été reprise en main : le calcul d'un scénario fictif conventionnel pouvant conduire à une fusion généralisée du cœur (arrêt des pompes sans chute d'aucune barre) a été réalisé en 2009 avec SAS4A sur une chaudière équipée du cœur V2B et le calcul d'une séquence accidentelle complète avec enchaînement SAS4A-SIMMER est prévu en 2010.

Les échanges avec l'Autorité de Sûreté Nucléaire ont débuté en 2008. En 2010, le thème principal des discussions concernera l'analyse du retour d'expérience de Phénix et Superphénix et sa prise en compte dans la définition de la R&D engagée.

### **3.1.3. Recherche d'un système de conversion d'énergie optimisé réduisant le risque sodium**

Diverses voies ont été explorées pour simplifier la conception du système de conversion d'énergie et pour réduire de manière significative les risques liés à la réaction sodium-eau ou aux grandes fuites de sodium.

Une première voie consiste à utiliser un système de conversion d'énergie en gaz (hélium-azote ou CO<sub>2</sub> supercritique) comme substitut du cycle classique eau-vapeur et permet d'éviter de facto le risque sodium-eau. Bien qu'envisageable dans son principe, la suppression du circuit intermédiaire de sodium n'apparaît pas raisonnablement compatible avec les considérations de sûreté associées aux situations accidentelles de fuite de gaz dans le circuit primaire. L'option du CO<sub>2</sub> supercritique présente des avantages théoriques intéressants comme l'obtention de bons rendements de conversion. On sait toutefois que ce fluide n'est pas chimiquement inerte avec le sodium. Pour développer cette option innovante, pour laquelle la technologie n'existe aujourd'hui qu'au niveau du laboratoire, il est indispensable de s'appuyer sur les collaborations internationales.

Une seconde voie envisagée est de remplacer le sodium du circuit secondaire par un fluide inerte tant vis-à-vis du sodium que de l'eau. Sept fluides (métaux liquides et sels fondus) ont été sélectionnés pour une évaluation poussée. Le Pb/Bi a finalement été retenu et un programme à long terme sur les points de faisabilité concernant cet alliage a été lancé début 2009, pour 3 ans. A défaut de parvenir à supprimer le circuit intermédiaire, on envisage sa simplification en le réduisant à un composant intégré combinant les fonctions d'échangeur intermédiaire et de générateur de vapeur avec le Pb/Bi, mis en mouvement par une pompe, comme fluide de couplage thermique. Le dimensionnement d'un tel composant a déjà fait l'objet d'études. Outre les difficultés de conception d'un tel composant « 3 en 1 », la forte agressivité du plomb vis-à-vis des matériaux métalliques nécessitera des avancées sur le plan de la maîtrise de la corrosion par cet alliage.

Une troisième voie propose des dessins de générateurs de vapeur (GV) permettant de confiner les conséquences des réactions sodium-eau (jusqu'à des scénarios fictifs de rupture instantanée de 100% des tubes d'un module GV), ceci dans l'optique d'une grande robustesse de la démonstration de sûreté. Des modules GV d'une puissance de 150 MWth semblent accessibles. Les études réalisées sur les matériaux de structure amènent à envisager l'application des aciers ferrito-martensitiques à 9 % Cr aux générateurs de vapeur, permettant ainsi une meilleure compacité.

Parallèlement, des études s'attachent à améliorer la détection des fuites sodium et la gestion des produits sodés résultant d'une fuite ou d'un feu sodium, en visant d'une part l'exclusion pratique des scénarios de grandes fuites sodium (démonstrations de type « fuite avant rupture »), et d'autre part à limiter drastiquement les rejets chimiques en cas de fuites ou feux de sodium.

#### **3.1.4. Réexamen des options de conception d'ensemble de la chaudière et de ses composants**

Ce travail s'est attaché en premier lieu à comparer les deux grandes architectures développées dans le monde pour le circuit primaire d'un réacteur refroidi au sodium, à savoir le concept à boucles et le concept intégré. Une comparaison a également été faite entre unités de forte puissance dites « monolithiques » et les concepts modulaires.

Dans le concept à boucles, les pompes primaires et les échangeurs intermédiaires sont implantés en dehors de la cuve de réacteur. L'expérience française étant limitée, c'est le projet japonais JSFR qui a servi de point de départ pour étudier des architectures répondant au cahier des charges des RNR-Na.

Cette étude n'a pas mis en évidence d'avantages déterminants pour les réacteurs de ce type et a montré qu'ils présentaient un certain nombre de difficultés non encore résolues. Un rapport a été rédigé en commun par le CEA et JAEA pour mettre en lumière les avantages et inconvénients des concepts intégrés ou à boucle.

Dans le concept intégré, l'ensemble du circuit primaire est confiné dans la cuve principale. Ce concept a constitué l'axe de développement de la filière française des RNR. Il offre donc une base solide de connaissances et de retour d'expérience pour le développement d'un nouveau réacteur.

Cinq esquisses de réacteurs ont été proposées et évaluées. Deux d'entre elles font appel, dans l'ensemble, à des composants relativement classiques. Les trois autres présentent un niveau de maturité beaucoup plus réduit qui nécessitera des programmes de développement et de validation très conséquents.

Les études sur les concepts de réacteurs intégrés ont notamment mis en avant l'intérêt potentiel de concepts à cuve interne cylindrique avec des possibilités d'améliorations significative du concept à redan « simple » issu d'EFR, de structures de supportage du cœur simplifiées et intégrées, de fermetures supérieures monobloc refroidies à l'air, et d'options encore plus innovantes comme le concept à redan stratifié. Un point sur la faisabilité et l'intérêt de ces différentes options a été fait à mi-2010.

Un premier dossier comparant les concepts intégré et à boucles est sorti mi 2010. Il en ressort que les deux solutions présentent des avantages et inconvénients propres sans élément technique véritablement décisif. Cependant le concept intégré bénéficie en France d'une expérience bien plus importante et répond mieux au référentiel de conception et de sûreté adapté à un contexte européen.

Un programme de R&D détaillé sur l'inspection en service et la réparabilité (ISI&R) a été mis en place. Les premières validations sous sodium de technologies et méthodologies d'inspection se dérouleront en 2012.

Enfin, un inventaire systématique des besoins en matière d'installations technologiques a été réalisé en examinant, pour chaque famille de besoins, trois pistes possibles : utilisation (après si nécessaire rénovation) d'installations existantes, utilisation d'installations à l'étranger dans le cadre de



collaborations internationales ou nouveaux investissements. Le plan de développement associé est en cours de finalisation. Il constituera la base pour préciser les investissements pluriannuels nécessaires au développement du prototype ASTRID.

### **3.2. Le programme ASTRID**

La France dispose aujourd'hui d'une base solide dans le domaine des RNR refroidis au sodium avec le retour d'expérience des réacteurs Phénix et Superphénix. Avec le projet de réalisation du prototype ASTRID à l'horizon 2020, le CEA met en œuvre une stratégie qui permettra de générer et de tester des innovations technologiques, de fédérer les équipes, d'attirer les meilleures compétences et de reconstruire un réseau industriel spécialisé. Ce projet constitue donc une étape-clé dans le développement des réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération.

Le prototype ASTRID, acronyme de « Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration », a ainsi pour objectif essentiel de démontrer à l'échelle industrielle des avancées en qualifiant des options innovantes dans les domaines de progrès identifiés, particulièrement la sûreté et l'opérabilité, et servir de banc d'essai à l'utilisation des techniques d'inspection et de réparation avancées. Il devra permettre de réaliser des irradiations expérimentales en spectre de neutrons rapides. Il aura également des capacités de transmutation de déchets radioactifs à vie longue afin de pouvoir poursuivre la démonstration de faisabilité, à l'échelle industrielle, de cette technique.

Le programme ASTRID bénéficie d'un financement dans le cadre des investissements d'avenir pour la phase d'études de conception qui s'étend jusqu'à 2017. La convention entre l'Etat et le CEA prévoit également l'association des industriels au projet.

Les caractéristiques d'ASTRID devront pouvoir être extrapolées aux futurs RNR-Na industriels de forte puissance, notamment pour tout ce qui concerne la sûreté. Une première analyse pour orienter le choix de la puissance d'ASTRID, en tant que prototype à caractère industriel, a été réalisée en 2009. Celle-ci recommande vis-à-vis d'un ensemble de critères le choix d'une puissance d'au moins 400 MW électriques. Les critères relatifs à l'extrapolabilité de la démonstration de sûreté sont très importants dans cette orientation (représentativité des paramètres de sûreté du cœur et du contrôle de sa réactivité).

#### **3.2.1. Calendrier du projet**

Le projet ASTRID est constitué de la conception et de la réalisation du réacteur proprement dit et de la réalisation d'installations technologiques de qualification des grands composants qui le constituent. Est aussi associée au projet la construction d'un Atelier de Fabrication du combustible U/Pu des Cœurs (AFC).

Le programme est complété par la remise à niveau de la maquette critique MASURCA permettant de valider le concept innovant du cœur d'ASTRID, d'un programme de R&D renforcé sur la question des accidents graves et des études de faisabilité d'un atelier de fabrication d'assemblages chargés en actinides mineurs (ALFA) permettant de préparer la poursuite des expériences de transmutation.

Le réacteur doit être opérationnel à l'horizon 2020.

La première échéance fixée par la loi du 28 juin 2006 se situe fin 2012 où les pouvoirs publics devront pouvoir disposer des éléments budgétaires (notamment en termes d'investissements, coûts de fonctionnement et partenaires définis), mais aussi techniques, pour une prise de décision sur la poursuite du programme.

Le calendrier de conception du réacteur est organisé de la façon suivante :

- choix des principaux concepts structurants permettant le lancement de l'avant-projet sommaire (APS) : 2010 ;
- l'APS est conduit en deux phases :

- l'avant-projet phase 1 (AVP1) qui constitue la première version de l'APS est livré avant fin 2012. L'avant-projet phase 2 (AVP2) est conduit de 2013 à fin 2014 et permet les itérations nécessaires pour clore l'APS ;
- l'avant-projet phase 1 est mis à profit pour commencer un dialogue avec l'Autorité de Sûreté Nucléaire et préciser les orientations de sûreté, structurantes pour le projet ;
- le dossier remis fin 2012 aux autorités comportera un livrable de niveau APS correspondant à l'avant-projet phase 1 (périmètre technique, coût, planning) pour ASTRID et pour l'atelier AFC de fabrication des cœurs, un dossier d'orientations de sûreté accompagné d'un avis de l'ASN, et enfin le programme des validations nécessaires sur maquette critique et sur les installations technologiques ;
- l'avant-projet phase 2 permettra de disposer fin 2014 d'un APS finalisé et d'un dossier d'options de sûreté (DOS) ;
- l'avant-projet détaillé (APD) sera réalisé sur la période 2015-2017 et précèdera la réalisation proprement dite d'ASTRID

### **3.2.2. Les tendances de conception**

En l'état actuel du dossier, la puissance électrique retenue serait de l'ordre de 600MW électriques pour une bonne représentativité de la démonstration, notamment au travers de la taille du cœur. Compte tenu du calendrier retenu, l'oxyde mixte d'uranium et de plutonium sera nécessairement choisi comme premier combustible. De même, le cœur de démarrage d'ASTRID utilisera des gaines en acier austénitique classique (AIM1) et le gainage ODS ne sera introduit qu'ultérieurement et de façon progressive. Le circuit secondaire sera un circuit sodium.

En 2010, des choix très structurants ont été faits : type de chaudière, choix du cœur... en privilégiant la recherche de l'innovation et les ruptures technologiques, mais en maintenant le risque pour le projet à un niveau raisonnable, en particulier au travers d'options de repli. Néanmoins, d'autres options importantes (comme l'organisation des internes de cuves et le choix de la conversion d'énergie) resteront ouvertes jusqu'à la fin de l'avant-projet phase 1.

### **3.3. RNR-Gaz**

Dans son principe, ce concept de réacteur vise à réunir les avantages des réacteurs à neutrons rapides et des réacteurs à haute température, par exemple en autorisant l'accès aux températures élevées permettant d'envisager des cycles de conversion d'énergie performants ou de satisfaire des besoins de production industrielle de chaleur à haute température. Contrairement au sodium liquide, le gaz hélium est optiquement transparent, n'interagit que très peu avec la neutronique du cœur et est chimiquement inerte, propriétés très favorables en termes de sûreté et de maintenance. Néanmoins cette technologie comporte des contraintes du fait de la recherche d'une forte puissance volumique du cœur malgré un pouvoir caloporteur de l'hélium assez faible. Ces contraintes sont à l'origine des deux verrous technologiques majeurs de la filière :

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

Si ces questions trouvent une réponse satisfaisante, le RNR-G pourrait présenter une alternative attractive au RNR-Na et constituer une voie fortement innovante pour les réacteurs à neutrons rapides.

On dispose aujourd'hui d'un dessin de référence du réacteur et de son combustible, répondant au cahier des charges de la filière, qui a permis de mener une démonstration préliminaire de sûreté et d'évaluer le concept sur un plan plus général. Il s'agit d'un réacteur de puissance élevée (2400 MWth) utilisant un combustible carbure mixte (U,Pu)C gainé d'une céramique composite à base de carbure de silicium. La géométrie de l'aiguille a été préférée à celle de la plaque alvéolée, plus innovante mais aussi beaucoup plus complexe à fabriquer compte tenu, notamment, de la nécessité d'un liner interne assurant la fonction d'étanchéité de la gaine. Une solution alternative pour la gaine est également étudiée au travers d'un matériau métallique à base de vanadium qui obligerait néanmoins à diminuer la température de fonctionnement et conduirait à perdre quelques points sur le rendement de conversion.

Comme mentionné précédemment, l'un des incidents à considérer plus particulièrement est la perte de pression d'hélium en cas de brèche du circuit primaire. Pour maintenir la capacité de refroidissement indispensable à l'extraction de la puissance résiduelle du cœur, la réflexion s'est orientée vers la mise en place d'une enceinte métallique de grand diamètre au plus près du réacteur. Elle a pour fonction de « récupérer » l'hélium et d'assurer une pression minimale capable de permettre le refroidissement avec le concours de moyens actifs (pompage) ou passifs (convection naturelle). La robustesse de cette stratégie reste cependant à établir.

L'évaluation du concept RNR-gaz, réalisée pour partie dans un cadre international, n'a pas mis en évidence de point bloquant lié à la faisabilité. Néanmoins, beaucoup de domaines techniques ne sont que trop partiellement couverts aujourd'hui. En dépit de la forte mobilisation des équipes engagées sur le projet, il est devenu évident que la faisabilité technologique du RNR-G ne pourra être établie à l'échéance 2012 en raison des nombreuses inconnues restant à lever sur la conception et la fabrication de composants essentiels, le combustible en premier lieu. Suite à une évolution des orientations stratégiques décidée à mi-2009, le programme de R&D a été recentré, jusqu'en 2012, sur la mise au point du combustible réfractaire, sur la sûreté et sur la poursuite à plus faible niveau des études conceptuelles sur le réacteur expérimental ALLEGRO.

ALLEGRO est un réacteur expérimental d'une puissance de 100 MWth environ sans conversion d'énergie, destiné à valider à échelle réduite les technologies du RNR-Gaz et à démontrer la faisabilité technique de la filière. Ce projet pourrait être porté par la République Tchèque, la Hongrie et la Slovaquie qui se sont déclarés candidats depuis fin 2009 dans le cadre de la plate-forme technologique européenne SNETP.

### **3.4. *Autres systèmes retenus par le forum international Génération IV***

#### **3.4.1. RNR-Pb**

Le RNR-Pb dispose d'un atout substantiel par rapport au sodium : la bonne compatibilité du Pb (et de ses alliages) avec l'eau et avec l'air.

La difficulté majeure réside par contre dans la nature fortement corrosive du plomb fondu à l'égard des structures en acier. La seule méthode de préservation connue consiste à créer puis à entretenir une couche protectrice d'oxydes de fer à la surface des aciers en contact avec le plomb. Elle suppose l'injection d'oxygène dans le plomb et l'épuration des oxydes de plomb et des résidus de corrosion présents dans celui-ci. Cette méthode a été mise au point pour l'exploitation des réacteurs de sous-marins russes, mais des écarts dans son application ont conduit à des accidents graves sur deux bâtiments (bouchages, fusion d'assemblages).

L'érosion des gaines par le plomb impose de limiter la vitesse d'écoulement dans le cœur, d'où la nécessité d'une grande section de passage dans le cœur et donc un réseau espacé. Il en résulte que l'effet de vidange du caloporteur est amplifié particulièrement dans le cas d'un réacteur de grande puissance (jusqu'à 2 à 3 fois plus élevé que dans le cas RNR-Na pour des puissances unitaires comparables).

En résumé, dans un contexte de sûreté applicable aux réacteurs du futur, le RNR-Pb doit rester dans une gamme de puissance plutôt basse (< 600 MWe) pour tirer bénéfice de ses atouts (simplification, sûreté « intrinsèque »).

En tout état de cause, la réalisation d'un premier réacteur expérimental nécessitera la levée de verrous technologiques et la résolution d'importantes questions d'exploitation et de sûreté.

Au plan français, les études, se limitent à un suivi des travaux menés dans le cadre européen (projet LEADER) en vue de disposer des éléments nécessaires à une évaluation de la filière en 2012.

### **3.4.2. Réacteurs à Sels Fondus (MSR)**

Dans ce type de réacteur, le sel fondu est à la fois le caloporteur et le vecteur du combustible.

Le concept MSR est souvent associé au cycle thorium dans la mesure où la capacité de retraitement en ligne est bien adaptée au cycle Th surgénérateur pour lequel le bilan neutronique est « tendu ». Le concept peut cependant s'adapter aussi à un combustible liquide chargé en uranium enrichi, en Pu et en actinides mineurs.

Historiquement (années 1960-70) les MSR ont été considérés exclusivement dans le domaine thermique. Compte tenu des objectifs pour les réacteurs de la 4<sup>ème</sup> génération et des caractéristiques originales du cycle Th, il s'est avéré que l'on pouvait tout aussi bien considérer les réacteurs à sels fondus dans une version à neutrons rapides. Celle-ci permet d'envisager la surgénération ainsi que l'incinération du Pu et des actinides mineurs. Ce concept MSFR (Molten Salt Fast Reactor) qui fonctionne avec des sels fluorures est celui qui a été choisi en référence par le forum international GIF pour les études de l'option MSR.

Parmi les avantages de ce type de réacteur, on citera le coefficient de réactivité en température très négatif ainsi que la sûreté de vidange. La maîtrise du combustible ne requiert pas le développement de procédés de fabrication puisqu'elle se ramène au contrôle en ligne de la composition de la solution. Néanmoins, les procédés de purification de la solution saline restent à optimiser et à développer avant une éventuelle industrialisation. Ce caractère continu élimine le besoin de réserve de réactivité. Les inventaires fissiles à l'équilibre sont plus faibles que dans un réacteur à combustible solide. Dans la version MSFR les besoins de retraitement du sel combustible sont modérés (quelques dizaines de litres par jour pour un réacteur de 1GWe).

Par ailleurs, avec ce type de concept, la transparence du sel permet une inspection en service visuelle. De plus les dommages d'irradiation aux structures sont faibles.

Les verrous scientifiques et techniques sur lesquels travaillent des équipes françaises du CNRS en collaboration avec des équipes européennes, américaines et russes (programmes EVOL et MARS) sont importants. On citera la qualification de matériaux de structure (alliages base Ni fonctionnant dans la gamme 600-750°C) capables de résister à l'environnement (érosion, corrosion, chimie du sel composé d'un mélange d'actinides et de produits de fission), le retraitement en ligne du sel (définition d'un procédé pyrochimique ayant des performances de séparation équivalentes à celles de l'hydrométallurgie), l'extraction de la chaleur (définition d'un concept d'échangeur) et la définition des référentiels d'exploitation et de sûreté.

On notera que le MSFR pour lequel l'unité de retraitement est associée au réacteur fonctionne dans un paradigme distinct de celui des réacteurs à combustibles solides. Le réacteur, et l'unité de retraitement et de contrôle du sel doivent être définis simultanément. Le REX est très faible et seulement partiellement transposable au concept MSFR. Ce concept apparaît comme une option de long terme envisageable pour le cas où le déploiement industriel de la 4<sup>ème</sup> génération serait reporté à la fin du siècle.

### **3.4.3. Réacteur à eau supercritique**

D'abord étudié dans une version à neutrons thermiques comme une évolution des réacteurs à eau standard pour en améliorer le rendement, le réacteur à eau supercritique est théoriquement compatible avec un spectre de neutrons rapides, ce qui en fait un candidat potentiel pour les réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération. Ce concept présente de nombreux points durs qui en diminuent l'intérêt, comme la maîtrise des accidents de dépressurisation rendue difficile en raison d'un couplage fort entre la neutronique et la thermo-hydraulique de ces réacteurs ou, dans le domaine des matériaux, la corrosion des matériaux de structure exposés à l'eau supercritique et à la radiolyse. C'est pourquoi, le CEA a centré sa contribution sur des études de sûreté dans un cadre de programmes européens. Depuis qu'il semble clair que les versions à spectre de neutrons rapides ne pourront pas donner lieu à des réalisations industrielles, le CEA a décidé d'arrêter les études sur ce système.

### **3.4.4. Réacteur à haute température (VHTR)**

Le réacteur à haute température retenu parmi les concepts intéressants pour la 4<sup>ème</sup> génération par le forum GIF n'est pas un réacteur à neutrons rapides. Il s'agit d'un concept avec un cœur à spectre de neutrons thermiques et un refroidissement par caloporteur gaz. Son attrait, décliné dans le cahier des charges initial, résidait dans une très haute température (au-delà de 1000°C) pour pouvoir alimenter en chaleur des unités industrielles, par exemple des unités de production d'hydrogène par décomposition thermo-chimique de l'eau (cycle iode/soufre) ou par décomposition électrolytique à haute température.

Le concept de référence a une puissance unitaire de 600 MWth et utilise l'hélium comme caloporteur.

Le combustible, à base de particules enrobées (particules TRISO, revêtements constitués d'une couche de carbure de silicium placée entre deux couches de carbone pyrolytique) possède des propriétés de robustesse exceptionnelle lui permettant d'atteindre 1600°C sans perdre la fonction de confinement. En raison de sa trop faible densité en matières fissiles, ce combustible n'est cependant pas compatible avec un spectre de neutrons rapides.

Les clés de la faisabilité du VHTR sont les matériaux de structure à très haute température, la réalisation de composants (échangeurs) conçus pour ces très hautes températures, le développement de combustible à particules à enrobages de ZrC mieux adaptées que celles avec SiC aux très hautes températures.

A ces verrous s'ajoutent le développement des procédés de cogénération d'électricité et de chaleur pour diverses applications. Par exemple, le développement du procédé de production d'hydrogène à très haute température et le mode de couplage de l'unité chimique au réacteur nucléaires sont aussi des points clés.

Il convient de noter qu'une telle filière de réacteurs à neutrons thermiques relève d'une autre logique que celle des autres concepts de 4<sup>ème</sup> génération puisqu'elle ne répond pas à l'objectif fixé de durabilité.

Aujourd'hui, son positionnement stratégique en relation avec ses applications calogène reste imprécis car les besoins en matière de chaleur industrielle et le niveau de température requis n'ont pas pu être clairement identifiés.

L'absence de client potentiel a conduit AREVA à suspendre ses études sur le concept ANTARES en 2009 pour se limiter à une contribution éventuelle au projet NGNP du DOE (si celui-ci est financé), et le CEA à arrêter toute R&D spécifique sur cette filière.

### 3.5. Le Cycle au thorium

Le thorium ( $^{232}\text{Th}$ ) n'est pas un noyau fissile. Toutefois, après capture neutronique, il produit de  $^{233}\text{U}$  qui est un excellent noyau fissile en spectres rapide et thermique. Les caractéristiques de cet isotope de l'uranium permettent donc d'envisager de s'approcher de la régénération dans des réacteurs à spectre thermique conventionnels ou évolutionnaires (2ème ou 3ème génération). Cependant, l'obtention de la régénération dans les réacteurs conventionnels demanderait de réduire considérablement les temps de cycle avec les pénalités économiques que cela implique. Dans ces conditions, on envisage plutôt l'utilisation du cycle thorium simultanément avec celle d'un autre combustible (dans le même cœur de réacteur ou non). Ce dernier a pour fonction de fournir la matière fissile nécessaire au contrebalancement du caractère légèrement sous générateur des réacteurs Th/U. De nombreuses configurations sont possibles, de l'utilisation d'un combustible Th/Uenr (U enrichi au moins à 20% en  $^{235}\text{U}$ ) ou Th/Pu (Pu issu du retraitement des REL UOX), jusqu'à des scénarios de parcs mixtes REL/RNR où une faible part de RNR dans le parc permettrait de recycler le Pu et les actinides mineurs issus des REL UOX tout en produisant la matière fissile nécessaire à l'équilibre d'un parc de réacteurs sous-générateurs Th/ $^{233}\text{U}$ .

L'analyse des systèmes et des scénarios prend donc en compte comme premier critère une réduction, à terme, de la consommation d'uranium naturel (le thorium étant uniquement fertile à l'état naturel, aucun gain en uranium naturel n'interviendra au début de mise en place d'un cycle au thorium) et une limitation de l'accumulation de plutonium et d'actinides mineurs lourds dans les combustibles usés et déchets de retraitement. On explore donc des options visant à reporter l'échéance à laquelle le déploiement des réacteurs de 4ème génération deviendra nécessaire. Il s'agit aussi de contribuer à l'étude de configurations flexibles de parcs dans lesquelles réacteurs thermiques et une faible proportion de réacteurs rapides cohabiteraient.

Il ne semble pas exister, a priori, de verrous technologiques majeurs sur l'utilisation du thorium dans les réacteurs à eau conventionnels. Dans le cadre d'un programme visant à permettre le développement d'un cycle au thorium, les études techniques et technologiques doivent porter avant tout sur le cycle et ses procédés. Le procédé THOREX<sup>5</sup> n'a pas bénéficié de l'effort continu porté au cycle uranium ; il est nécessaire d'en améliorer les performances. Il faut aussi évaluer les conditions et l'impact sur le procédé de la mise en sûreté des usines de retraitement et fabrication (du fait de l'émission  $\gamma$  très énergétique due à  $^{232}\text{U}$ ). Tout ceci implique un important travail de qualification qui pour l'instant n'a pas véritablement débuté. Au-delà des études fragmentaires actuelles, des analyses systématiques de scénarios de déploiement et de performances en termes de rapport de conversion et de réduction de consommation d'uranium naturel, comportement neutronique et thermo-hydraulique du cœur (neutrons retardés, conductivité, ...) et de technico-économie restent à faire.

Ainsi qu'évoqué précédemment à propos du réacteur à sels fondus (cf. 3.4.), le cycle thorium peut également être mis en œuvre dans un réacteur à neutrons rapides.

Dans les réacteurs à sodium, la surgénération est plus délicate à obtenir et l'utilisation de couvertures fertiles semble incontournable. Par contre il est imaginable de concevoir un système ayant un coefficient de vide très proche de 0, voire négatif, ce qui peut s'avérer intéressant du point de vue de la sûreté.

Aujourd'hui, compte tenu de la situation historique du parc des réacteurs français et de la disponibilité de plutonium, grâce au recyclage des combustibles, et d'uranium appauvri en grande quantité, la voie thorium n'est pas considérée comme une voie prioritaire du point de vue de la recherche. Le travail sur ces questions est limité à quelques équipes dans les divers organismes (recherche et industrie).

---

<sup>5</sup> Le procédé THOREX est l'équivalent, dans le principe, pour le thorium du procédé PUREX mis en œuvre à La Hague pour la séparation du plutonium

### **3.6. Recherches menées en support à l'expertise de sûreté des filières de réacteurs de 4ème génération**

Parallèlement aux travaux menés notamment par le CEA et les industriels sur les concepts de réacteurs, l'IRSN, qui aura à expertiser les projets à leurs différents stades de développement pour le compte de l'Autorité de Sûreté, a engagé dès 2003 des études sur les réacteurs de 4ème génération.

De façon générale, compte tenu des orientations actuelles des industriels, la stratégie poursuivie dorénavant vise, pour l'essentiel, les réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium (RNR-Na), dans un souci d'anticipation des questions de sûreté qui devront être traitées dans le cadre notamment de l'instruction des dossiers de sûreté associés au processus d'autorisation du prototype ASTRID. Parallèlement, pour ce qui concerne la filière des RNR refroidis au gaz, l'IRSN traite également quelques sujets d'intérêt, soit spécifiques à cette filière au plan de la sûreté, soit à caractère générique (neutronique, thermo-hydraulique en gaz).

L'IRSN a également engagé en 2009 des réflexions et des études exploratoires sur des questions de sûreté afférentes au cycle du combustible pour les filières précitées, notamment en vue de l'expertise des dossiers de sûreté des futures installations de fabrication de combustible (MOX ou carbure), de séparation, de retraitement, de stockage.

Comme dans le cas de la recherche menée à l'égard du stockage en formation géologique profonde, la recherche consacrée aux réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération se concentre sur les préoccupations en relation avec la sûreté. Compte tenu des orientations prises par le CEA et les industriels, l'essentiel des moyens a été réorienté sur les RNR-Na. Les actions engagées par l'IRSN visent donc à :

- Tirer de façon complète le retour d'expérience de cette filière, aux plans national (Phénix, Superphénix), européen (projet EFR) et international (PFR, Monju, etc.). Ceci concerne la conception, la construction, l'exploitation et le démantèlement, en intégrant les aspects de radioprotection, rejets dans l'environnement et sécurité. Ce travail, qui doit également être poursuivi par les industriels, doit permettre de tirer les enseignements des difficultés, aléas et incidents rencontrés, de façon à consolider, avant 2012, les axes de R&D, en matière de sûreté, poursuivis par l'ensemble des acteurs.
- Etre en mesure d'évaluer les progrès obtenus par les industriels en matière de neutronique des cœurs de RNR-Na, visant principalement à réduire autant que possible les apports de réactivité en cas d'ébullition du sodium, de vidange du cœur, de passage de gaz dans le cœur. L'appropriation par l'IRSN du code de calcul ERANOS et des études d'ores et déjà menées avec ce code entrent dans ce cadre.
- Evaluer les améliorations attendues de la part des industriels en matière de prévention, de détection et de limitation des conséquences d'endommagements du combustible (fusion locale ou totale dans le cœur). Sur ce sujet, l'IRSN a d'ores et déjà engagé des activités sur les codes existants (codes qu'il avait lui-même développés ou développés en partenariat ou même par des partenaires seuls (SAS4A, SIMMER, GERMINAL...)), pour en faire l'état des lieux. Il a prévu la mise au point d'une chaîne de calcul ASTEC-NA / SCANAIR pour les RNR-Na, sur la base des outils mis au point pour la filière des REP ; cette chaîne pourrait être développée à partir de 2011, date à laquelle l'IRSN devrait également être en mesure de préciser les programmes expérimentaux lui apparaissant nécessaires sur différents aspects des accidents de fusion de combustible, dans des installations à définir (CABRI, RJH...) et avec des partenariats à rechercher. Les aspects « terme source » sont inclus dans les actions menées.
- Etre en mesure de statuer sur la possibilité d'évacuation de la puissance résiduelle de façon « passive », par convection naturelle du sodium dans les circuits, notamment en cas de perte totale des alimentations électriques. Cette possibilité n'avait pas pu être totalement démontrée pour Phénix et Superphénix. L'IRSN mènera des études avec le code CATHARE-ML

et a prévu le développement d'un logiciel de thermo-hydraulique en sodium dans le cadre de la chaîne ASTEC-Na.

- Pouvoir évaluer les risques de feux de sodium et de réaction sodium-eau. L'IRSN a engagé un état des lieux des outils de calcul disponibles, dont certains avaient été développés par l'IRSN (FEUMIX notamment).
- Etre en mesure d'évaluer les améliorations attendues, de la part des industriels, en matière de contrôles en service des RNR-Na, notamment pour les structures immergées en sodium telles que celles de supportage du cœur. Ceci concerne les améliorations de conception (meilleure accessibilité des structures en sodium) et les possibilités de contrôles non destructifs (développement de moyens innovants). L'IRSN ne dispose pas encore d'éléments de cadrage suffisants sur ce sujet pour définir et engager des actions propres ou en partenariat ; en particulier, les premières observations qui seront réalisées lors de la vidange du circuit primaire de Phénix seront d'une grande importance.

Un certain nombre d'actions de l'IRSN sont faites dans un cadre collaboratif : programmes de la commission européenne (PCRD), benchmarks de l'AIEA, OCDE, etc. Parallèlement, l'IRSN a établi des collaborations avec divers organismes étrangers de recherche qui ont une bonne connaissance des RNR-Na (notamment JAEA pour le Japon).



#### 4. Aval du cycle

La France a fait le choix de l'option du traitement du combustible qui repose sur le fait que les combustibles usés renferment encore une grande quantité de matières fissiles ou fertiles dont le potentiel énergétique est important et qui peuvent être valorisées par recyclage. Le complément, représentant environ 4% de la masse du combustible usé, constitue un déchet ultime au sens de la loi française.

La France dispose aujourd'hui d'une plateforme de recyclage industrielle de premier plan au niveau international, exploitée par AREVA et constituée de plusieurs usines.

- L'usine de La Hague dédiée au traitement de combustibles usés et d'une capacité totale de 1700tML/an. Les ateliers en production ont été mis en service au début des années 90 et fin 2009, plus de 25 000 tonnes de combustibles français ou étrangers ont été traitées dans ces installations au moyen de procédés et de technologies développés pour la plupart par le CEA et améliorés ensuite conjointement par AREVA et le CEA.
- L'usine Mélox, mise en service en 1995, dédiée à la fabrication de combustibles MOX et d'une capacité de production de 195 tML/an. Plus de 5500 assemblages MOX ont été fabriqués depuis le démarrage de l'usine en 1995.
- Les usines de Lingen en Allemagne et FBFC en France dédiées à la fabrication de combustibles URE à partir d'Uranium issu du recyclage et ré-enrichi avec, respectivement une capacité de production de 50 tML/an et de 150 tML/an. De l'ordre de 4400 assemblages URE ont été fabriqués à ce jour

Le secteur de l'aval du cycle est aujourd'hui stratégique compte tenu de la politique française en matière de recyclage des matières énergétiques (plutonium et uranium) dans les réacteurs à eau. Il le sera encore plus dans le futur avec l'avènement des réacteurs à neutrons rapides de 4<sup>ème</sup> génération : il constituera la pierre angulaire de cette filière en permettant le multi-recyclage du plutonium et de l'uranium pour alimenter de manière pérenne ces réacteurs, économisant ainsi les ressources, et permettant également de mettre en œuvre, si la gestion des déchets ultimes s'en trouvait optimisée, la transmutation des actinides mineurs.

Les programmes de recherche et développement qui sont menés dans ce secteur peuvent être regroupés en deux grands domaines :

- l'adaptation des installations à l'évolution du contexte technique, stratégique ou réglementaire ;
- l'amélioration des technologies dans la perspective de réalisations futures qui devront offrir des services de recyclage adaptés aux exigences du moment et, en tout état de cause, flexibles, compétitifs et offrant les meilleures garanties vis-à-vis des risques de prolifération.

##### **4.1. Adaptation des installations à l'évolution du contexte technique, stratégique ou réglementaire**

Les programmes menés visent à permettre aux usines de traitement de s'adapter aux différentes évolutions de leur cahier des charges guidées par des demandes techniques (évolution des combustibles), stratégiques (procédé COEX™) ou réglementaires (rejets liquides ou gazeux).

Conçues au départ pour traiter des combustibles UOX moyennement irradiés (33 GWj/t), les usines doivent s'adapter à l'évolution des combustibles à traiter. Qu'il s'agisse de l'augmentation des taux de combustion (qui dépassent maintenant 50 GWj/t) ou de la prise en charge de nouveaux combustibles, comme les MOX (qui ont fait l'objet de plusieurs campagnes de démonstration

industrielle à La Hague), l'ajustement des conditions opératoires permet de traiter les combustibles en maintenant les performances techniques de l'opération, ce qui démontre par ailleurs la grande flexibilité du procédé. Il convient cependant de vérifier que ces modifications opératoires n'induisent pas de dérives lentes du procédé dont les conséquences potentiellement néfastes n'apparaîtraient qu'après un temps relativement long.

Sur le plan des technologies du conditionnement des déchets de haute activité, un développement important a été réalisé sur le procédé de vitrification des déchets de haute activité à vie longue par la technologie du creuset froid et la vérification de la capacité de ce procédé à pouvoir mettre en œuvre tout type de verre, conduisant à la mise en service industrielle d'un creuset froid dans l'usine de La Hague en avril 2010.

Sur le plan du traitement des combustibles, AREVA et le CEA développent le procédé COEX™ permet de maintenir le plutonium constamment mélangé à de l'uranium ce qui, au plan international, apparaît comme un renforcement des garanties de non-prolifération. Le procédé COEX™ produit un oxyde mixte (U,Pu)O<sub>2</sub> qui a, de plus, le mérite d'être parfaitement homogène ce qui est considéré comme un avantage pour la fabrication de combustible MOX. Le procédé COEX™ est une évolution du procédé PUREX et il repose sur les mêmes technologies. Les principales étapes allant des cycles de purification jusqu'à la co-conversion U/Pu ont été qualifiées en 2007 dans l'installation Atalante et une démonstration sur solution réelle est prévue d'ici 2012. En complément, en 2009, des lots de poudre d'oxyde mixte produits dans Atalante ont été utilisés pour fabriquer des pastilles MOX de type REP respectant parfaitement les spécifications.

Enfin, dans le cadre d'une démarche ALARA visant à limiter autant que raisonnablement possible l'impact radiologique des rejets liquides et gazeux, des programmes de recherches sont en cours pour améliorer les connaissances sur le comportement des radionucléides d'intérêt (tritium, carbone-14, iode-129,..).

#### **4.2. Amélioration des technologies dans la perspective de réalisations futures**

Les recherches menées dans ce domaine visent à préparer les options de gestion des matières pour les parcs de réacteurs futurs. Il s'agit de mettre au point les procédés avancés pour le recyclage du plutonium et de l'uranium et, notamment dans la perspective de parcs comportant une part de réacteurs à neutrons rapides et en réponse aux attentes exprimées dans la loi du 28 juin 2006, d'explorer et d'évaluer les options de séparation et transmutation des radionucléides à vie longue.<sup>6</sup>

La mise en service de nouvelles installations de traitement en France, pour renouveler les installations actuelles démarrées dans les années 1990, ne devrait pas intervenir avant 2040. Il est possible, parallèlement, que des installations de traitement soient construites à l'étranger dans cette même période de temps.

Associé aux réacteurs à neutrons rapides, le recyclage du Pu et de l'U constitue une dimension essentielle et incontournable d'un nucléaire durable. Les recherches en la matière comportent deux volets complémentaires visant à :

- adapter, dans la continuité des travaux déjà en cours, les opérations de traitement et de recyclage aux combustibles issus des futurs parcs de réacteurs ;

---

<sup>6</sup> Le présent rapport ne traite pas des technologies de séparation poussée / transmutation. Une vision exhaustive des actions menées sur ces sujets, qui relèvent explicitement de la loi du 28 juin 2006 de programme relatif à la gestion des matières et des déchets, figure dans les rapports du Comité d'Orientation et de Suivi des Recherches sur l'Aval du Cycle (COSRAC)

- améliorer les technologies mises en œuvre dans les opérations de traitement et de recyclage.

#### **4.3. Adaptation aux combustibles issus des futurs parcs de réacteurs**

Ce volet passe en premier lieu par l'adaptation de l'outil industriel au traitement de combustibles MOX issus des réacteurs à eau pour constituer le stock de plutonium nécessaire au déploiement des RNR. Comme déjà vu plus haut, le traitement de ces combustibles ne pose pas de question de principe (près de 70 tonnes ont été traitées à La Hague lors de campagnes de démonstration industrielle) mais industriellement la gestion du risque de criticité pénaliserait la cadence de traitement dans la mesure où les installations n'ont pas, à l'origine, été conçues à cet effet. C'est pourquoi, au-delà de la faisabilité acquise, il est nécessaire de prendre en compte un objectif d'optimisation industrielle du traitement de ces combustibles.

Pour les combustibles MOX issus des réacteurs à neutrons rapides, des campagnes de traitement ont été menées entre 1969 et 1997 dans des installations pilotes ou industrielles, totalisant près de 25 tonnes issues pour l'essentiel du réacteur PHENIX. Ces campagnes ont démontré que le procédé PUREX était, dans son principe, tout à fait applicable au traitement de ces combustibles.

Toutefois, les combustibles MOX pour réacteurs à neutrons rapides présentent des spécificités pouvant nécessiter des actions de R&D en vue de l'adaptation de l'outil industriel. On citera en particulier :

- les opérations de démantèlement des assemblages en amont de la dissolution, permettant d'accéder à la matière nucléaire ;
- la mise en solution quantitative du combustible ;
- la caractérisation et la gestion des déchets de structure des assemblages ;
- la vitrification des produits de fission comportant en particulier des quantités accrues de platinoïdes ;
- l'étude de technologies unitaires adaptées à la gestion de flux et de concentration de plutonium importants (gestion du risque de criticité notamment).

L'objectif est d'apporter en temps utile les éléments nécessaires à la définition du processus industriel du traitement des combustibles RNR. En considérant les perspectives encore lointaines de déploiement industriel des RNR puis du traitement de leurs combustibles usés (en particulier, le temps de disposer de quantités de combustibles irradiés suffisamment refroidis permettant d'envisager leur recyclage), les durées nécessaires au développement de nouvelles technologies, les expériences passées et les compétences qui en sont issues, la stratégie de recherche en ce domaine n'est pas aujourd'hui clairement définie. L'aval du combustible d'ASTRID pourrait fournir le cadre pour ces travaux ; des réflexions sont en cours pour examiner les différentes options envisageables, depuis le traitement en dilution jusqu'à une installation pilote dédiée, pouvant évoluer le cas échéant vers des options de recyclage plus poussées.

La mise en œuvre dans un futur plus éloigné de combustibles autres que les oxydes est envisagée dans les réacteurs à neutrons rapides. C'est le cas des combustibles de type carbure, dont la faisabilité du traitement est acquise mais qui nécessitera des adaptations importantes. Ce pourrait être le cas de combustibles métalliques (qui intéressent aujourd'hui de nombreuses équipes à l'étranger) qui demanderaient des technologies de recyclage radicalement différentes de celles mises en œuvre aujourd'hui, telles que les procédés pyrochimiques plus particulièrement adaptés à ces combustibles métalliques.

#### **4.4. Amélioration des technologies**

Ce volet vise à définir ce que pourraient être des « usines de nouvelle génération ». Il ressort des réflexions menées et du retour d'expérience de l'exploitation de l'outil industriel que le procédé

actuel est très performant (performances de séparation remarquables, peu de déchets technologiques générés) et qu'il demeure perfectible pour répondre à des évolutions du cahier des charges. L'objectif est d'améliorer les procédés, non pour chercher à accroître leurs performances mais pour les simplifier, de façon à en diminuer les coûts et en recherchant à minimiser encore les déchets et rejets.

Conformément aux demandes exprimées dans la loi du 28 juin 2006, il s'agit aussi d'explorer des options de recyclage plus poussées comme la séparation des actinides mineurs en vue de leur transmutation. Ce sujet entre dans les attributions du Comité d'orientation et de suivi des recherches sur l'aval du cycle (COSRAC) et, pour le détail des recherches, le lecteur se reportera utilement au document « Stratégie et Programme de recherches » édité annuellement par ce comité.

Les stratégies de gestion à l'étude pour les actinides mineurs concernent leur recyclage en mode homogène (en dilution dans les combustibles des RNR) ou en mode hétérogène (dans des assemblages spécifiques placés généralement en périphérie du cœur des réacteurs) ainsi que leur incinération dans des systèmes dédiés tels les réacteurs sous-critiques pilotés par un accélérateur (ADS).

Le développement des procédés pour la séparation des actinides mineurs doit s'inscrire dans ces différentes stratégies de recyclage mais doit aussi envisager des gestions possiblement différentes pour le neptunium, l'américium et le curium. Trois grandes options sont étudiées :

- la récupération du neptunium, de l'américium et du curium par un procédé de « séparation poussée » complémentaire du procédé actuel ;
- la récupération du seul américium en aval du procédé actuel ;
- la récupération en bloc de tous les transuraniens (plutonium et actinides mineurs) par un procédé dit de « séparation groupée » venant en substitution du procédé actuel.

L'évaluation, demandée par la loi pour 2012, des perspectives industrielles de la séparation et transmutation des éléments radioactifs à vie longue appelle également des analyses technico-économiques pour préciser, en fonction des différentes options explorées, les gains qu'elles peuvent procurer mais aussi les coûts ou détriments qu'elles entraînent.

## CONCLUSION

Les réacteurs eau pressurisée (REP) du parc actuel français correspondent à une technologie parvenue à maturité. Cette technologie continuera d'assurer dans les prochaines années la production électrique d'origine nucléaire. L'optimisation du fonctionnement du parc des réacteurs et la prolongation de leur durée d'exploitation sont donc des enjeux industriels importants pour le pays.

Des programmes de recherche, sur les réacteurs et sur le cycle amont et aval du combustible, sont menés pour apporter les éléments de connaissance nécessaires sur les questions techniques clés pour l'exploitation et sur la sûreté.

Dans un contexte de développement durable, le point faible de ce type de réacteur reste toutefois de ne pas utiliser de manière optimale la ressource "uranium". Les réacteurs à neutrons rapides (RNR), permettraient d'utiliser non seulement l'isotope 235 de l'uranium, mais également l'uranium 238 en le convertissant en plutonium 239. En rendant ainsi possible la valorisation de l'uranium appauvri, la technologie des réacteurs à neutrons rapides permettrait donc d'assurer des ressources pour plusieurs millénaires.

L'objectif des programmes de recherche menés en France est, aujourd'hui, d'être prêt pour un déploiement industriel à partir de 2040, si celui-ci est jugé nécessaire compte tenu en particulier de l'état des ressources en uranium naturel.

Au plan international les réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération sont également au centre des recherches et le forum international GIF a retenu six concepts de réacteurs présentant des perspectives de développement.

La France a choisi de mener plus spécifiquement des recherches sur la filière des réacteurs refroidis au sodium qui, compte tenu des connaissances et du retour d'expérience, apparaît comme la mieux placée pour permettre de répondre à cet objectif de possibilité de développement industriel à partir de 2040. Cependant, un réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium de nouvelle génération ne pourra voir le jour qu'à condition de pouvoir démontrer une conception objectivement en progrès par rapport aux réacteurs précédents (Phénix et Superphénix), en particulier sur le plan de la sûreté du réacteur et de l'exploitation. La mise au point et la démonstration de la viabilité des solutions nécessitent différents niveaux de validation jusqu'à l'intégration à l'échelle industrielle.

En parallèle, afin de garder un accès à la filière jugée comme une alternative potentielle aux réacteurs refroidis au sodium, la France participe aux programmes menés dans le cadre international sur les réacteurs refroidis au gaz.

De même, si les déchets produits par les réacteurs du parc sont actuellement gérés avec les meilleures technologies disponibles, le recours à des RNR pourrait permettre de réduire encore leur toxicité potentielle. On pourrait envisager, sous réserve notamment des résultats des études des perspectives industrielles qui doivent être remises fin 2012, de les transmuter dans les réacteurs à neutrons rapides, ce qui permettrait de réduire la toxicité potentielle à long terme des déchets de haute activité qui seraient alors limités aux produits de fission. Si une telle voie est confirmée, il restera à faire tout un travail pour parvenir à la validation de l'ensemble des étapes (technologie du cycle, fabrication et irradiation), jusqu'au niveau de l'assemblage combustible.

Pour répondre à cet enjeu du nucléaire du futur, le CEA a conçu et lancé, en relation avec ses partenaires industriels AREVA et EDF, un programme qui doit permettre de disposer à l'horizon 2020 du réacteur ASTRID permettant la démonstration industrielle. Ce programme qui bénéficie d'un financement dans le cadre du programme d'investissements d'avenir prévoit différents rendez-vous, dont le premier en 2012, prévu par la loi, donnera aux pouvoirs publics, sur la base d'un avant projet, les éléments pour se prononcer sur le lancement effectif du projet.

## TABLE DES MATIERES DETAILLEE

### Avant propos

<b>1. Enjeux et Stratégie dans le domaine de l'Energie nucléaire</b>	<b>5</b>
<b>1.1. Le contexte et les enjeux</b>	<b>5</b>
<b>1.2. Stratégie de recherche pour les systèmes nucléaires</b>	<b>6</b>
1.2.1. L'optimisation du fonctionnement du parc nucléaire actuel et ses évolutions (réacteurs de 2ème et 3ème génération)	7
1.2.2. Les recherches pour un nucléaire durable sur le long terme	7
<b>2. Réacteurs de 2<sup>ème</sup> et de 3<sup>ème</sup> génération</b>	<b>10</b>
<b>2.1. Amont du cycle</b>	<b>10</b>
2.1.1. Disponibilité de matière et production de concentrés uranifères	10
2.1.2. La conversion	11
2.1.3. L'enrichissement	12
<b>2.2. Réacteurs</b>	<b>12</b>
2.2.1. Durée de fonctionnement	12
2.2.2. Soutien à l'exploitation	13
2.2.3. Méthodes de conception et d'analyse	13
2.2.4. Etude des stratégies alternatives de gestion de combustible pour améliorer l'économie de la matière nucléaire	13
<b>2.3. Combustible</b>	<b>14</b>
2.3.1. Assurer dans la durée la cohérence du cycle du combustible	14
2.3.2. Garantir la sécurité d'approvisionnement du combustible	15
2.3.3. Combustible à performances améliorées vis à vis de l'interaction pastille gaine	15
<b>2.4. Sûreté</b>	<b>15</b>
2.4.1. Accidents de dimensionnement des réacteurs de 2ème et 3ème génération	16
2.4.2. Accidents graves des réacteurs de 2ème et de 3ème génération :	16
2.4.3. Agressions internes et externes :	17
<b>2.5. Outils expérimentaux</b>	<b>17</b>
2.5.1. Réacteurs et maquettes critiques	17
2.5.2. Laboratoires chauds	18
2.5.3. RJH	18
<b>2.6. Simulation numérique</b>	<b>19</b>
<b>3. Réacteurs de 4ème génération</b>	<b>21</b>
<b>3.1. RNR-Sodium</b>	<b>21</b>
3.1.1. Mise au point d'un cœur performant à sûreté améliorée	21
3.1.2. Recherche d'une résistance accrue aux accidents graves	22
3.1.3. Recherche d'un système de conversion d'énergie optimisé réduisant le risque sodium	23
3.1.4. Réexamen des options de conception d'ensemble de la chaudière et de ses composants	24
<b>3.2. Le programme ASTRID</b>	<b>25</b>
3.2.1. Calendrier du projet	25
3.2.2. Les tendances de conception	26
<b>3.3. RNR-Gaz</b>	<b>26</b>
<b>3.4. Autres systèmes retenus par le forum international Génération IV</b>	<b>27</b>
3.4.1. RNR-Pb	27

3.4.2.	Réacteurs à Sels Fondus (MSR)	28
3.4.3.	Réacteur à eau supercritique	29
3.4.4.	Réacteur à haute température (VHTR)	29
<b>3.5.</b>	<b>Le Cycle au thorium</b>	<b>30</b>
<b>3.6.</b>	<b>Recherches menées en support à l'expertise de sûreté des filières de réacteurs de 4ème génération</b>	<b>31</b>
<b>4.</b>	<b>Aval du cycle</b>	<b>33</b>
4.1.	Adaptation des installations à l'évolution du contexte technique, stratégique ou réglementaire	33
4.2.	Amélioration des technologies dans la perspective de réalisations futures	34
4.3.	Adaptation aux combustibles issus des futurs parcs de réacteurs	35
4.4.	Amélioration des technologies	35

## *Conclusion*

