



Avancées des recherches
sur la séparation-transmutation
et le multi-recyclage du plutonium
dans les réacteurs
à flux de neutrons rapides

Juin 2015

SOMMAIRE GENERAL

INTRODUCTION	5
SYNTHESE DES RESULTATS	7
1. LES SYSTEMES NUCLEAIRES DE 4^{EME} GENERATION	19
1.1. ENJEUX DES SYSTEMES NUCLEAIRES DE 4 ^{EME} GENERATION A NEUTRONS RAPIDES	23
1.2. LE MARCHE DES RNR DE 4 ^{EME} GENERATION	41
1.3. ETUDES DE SCENARIOS DE TRANSITION VERS DES RNR DE 4 ^{EME} GENERATION DANS LE PARC FRANÇAIS ..	49
2. MULTI-RECYCLAGE DU PLUTONIUM ET SEPARATION-TRANSMUTATION DES ACTINIDES MINEURS	99
2.1. RECHERCHES POUR LE MULTI-RECYCLAGE DU PLUTONIUM	103
2.2. RECHERCHES SUR LA SEPARATION ET LA TRANSMUTATION DES ACTINIDES MINEURS	151
2.3. RECHERCHES SUR LES REACTEURS A SELS FONDUS A SPECTRE RAPIDE DE TYPE RRSF	201
3. LE DEMONSTRATEUR TECHNOLOGIQUE ASTRID DE REACTEUR A NEUTRON RAPIDE DE 4^{EME} GENERATION REFROIDI AU SODIUM	217
3.1. INTRODUCTION	221
3.2. RETOUR D'EXPERIENCE DES RNR-NA EN FRANCE ET DANS LE MONDE	227
3.3. DOMAINES D'AMELIORATION PRIORITAIRES ET LES AVANCEES DE R&D ASSOCIEES	235
3.4. CAHIER DES CHARGES ET LES OBJECTIFS DE SURETE D'ASTRID	257
3.5. EXIGENCES A RESPECTER ET LES CHOIX DE BASE D'ASTRID	267
3.6. OPTIONS DE CONCEPTION D'ASTRID PAR GRANDS DOMAINES	275
3.7. INSTALLATIONS ASSOCIEES POUR LE CYCLE D'ASTRID	313
3.8. DEMARCHE DE QUALIFICATION DES OUTILS DE CALCUL ET DES OPTIONS DE CONCEPTION D'ASTRID ...	319
3.9. ORGANISATION INDUSTRIELLE ET PARTENARIATS DE R&D	331
3.10. DEFINITION DU PLANNING ET DES COUTS	339
3.11. CONCLUSION	343

INTRODUCTION

La loi du 28 juin 2006 relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs définit des orientations pour la gestion des combustibles nucléaires usés. Deux principes directeurs, complémentaires, y sont énoncés :

- le premier est le bien-fondé d'une politique de traitement-recyclage des combustibles usés, pour réduire la quantité et la nocivité des déchets radioactifs ultimes conditionnés de manière adaptée ;
- le second est que, pour ces déchets ultimes de haute activité et à vie longue, le stockage réversible en couches géologiques profondes est la voie de référence.

Institué par la loi de 2006, le Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs (PNGMDR) dresse le bilan des modes de gestion existants de ces matières et déchets, recense les besoins prévisibles d'installations d'entreposage ou de stockage, et précise les capacités nécessaires pour ces installations et les durées d'entreposage. Pour les déchets radioactifs qui ne disposent pas encore d'un mode de gestion définitif, le PNGMDR détermine les objectifs à atteindre. A ce titre, il organise aussi la mise en œuvre des recherches et des études sur la gestion des matières et des déchets radioactifs, en fixant des échéances pour la mise en œuvre de nouveaux modes de gestion, la création d'installations ou la modification des installations existantes de nature à répondre aux besoins et aux objectifs précédemment définis.

Dans ce cadre, le CEA coordonne les travaux de recherche menés par les établissements publics (Andra, CEA, CNRS, Universités) avec leurs partenaires industriels (AREVA, EDF) sur le multi-recyclage du plutonium et la séparation/transmutation des éléments radioactifs à vie longue, et en lien avec ceux menés sur les nouvelles générations de réacteurs nucléaires.

Le CEA a remis au Gouvernement en décembre 2012, conformément aux demandes notifiées dans la loi 2006-739 du 28 juin 2006, complétée par les décrets PNGMDR du 16 avril 2008 puis du 23 avril 2012, un dossier présentant les résultats des travaux menés sur la séparation et la transmutation des éléments radioactifs à vie longue, en relation avec les recherches menées sur les nouvelles générations de réacteurs nucléaires.

Par décret du 27 décembre 2013, le CEA est appelé à remettre au ministre chargé de l'énergie, pour le 30 juin 2015, « un rapport présentant les avancées des recherches sur la séparation-transmutation et le multi-recyclage du plutonium dans les réacteurs à neutrons rapides ».

Ce document, préparé par le CEA, en réponse à la demande, a été élaboré en collaboration avec EDF et AREVA ainsi qu'avec la contribution du CNRS. Il aborde successivement dans ses différentes parties:

- les principes directeurs qui fondent les recherches sur les systèmes de 4^{ème} génération et en particulier leur capacité à assurer une gestion durable des matières et des déchets, les différents systèmes à l'étude, et les scénarios de déploiement possibles de ces systèmes en France ;
- les résultats des recherches coordonnées par le CEA sur le multi-recyclage du plutonium et la séparation-transmutation des éléments radioactifs à vie longue ;
- les choix proposés pour le démonstrateur technologique Astrid¹, réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium (RNR-Na), les actions de recherche menées et le calendrier envisageable pour mener à bien sa réalisation.

¹ Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration

SYNTHESE DES RESULTATS

1. Pour une gestion durable des matières : pourquoi (multi)recycler ?

Le combustible nucléaire usé, déchargé des réacteurs à eau au terme de son irradiation, présente les caractéristiques suivantes :

- environ 95% d'uranium résiduel ;
- 4% de produits de fission : les fragments issus de la fission de l'uranium 235 (^{235}U) et du plutonium 239 (^{239}Pu) ;
- 1% d'éléments dits « transuraniens » : essentiellement du plutonium (dont la plupart des isotopes présents sont fissiles), les autres, dits « actinides mineurs » parce que d'abondance moindre, ne représentant que 0,1%.

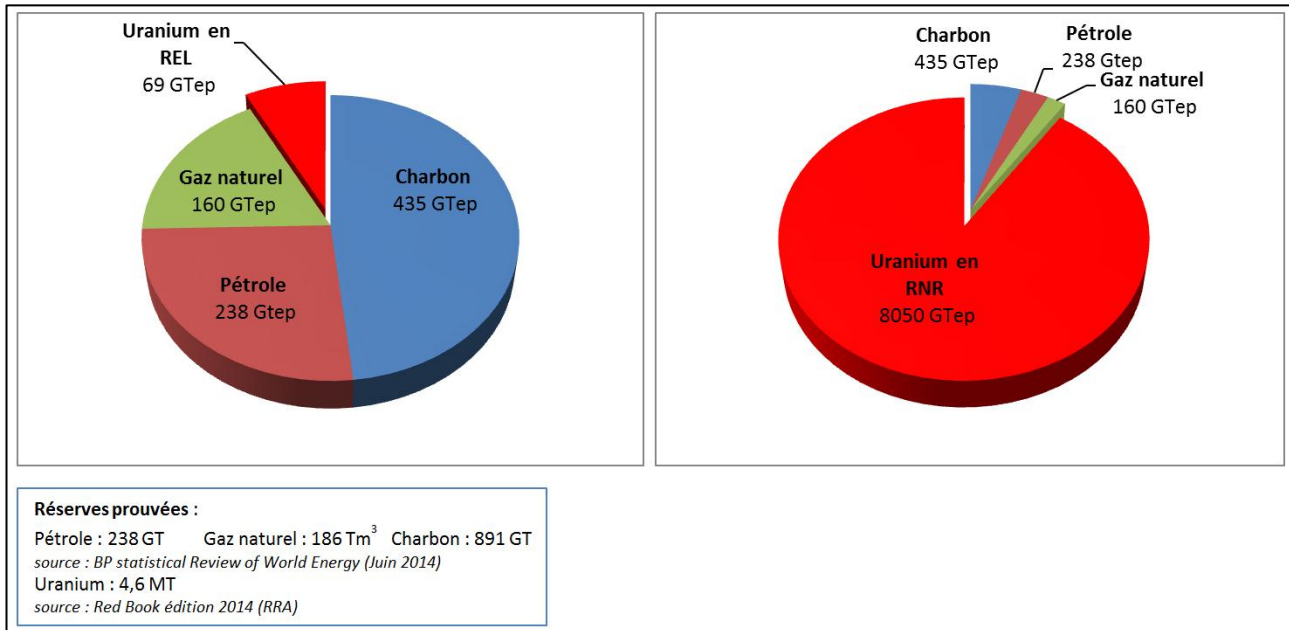
La stratégie de traitement-recyclage des combustibles usés, mise en place par la France il y a plus de 30 ans, constitue une première étape majeure dans la gestion durable des matières et des déchets radioactifs. Il s'agit de traiter les combustibles usés, pour récupérer les matières valorisables (uranium et plutonium), tandis que ses autres composés (produits de fission et actinides mineurs) constituent les déchets ultimes.

Ainsi :

- l'intégralité du plutonium récupéré par traitement est recyclée en combustibles MOX (pour mélange d'oxyde d'uranium et de plutonium), aujourd'hui utilisable par 24 des 58 réacteurs du parc actuel ;
- l'uranium récupéré peut être ré-enrichi et rechargé en réacteur (actuellement, 4 réacteurs du parc le permettent) ;
- les déchets ultimes (produits de fission et actinides mineurs, seulement 4 à 5% du contenu des combustibles usés) sont aujourd'hui confinés dans une matrice de verre, coulés dans des conteneurs en acier et entreposés en puits, en attendant d'être stockés en couches géologiques profondes.

Cette stratégie présente des atouts importants en termes d'économie de ressources, de maîtrise de l'inventaire en plutonium, de diminution de la quantité de déchets produits (ne contenant pas de quantités significatives de plutonium) et de conditionnement sûr de ces déchets. Elle participe ainsi en premier lieu aux objectifs définis par la loi du 28 juin 2006 relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs, mais présente aussi certaines limites, pour les raisons évoquées plus loin, liées à la physique des neutrons lents, qui ne permet pas la mise en œuvre industrielle d'un recyclage récurrent (ou multi-recyclage) du plutonium et de l'uranium dans les réacteurs à eau actuels : le mono-recyclage mis en œuvre dans le parc actuel permet de recycler annuellement environ 10 tonnes de plutonium dans les combustibles MOX, lesquels sont, après déchargement, entreposés dans l'attente d'une valorisation ultérieure.

Une valorisation plus aboutie de ces matières, passant par la possibilité d'un recyclage, constitue un enjeu important des systèmes nucléaires de 4^{ème} génération, ainsi que cela est illustré ci-après.



*Valorisation des réserves conventionnelles mondiales d'uranium
 en réacteurs à neutrons thermiques (à gauche) et en réacteur à neutrons rapides (à droite).*

La figure ci-dessus indique le potentiel de valorisation énergétique (exprimé en GTep) des ressources conventionnelles identifiées en combustibles fossiles ; on y trouve en rouge la valorisation des ressources en uranium, respectivement dans la partie gauche, dans les systèmes nucléaires actuels, et dans la partie droite, en cas de multi-recyclage de l'uranium et du plutonium.

2. Pour une gestion durable des matières : pourquoi les réacteurs à neutrons rapides ?

Les réacteurs à neutrons rapides (RNR) présentent plusieurs atouts déterminants vis-à-vis de la gestion des matières en complémentarité des filières existantes de réacteurs à neutrons thermiques dont fait partie l'actuelle filière des réacteurs à eau pressurisée (REP) du parc français :

- les RNR peuvent utiliser sans limitation le plutonium produit par les réacteurs à eau (ou par eux-mêmes) en tirant ainsi parti de son potentiel énergétique, assurant par là une gestion plus rationnelle et pérenne ;
- en permettant de valoriser dans son ensemble l'uranium extrait du sous-sol (tous ses isotopes, dont l'²³⁸U, isotope largement majoritaire), les RNR multiplient par un facteur voisin de 100, l'énergie que l'on peut extraire d'une masse donnée d'uranium naturel. L'ordre de grandeur des réserves énergétiques mondiales s'en trouverait alors profondément modifié ; il s'agit d'un atout considérable pour la production d'énergie à long terme ;
- les RNR ont la capacité, une fois constitué le stock nécessaire à leur démarrage, de se passer totalement d'uranium naturel. Ils n'ont besoin que d'un appoint d'²³⁸U (l'isotope non fissile de l'uranium, aujourd'hui non valorisé par les réacteurs à eau, et très majoritairement présent dans l'uranium appauvri issu des opérations d'enrichissement). Ainsi, alors que le parc nucléaire français consomme environ 8 000 tonnes d'uranium naturel chaque année et laisse de côté 7 000 tonnes d'uranium appauvri, un parc de RNR de puissance équivalente ne nécessiterait chaque année qu'environ 50 tonnes d'uranium appauvri (ou d'uranium issu des opérations de retraitement des combustibles MOX ou URE). Le stock d'uranium appauvri dont dispose la France sur le seul site de Pierrelatte, soit environ 250 000 t, lui assurerait une indépendance énergétique quasi inépuisable pour un parc de RNR ;

- le spectre des neutrons rapides ouvre aussi la possibilité de transmuter les actinides mineurs et permet donc d'envisager, si cela était décidé, une réduction de l'inventaire de ces radionucléides dans les déchets et de limiter par-là l'emprise du site de stockage profond des déchets nucléaires.

Les RNR apparaissent donc comme un maillon essentiel d'une stratégie de cycle fermé, en permettant de tirer parti de la façon la plus aboutie des matières présentes dans les combustibles usés.

3. Les réacteurs à neutrons rapides de 4^{ème} génération

Le Forum International « Génération IV » (GIF) a jeté les bases de la réflexion sur les systèmes nucléaires avancés au début des années 2000. Les principaux critères ont été définis (sûreté, économie, résistance à la prolifération et « durabilité », laquelle pointe l'intérêt du recyclage en RNR) et six systèmes identifiés comme particulièrement prometteurs. Il faut noter que la maturité technologique des concepts retenus par le GIF est très variable.

Pour le CEA, au vu des objectifs qui lui ont été assignés par la loi de 2006, l'effort se concentre en premier lieu sur les technologies de réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium (RNR-Na), qui allient une maturité significative et un important potentiel de progrès.

Le Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires du 10 avril 2014 a confirmé qu'« à ce jour, parmi les différents systèmes nucléaires envisagés par le GIF, seul le système RNR-Na présente une maturité suffisante pour que la réalisation d'un prototype industriel de réacteur de 4^{ème} génération soit envisageable dans la première moitié du XXI^{ème} siècle. » Les RNR-Na présentent des caractéristiques techniques favorables, notamment en termes de sûreté et de radioprotection, et sont les seuls à bénéficier d'un retour d'expérience industriel substantiel. La vingtaine de prototypes ou de démonstrateurs ayant été construits dans le monde cumulent plus de 400 années.réacteur de fonctionnement dont environ 100 années.réacteur pour les quatre RNR-Na de puissance significative ayant fonctionné durablement de manière industrielle. En France, le réacteur Phénix arrêté en 2009, après plus de 35 années de fonctionnement, représente un patrimoine de connaissances très important.

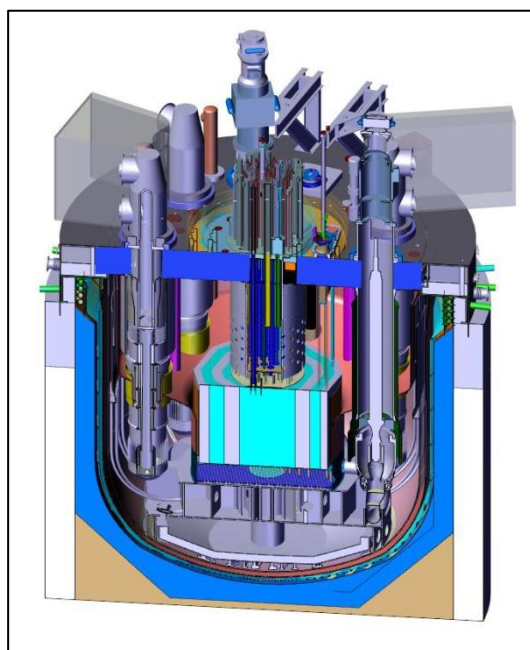
Sur la base des enseignements tirés des réacteurs précédents en France et à l'international, les acteurs français CEA, AREVA et EDF ont établi en 2007 un programme de recherche et développement visant à renforcer les points forts et à réduire les points de faiblesse de cette filière par des innovations technologiques importantes, ce qui a permis de lancer en 2010 les études de conception du démonstrateur technologique Astrid de RNR-Na de 4^{ème} génération.

4. Le programme Astrid

Le démonstrateur technologique Astrid est destiné en premier lieu à démontrer à une échelle suffisante les avancées technologiques obtenues en qualifiant au cours de son fonctionnement les options innovantes, notamment dans les domaines de la sûreté et de l'opérabilité.

Astrid est un démonstrateur d'intégration technologique, d'une puissance électrique de 600 MWe environ, permettant une démonstration de sûreté et de fonctionnement à l'échelle préindustrielle de RNR-Na de 4^{ème} génération.

L'objectif est une mise en service au cours de la décennie 2020, en fonction des décisions qui seront prises par les Pouvoirs publics. L'exploitation d'Astrid pendant une dizaine d'années doit ensuite permettre le déploiement de réacteurs commerciaux, que l'on peut envisager au plus tôt au cours de la décennie 2040.



© AREVA

Vue en coupe du bloc réacteur du démonstrateur technologique Astrid

Grâce aux innovations identifiées sur Astrid, il est possible d'atteindre des objectifs de sûreté équivalents à ceux fixés aux réacteurs EPR, tout en tenant compte du retour d'expérience de Fukushima et des spécificités liées à l'utilisation du sodium. Les innovations résident en particulier dans :

- un nouveau design du cœur du réacteur, naturellement résistant aux transitoires accidentels ;
- l'étude d'un circuit tertiaire sans eau de manière à supprimer les risques de réaction chimique entre le sodium et l'eau, ou bien de dispositions innovantes pour prévenir et contenir de telles réactions ;
- un récupérateur de cœur fondu intégré à la cuve du réacteur ;
- des dispositions d'inertage et de détection précoce de fuites qui réduisent fortement les risques de feu de sodium ;
- l'intégration à la conception des besoins d'inspection en service pendant la durée de vie du réacteur ;
- des moyens multiples et redondants d'évacuation de la puissance résiduelle ; le réacteur peut utiliser l'atmosphère comme moyen de refroidissement, même en cas de perte des alimentations électriques et de la source froide en eau.

Contrairement aux réacteurs précédents (Phénix et Superphénix), Astrid ne sera pas surgénérateur mais iso-générateur, sans couvertures fertiles radiales, de manière à stabiliser le stock de plutonium sans l'accroître.

Astrid aura par ailleurs la capacité de qualifier jusqu'à l'échelle d'assemblages complets des combustibles expérimentaux : transmutation de l'américium, combustibles dédiés à la consommation accrue de plutonium, combustibles fertiles, ... ; les capacités expérimentales d'Astrid sont indispensables pour la qualification de tels combustibles. Le CEA a vérifié que les choix de conception d'Astrid, en particulier le cœur à faible effet de réactivité en cas de vidange du sodium CFV, permettaient d'assurer leur qualification jusqu'à une échelle d'un pavé de sept assemblages, permettant ainsi une extrapolation à des réacteurs de taille commerciale.

À l'issue de ces programmes menés dans Astrid, on disposerait ainsi d'une qualification industrielle suffisante pour construire, si c'était le choix fait à ce moment-là, des réacteurs industriels réalisant la transmutation, la consommation accrue de plutonium, etc. ; ces réacteurs auraient une conception optimisée en fonction de leurs missions.

Les études d'Astrid sont conduites sous maîtrise d'ouvrage du CEA depuis 2010 avec un financement provenant de la subvention d'Etat, du Programme d'investissements d'avenir (PIA), et de divers financements externes (projets européens du PCRDT). Les industriels qui participent aux études apportent également une contribution en nature dans la mesure où une partie des études qu'ils conduisent est à leur charge. Aujourd'hui, ce sont plus de six cents personnes qui travaillent à la R&D et à l'ingénierie d'Astrid, dont environ la moitié au CEA, le reste au niveau des treize partenaires industriels.

Les travaux relatifs à l'avant-projet sommaire du projet Astrid ont commencé en 2010. Ils sont organisés en trois phases :

- la première phase de l'avant-projet sommaire, dite AVP1, a eu pour but d'analyser les options ouvertes, en particulier les plus innovantes, pour sélectionner les principales options de conception que le CEA a présentées aux Pouvoirs publics fin 2012, échéance fixée par la loi du 28 juin 2006 ;
- la deuxième phase de l'avant-projet sommaire, dite AVP2, a débuté en janvier 2013. Elle vise à conforter la conception en finalisant les choix d'options pour disposer, d'ici fin 2015, d'un avant-projet sommaire complet et cohérent. Elle sera ponctuée par l'émission du Dossier d'options de sûreté (DOS), qui permet l'examen par l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) du bien-fondé des choix d'options dans ce domaine ;
- l'avant-projet détaillé est prévu ensuite sur la période 2016-2019. Celle-ci sera consacrée aux études visant à réunir tous les éléments techniques, organisationnels et de coût permettant la prise de décision de construction d'Astrid. Le rapport provisoire de sûreté sera émis à la fin de cette phase.

Pour les études de R&D et de conception d'Astrid, une organisation spécifique a été mise en place. Le projet est découpé en lots d'études qui sont confiés à différents partenaires industriels, préférentiellement dans le cadre de collaborations bilatérales (c'est-à-dire qu'une part des études est financée par l'industriel). Ainsi, ce sont treize collaborations industrielles qui sont rassemblées à la date d'aujourd'hui autour du projet Astrid.

La plupart des grands pays nucléaires s'intéressent fortement à la technologie des RNR-Na, sans forcément se positionner sur des critères de sûreté de 4^{ème} génération. Ainsi, l'Inde devrait mettre en service dans les prochains mois un réacteur de puissance 500 MWe, et la Russie a démarré en juin 2014 un réacteur de 800 MWe. La Chine est encore en retrait, mais affiche des ambitions importantes dans le domaine. La stratégie suivie par le CEA pour ses collaborations internationales consiste à rechercher des complémentarités dans les pays disposant de compétences sur les RNR, et éventuellement des installations expérimentales, afin de démultiplier l'effort de recherche en soutien au programme Astrid.

Le présent rapport donne une vue d'ensemble à la date d'écriture du rapport, sur les études de conception du réacteur Astrid. La fin de l'avant-projet sommaire en 2015 sera l'occasion de rendre compte du travail accompli, tant sur les études d'ingénierie que de R&D (plus de 2 300 documents produits à ce jour).

5. Le développement des technologies pour le multi-recyclage du plutonium

La France dispose aujourd'hui, avec les unités industrielles de La Hague et de Melox, des capacités de traitement et de recyclage des combustibles UOX (oxyde d'uranium) usés issus de son parc électronucléaire ; ce sont ainsi près de 1 000 tonnes qui sont chaque année déchargées et traitées ; les 10 tonnes de plutonium récupérées sont intégralement recyclées sous forme de combustible MOX (les deux tiers de cette quantité subsisteront dans les combustibles MOX usés), et près de 940 tonnes d'URT (uranium de retraitement) peuvent être ré-enrichies pour alimenter certains réacteurs dédiés du parc. Le reste (près de 50 tonnes de produits de fission et actinides mineurs) est immobilisé dans un verre aux propriétés de durabilité remarquables, qui constitue le principal déchet final, contenant plus de 99% de la radioactivité à gérer.

Les technologies mises en œuvre procurent des performances excellentes, qu'il s'agisse des taux de récupération et de purification (très élevés) des éléments à recycler, ou du très faible volume de déchets secondaires (ou déchets technologiques) générés.

La perspective d'un multi-recyclage de l'uranium et du plutonium dans un parc où seraient progressivement déployés des réacteurs à neutrons rapides appellera successivement :

- le traitement des combustibles MOX-REP, aujourd'hui entreposés, pour récupérer les matières valorisables (et notamment le plutonium) qu'ils contiennent ;
- la fabrication de combustibles MOX-RNR à partir du plutonium récupéré ;
- le traitement (récurrent pour atteindre le multi-recyclage) des combustibles MOX-RNR usés.

Il ne s'agit pas forcément, pour répondre à ces enjeux, de faire appel à des technologies en rupture avec celles qui sont mises en œuvre aujourd'hui. Ces dernières présentent des atouts intrinsèques importants (rappelés ci-dessus) qu'il s'agit de préserver, et ont par ailleurs d'ores et déjà fait la preuve de capacités d'adaptation dont il s'agira de tirer parti. Ainsi, des campagnes industrielles démonstratives réalisées dans l'usine de La Hague ont permis de vérifier la viabilité du traitement de combustible MOX-REP (près de 70 tonnes traitées). La fabrication de combustibles pour les réacteurs Phénix et Superphénix a conduit à la production de près de 100 tonnes de pastilles de combustibles pour RNR (plus de 400 000 aiguilles réalisées). Et l'on a aussi démontré, dans des installations pilotes mais aussi à La Hague, la faisabilité de principe du traitement de combustibles MOX-RNR (près de 25 tonnes de combustible issues du réacteur Phénix ont été traitées et recyclées).

L'objectif des recherches menées en la matière est aujourd'hui de préparer un déploiement industriel de telles opérations, en adaptant au mieux les technologies à des flux et des concentrations de plutonium élevés et à des caractéristiques (notamment isotopiques) différentes de celles rencontrées dans les expériences antérieures rappelées ci-dessus. Les implications dans le domaine de la gestion de certains risques tels que celui de criticité notamment sont à considérer, des dispositifs technologiques spécifiques, présentant des géométries appropriées pouvant s'avérer nécessaires. Certains aspects dans la façon dont les technologies sont opérées doivent être également adaptés (avec notamment des dispositifs de télé-opération adaptés à un vecteur isotopique du plutonium plus contraignant au plan radiologique).

Les spécificités des combustibles MOX RNR induisent également des modifications de certaines étapes du procédé de traitement : c'est le cas de l'opération de dissolution, qui pour être pleinement efficace, nécessite une adaptation des conditions opératoires usuelles ; l'un des principaux résultats des recherches menées en ce domaine a été la mise au point d'une étape complémentaire de « digestion » des résidus riches en plutonium qui pourraient subsister à l'issue de l'étape de dissolution du combustible. Le procédé a fait l'objet d'une démonstration expérimentale sur des échantillons réels de combustibles MOX usés, et l'on a pu mesurer un accroissement significatif des taux de récupération du plutonium (diminution d'un facteur 100 des quantités de plutonium dans les résidus non dissous), sans perturbation sur les opérations aval du procédé (séparations, purification et vitrification). Les essais menés au CEA sur maquettes hydrauliques de taille réduite ont par ailleurs permis de valider la transposition à l'échelle industrielle du procédé développé, en tirant parti des capacités de simulation physico-chimiques et hydrodynamiques en ce domaine.

Ces études ont ainsi contribué à définir les appareillages envisageables pour des opérations industrielles, telles que l'Atelier de traitement des combustibles particuliers (TCP) étudié par AREVA pour compléter les installations actuelles, et qui pourrait permettre notamment le recyclage des combustibles d'Astrid.

Un objectif important est aussi de maintenir voire de renforcer la fiabilité et l'efficacité économique des opérations de recyclage, cela d'autant plus que celles-ci sont, on l'a vu, appelées à prendre une dimension plus importante avec l'objectif de multi-recyclage de l'uranium et du plutonium dans la sécurité d'approvisionnement. Les technologies actuelles présentent des performances techniques remarquables, elles n'en présentent pas moins des perspectives de progrès considérables : c'est un axe de recherche essentiel que de chercher à rendre les opérations plus compactes (en simplifiant les opérations unitaires ou en renforçant leur intégration), toujours plus sûres et générant encore moins d'effluents et de déchets. Des résultats intéressants ont été obtenus concernant l'optimisation du procédé actuel, dans la perspective du traitement de combustibles plus riches en plutonium (combustibles MOX). Au-delà, l'un des principaux programmes de recherches en ce domaine est la mise au point d'un procédé de récupération et de purification de l'uranium et du plutonium dont le principe est drastiquement simplifié, et sans mise en jeu d'opérations d'oxydo-réduction. Des avancées importantes ont été réalisées en ce domaine, avec la conception de nouvelles architectures moléculaires extractantes qui ont permis fin 2014 la réalisation au laboratoire d'un premier essai sur des échantillons réels de combustibles usés, lesquels se sont avérés très encourageants : les performances de séparation visées pourraient ainsi être obtenues en une seule opération et cela, dans des conditions de mise en œuvre plus intéressantes à divers égards (limitation des réactifs et de leurs sous-produits notamment).

Enfin, une part importante des études en ce domaine concerne les installations qui seront nécessaires au cycle des matières du démonstrateur Astrid ; les efforts sont à ce stade en premier lieu orientés vers la conception de l'atelier qui devra fabriquer les premiers cœurs d'Astrid (il s'agit évidemment du besoin le plus urgent, le recyclage des combustibles d'Astrid pouvant intervenir plus d'une dizaine d'années après la divergence du réacteur). Plusieurs options sont encore à l'étude pour cet Atelier de fabrication des cœurs (ou AFC), l'évaluation technico-économique de ces options étant menée en partenariat avec AREVA, avec l'objectif d'un choix d'options en 2015 pour disposer d'un avant-projet détaillé à l'horizon 2019.

6. Les recherches pour la séparation-transmutation de l'américium

Que transmuter et pourquoi ?

Les déchets aujourd'hui vitrifiés contiennent les produits de fission et actinides mineurs, résidus des opérations de traitement qui visent à recycler uranium et plutonium. La période radioactive de la plupart des produits de fission est relativement peu élevée, à la différence de celle des actinides mineurs et de leurs produits de filiation. Ainsi, alors qu'ils ne représentent que le millième environ de la masse des combustibles usés, ces actinides mineurs (neptunium, américium, curium essentiellement) sont (eux-mêmes ou par l'intermédiaire de leurs descendants) les principaux contributeurs à la radiotoxicité des déchets ultimes au-delà du siècle (une fois que la plupart des produits de fission se sont transformés en isotopes stables). C'est cela qui peut sous-tendre une ambition d'élimination de ces éléments, par séparation puis transmutation au sein de RNR (lesquels présentent des caractéristiques favorables à cet égard).

Ainsi que cela a été explicité dans le dossier édité en 2012 par le CEA sur cette question, l'américium a été identifié comme la première cible d'une stratégie possible de séparation-transmutation dont l'enjeu serait de réduire la nocivité à long terme des déchets ultimes. L'américium est apparu en effet (à la lumière des résultats rapportés par le CEA fin 2012) comme le principal contributeur à la radioactivité et à la chaleur résiduelle au-delà du siècle des déchets finaux (les déchets vitrifiés). D'ailleurs, la Commission nationale d'évaluation recommande dans son rapport annuel N° 8 que soit maintenue une « recherche active et structurée » sur la séparation et la transmutation en se focalisant en premier lieu sur l'américium. Il est important de rappeler que ceci ne prend évidemment son sens que dans la perspective d'un multi-recyclage du plutonium (ce dernier constituerait le principal contributeur, loin devant l'américium, si tel n'était pas le cas) ; et de rappeler aussi que les actinides mineurs autres que l'américium ne présentent pas des impacts potentiels équivalents à long terme, alors que certains d'entre eux (le curium notamment) présentent des nuisances « immédiates » (radiologiques, thermiques) qui pénaliseraient lourdement toute opération de traitement particulier.

L'incidence de la transmutation de l'américium sur l'emprise du stockage des déchets de haute activité avait été estimée à une réduction possible de plus d'un facteur 7² (en complément de celle que permet déjà le recyclage du plutonium, un facteur de l'ordre de 3). Une analyse complémentaire est actuellement menée pour examiner dans quelle mesure l'évolution des concepts de stockage envisagés aujourd'hui (notamment pour tenir compte d'effets thermomécaniques complémentaires au sein de l'ouvrage) pourrait modifier cette évaluation.

Les recherches sur la séparation de l'américium

Les recherches ont donc été orientées vers la possibilité de récupérer l'américium lors du traitement des combustibles usés. Dans l'optique de possibles parcs « mixtes », présentant au moins de façon transitoire une composante REP dans laquelle le plutonium serait recyclé sous la forme de MOX, l'américium serait à récupérer et à transmuter uniquement dans les RNR (il ne peut l'être dans les REP) selon un cycle distinct de celui du plutonium. Nous avons donc à ce stade privilégié l'approche dite de « séparation séquentielle », en cherchant à développer des molécules extractantes et complexantes sélectives, de nature à permettre, en aval des opérations de récupération de l'uranium et du plutonium, la récupération de l'américium tout en retenant le curium avec les produits de fission.

² Etude réalisée en 2012 avec l'Andra

Un procédé dit EXAm (pour extraction de l'américium) a été conçu et expérimenté à l'échelle du laboratoire. Ce procédé, rendu complexe par la double séparation que l'on cherche à mener en une seule étape (séparer l'américium des produits de fission et séparer l'américium du curium), a connu de nombreux aménagements, tant pour en améliorer les performances de séparation que pour tenir compte de critères industriels (tels que l'intérêt d'opérer sur des solutions suffisamment concentrées afin de limiter les volumes de solutions et la taille des appareillages nécessaires) ; on a mesuré des taux de récupération de l'américium supérieurs à 99% , et testé diverses solutions pour améliorer la purification vis-à-vis du curium.

La prochaine étape est la réalisation d'un essai du procédé ainsi optimisé sur des échantillons réels de combustibles usés : c'est l'expérience dite « intégrale », qui consiste à récupérer l'américium d'un échantillon d'environ 4 kg de combustible usé pour ensuite en réaliser la transmutation dans le réacteur d'essai ATR (Idaho, USA). Les premières étapes (usuelles) de dissolution puis de récupération de l'uranium et du plutonium ont été réalisées. On amorcera dès le second semestre 2015 les étapes de récupération de l'américium, puis de fabrication de pastilles d'oxyde pour une mise en pile qui devrait intervenir en 2019.

Les recherches sur la transmutation de l'américium

Les études sur la transmutation s'intéressent en particulier au concept de couvertures chargées en américium (CCAm), qui consiste à opérer la transmutation au sein d'objets spécifiques en périphérie du cœur des RNR (aiguilles d'oxyde d'uranium, chargées à environ 10% en américium). Cette option présente l'avantage de découpler les opérations de transmutation du fonctionnement du réacteur, ce qui procure certains avantages (notamment en matière de sûreté, l'américium apportant des pénalités s'il est introduit en quantités significatives dans le cœur, comme relevé par la Commission nationale d'évaluation dans son rapport n°8), et elle pourrait constituer, dans l'hypothèse où la transmutation serait décidée, une voie de mise en œuvre progressive au sein de certains réacteurs du parc.

Les recherches en ce domaine souffrent toutefois aujourd'hui de la non-disponibilité de RNR pour réaliser des expérimentations pleinement représentatives. Dans ce contexte, on s'attache à étudier, par des irradiations dites « analytiques », en réacteur expérimental, les phénomènes importants qui gouvernent le comportement de telles CCAm en irradiation. L'une des principales questions concerne le comportement au sein du matériau de l'hélium (généralisé en quantités importantes dans le processus de transmutation de l'isotope 241 de l'américium) : c'est l'objet des irradiations Marios et Diamino, respectivement menées dans les réacteurs HFR (Petten, Pays-Bas) et Osiris (Saclay) visant à couvrir l'ensemble des paramètres opératoires (température notamment) d'une couverture en périphérie de RNR. Les premiers examens sont aujourd'hui menés sur l'expérience Marios (sortie de pile), alors que l'irradiation Diamino se poursuit : les premiers résultats d'ensemble seront disponibles en 2016, avant l'expérimentation prévue dans le réacteur d'essai ATR mentionnée plus haut.

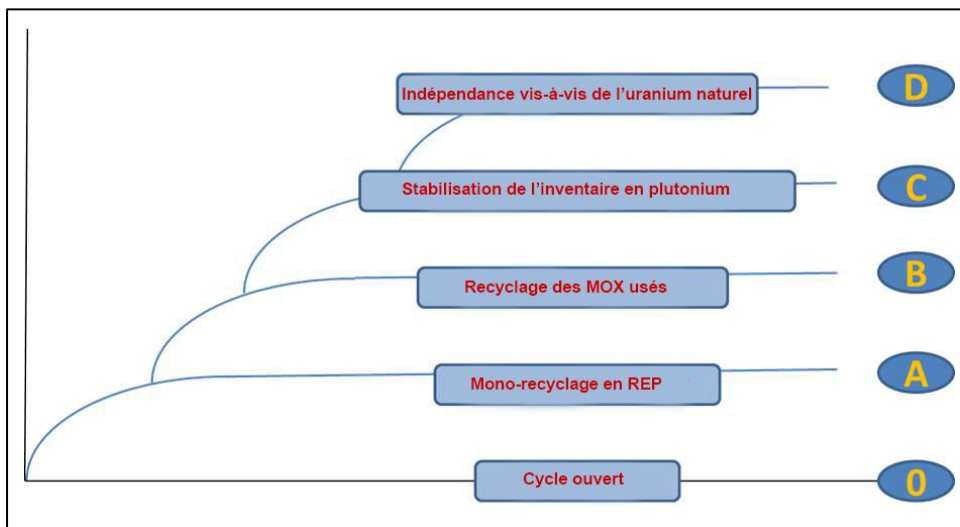
Les recherches s'intéressent également aux procédés d'élaboration de tels objets : les étapes de conversion (élaboration d'oxyde d'américium à partir des solutions issues des étapes de séparation) et de fabrication font l'objet de développements et d'expérimentations dans l'installation Atalante du CEA à Marcoule. Il s'agit d'une part de transposer à l'américium les procédés et technologies aujourd'hui mis en œuvre pour l'élaboration de pastilles d'oxyde mixte d'uranium et de plutonium (précipitation puis calcination de l'oxalate, avant fabrication de pastilles MOX par métallurgie des poudres). Il s'agit d'autre part d'explorer de nouvelles voies, aptes en particulier à minimiser la génération de fines particules induisant des nuisances potentiellement importantes dans le cas de poudres d'américium : un procédé de fixation d'américium sur résine suivi de calcination (procédé WAR, pour Weak Acid Resin) a été expérimenté avec succès pour la fabrication de plusieurs grammes d'oxyde d'américium.

7. Les études de scénarios de déploiement de réacteurs à neutrons rapides

L'enjeu et l'objectif des études de scénarios industriels

Le rapport remis au Gouvernement en décembre 2012, relatif à l'évaluation de diverses options pour une gestion durable des matières et déchets radioactifs, pointait l'intérêt d'introduire des RNR dans le parc français. Il recommandait « *de privilégier une démarche progressive avec des scénarios visant à déployer, dans un premier temps, un nombre limité de RNR en synergie avec les réacteurs à eau constitutifs du parc* ». Il rappelait pourquoi il convenait également « *de ne pas retarder le développement de ce premier palier, prévu à l'horizon 2040* ». Enfin, il annonçait que « *des études de scénarios industriels [seraient] menées avec AREVA et EDF pour affiner la démarche* ». AREVA, CEA et EDF ont donc entrepris d'étudier quels pourraient être des scénarios d'introduction de RNR dans le parc français (prenant en compte des hypothèses et contraintes industrielles), quels en seraient les apports à divers égards, mais aussi les conditions de réussite. Pour mener à bien ce travail, une organisation spécifique entre partenaires a été mise en place. Un comité de pilotage oriente et organise les études, s'appuyant sur deux groupes d'experts : l'un en charge de proposer et calculer les scénarios et le second de valider les hypothèses et résultats à l'aune du réalisme industriel.

Plutôt que d'envisager, en un laps de temps très court, un remplacement massif des REP par des RNR (hypothèse de certains exercices antérieurs), il a été retenu d'étudier un déploiement progressif, tenant compte des matières et installations existantes, nous paraissant mieux adapté à une dynamique de progrès technologiques dans le domaine, et présentant une meilleure flexibilité d'adaptation aux évolutions de contexte. La voie a été jalonnée par des « paliers » successifs, chaque franchissement de palier correspondant à un déploiement plus important de RNR, et portant un objectif propre, d'ambition croissante.



Les objectifs des divers paliers ont été identifiés comme suit :

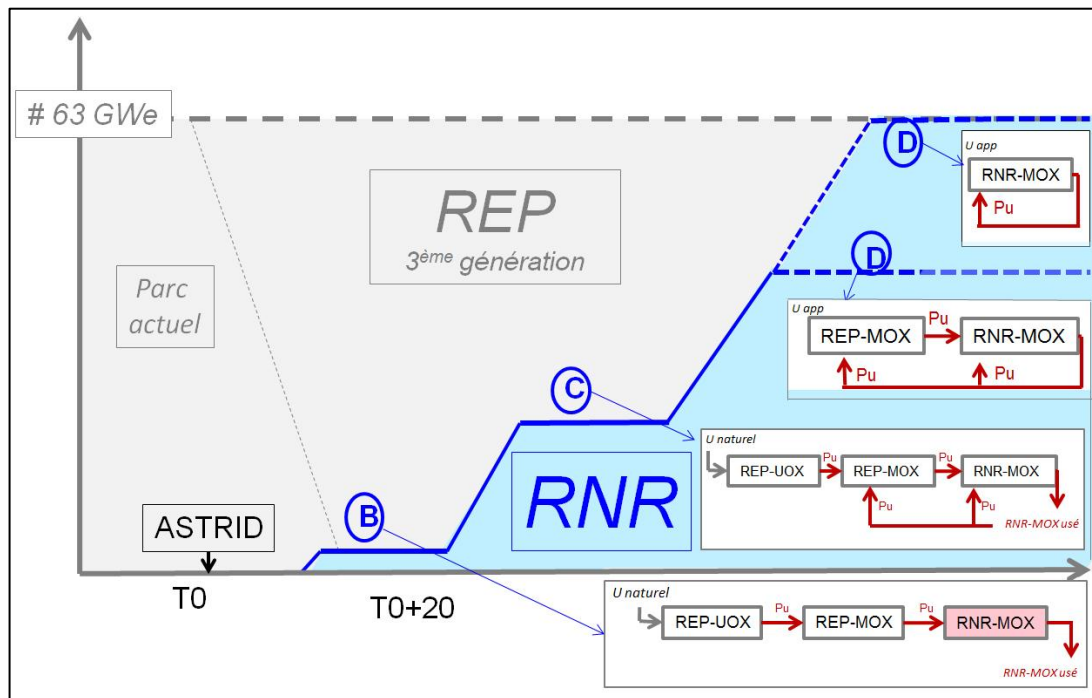
- palier A : mono-recyclage des combustibles usés en REP (cycle actuel sans RNR) ;
- palier B : recyclage des MOX usés (ou bi-recyclage des combustibles usés) en REP puis RNR ;
- palier C : stabilisation de l'inventaire en plutonium par multi-recyclage ;
- palier D : indépendance vis-à-vis de l'uranium naturel.

Ces divers paliers ont été caractérisés et évalués à l'aune de divers critères (notamment inventaires matières et déchets, et consommation d'uranium naturel) ; on a recherché à ce stade la plus grande progressivité dans le déploiement des RNR, en maintenant sur chacun des paliers une proportion de réacteurs à eau aussi importante que cela est compatible avec l'objectif du palier.

Les principaux résultats des études de scénarios industriels

Les principales conclusions sont les suivantes :

- il apparaît (cf. figure ci-dessous, établi en faisant l'hypothèse d'une production d'électricité nucléaire constante de 420 TWh/an) que l'évolution du palier A vers le palier D conduit à améliorer, à chacune des étapes, les grandeurs caractéristiques d'une gestion durable des matières, notamment la consommation en uranium naturel ou l'entreposage de matières sans emploi immédiat. Ceci nous semble de nature à confirmer l'intérêt d'une telle démarche, qui permet par ailleurs, comme indiqué plus haut, de faire progresser à chaque palier la maturité industrielle des RNR, dont l'introduction au palier B reste très modeste (5% du parc, le parc électronucléaire actuel permettant de disposer des quantités de plutonium nécessaires à leur démarrage à l'horizon 2040) ;



	Palier 0 Cycle ouvert (pas de recyclage)	Palier A mono-recyclage (parc REP)	Palier B bi-recyclage (REP puis RNR)	Palier C multi-recyclage (REP et RNR)	Palier D multi-recyclage sans U naturel (parc RNR)
Fraction RNR du parc (GWe)	0	0%	5%	40%	100%
Consommation U naturel	7 600 t/an	6 300 t/an	5 800 t/an	2 700 t/an	0
Production nette Pu	+ 10,5 t/an	+ 7,4 t/an	+ 7,1 t/an	0 (stabilisation)	0 (stabilisation)
Stock combustibles usés	+ 960 t/an (UOX)	+ 160 t/an (MOX+URE)	+ 100 t/an (MOX RNR+URE)	Stabilisé	Stabilisé

- l'évaluation des déchets produits à chacun des paliers confirme les avantages d'une politique de recyclage : l'évolution vers des paliers recyclant davantage conduit globalement à diminuer l'emprise globale du stockage géologique. Le volume de déchets vitrifiés de haute activité (HA) reste au premier ordre constant sur l'ensemble des paliers, et nettement en-deçà du volume que représentent les combustibles usés dans une option de « cycle ouvert ». L'introduction de RNR conduit à une diminution des déchets d'exploitation - essentiellement faible activité (FA) et moyenne activité vie courte (MA-VC) - et à un accroissement du volume des déchets de structures de moyenne activité (MA-VL), dont l'emprise est nettement plus faible que celle des déchets HA ;

Il est toutefois important de noter que, dans le cas où l'on ne déploierait pas les paliers mettant en œuvre le multi-recyclage en RNR, les combustibles sans emploi (MOX-REP usés notamment) deviendraient alors de facto des déchets qui viendraient s'ajouter à ceux qui sont considérés aujourd'hui (évalués en termes d'emprise dans la dernière ligne du tableau ci-après).

L'évaluation des conséquences sur le stockage doit être affinée, notamment en prenant en compte les évolutions de concept envisagées par l'Andra.

Les évaluations menées, en s'appuyant notamment sur les résultats établis par l'Andra, montrent en particulier :

- que la politique de mono-recyclage, telle qu'elle est aujourd'hui pratiquée, conduit à réduire d'un facteur environ 3 l'emprise en stockage des déchets HA, par rapport à une option de non-recyclage (cycle ouvert) ;
 - qu'une grande part de ce bénéfice disparaîtrait si on devait in-fine stocker les combustibles MOX usés (qui ne représentent que 10% du flux de combustibles usés, mais dont l'emprise en stockage serait supérieure à celle des verres issus du traitement de l'ensemble des autres combustibles du parc ;
 - qu'une option de multi-recyclage avec RNR permet de conserver dans la durée les avantages de la stratégie actuelle ;
 - que la transmutation de l'américium permettrait de réduire encore cette emprise, d'un facteur 20 environ par rapport à la stratégie du cycle ouvert.
- la mise en œuvre de la transmutation de l'américium ne peut être menée efficacement que si le parc est équipé d'une proportion importante de RNR. Les parcs présentant une proportion significative de combustibles REP rendent plus difficile cette opération. En effet, les RNR du parc, en nombre plus limité, doivent alors pour transmuter l'américium, être chargés en américium dans des proportions (teneurs en américium, nombre de couvertures nécessaires) qui paraissent à ce stade difficilement envisageables. La transmutation de l'américium, même si elle peut être amorcée lors de paliers antérieurs, nous paraît devoir être associée à la perspective d'un palier essentiellement composé de RNR ;
 - la mise en œuvre de stratégies de recyclage du plutonium peut permettre de réduire la production nette de plutonium, et in fine l'inventaire global en plutonium à l'arrêt du parc. Ce gain est d'autant plus important que la durée d'exploitation du parc est élevée. On peut par ailleurs utiliser les RNR pour réduire les inventaires (mode « burner » ou sous-générateur, consommateur net de plutonium) ; ce point fera l'objet d'approfondissements en 2015.

On a par ailleurs étudié de façon plus précise ce que représenterait la mise en place d'un recyclage supplémentaire des MOX (palier B), avec le déploiement d'une puissance de 3 GWe de RNR à l'horizon 2040-2050 (après retour d'expérience significatif de l'exploitation du démonstrateur Astrid). Ce palier induirait un surcoût de production de l'électricité estimé en-deçà de 5% à cet horizon. Outre les progrès qu'il représente au plan de la consommation d'uranium et de la gestion des déchets, il constituerait une étape importante dans l'apprentissage industriel d'un parc de RNR, permettant d'envisager ensuite, avec une maturité et une compétitivité accrues, un déploiement ultérieur plus important pour satisfaire au mieux les exigences d'une gestion durable des matières et déchets.

01

**LES SYSTEMES NUCLEAIRES
DE 4^{EME} GENERATION**

1. Les systèmes nucléaires de 4^{ème} génération

1.1.	ENJEUX DES SYSTEMES NUCLEAIRES DE 4^{EME} GENERATION A NEUTRONS RAPIDES.....	23
1.1.1.	LES CONDITIONS D'UN NUCLEAIRE DURABLE : LA GESTION DURABLE DES MATIERES	25
1.1.1.1.	<i>Inventaire des ressources en uranium</i>	<i>25</i>
1.1.1.2.	<i>Evolution de la demande mondiale.....</i>	<i>27</i>
1.1.1.3.	<i>Les combustibles usés et la gestion des matières valorisables</i>	<i>29</i>
1.1.2.	LES SYSTEMES A NEUTRONS RAPIDES DE 4 ^{EME} GENERATION	34
1.1.2.1.	<i>L'intérêt des neutrons rapides</i>	<i>34</i>
1.1.2.2.	<i>Les différents systèmes de réacteurs à neutrons rapides de 4^{ème} génération.....</i>	<i>36</i>
1.2.	LE MARCHÉ DES RNR DE 4^{EME} GENERATION	41
1.2.1.	ANALYSE DES MOTEURS DE DEPLOIEMENT DES RNR DE 4 ^{EME} GENERATION	41
1.2.2.	PANORAMA INTERNATIONAL	41
1.2.2.1.	<i>Russie</i>	<i>42</i>
1.2.2.2.	<i>Inde</i>	<i>43</i>
1.2.2.3.	<i>Chine</i>	<i>44</i>
1.2.2.4.	<i>Japon.....</i>	<i>44</i>
1.2.2.5.	<i>Corée du Sud</i>	<i>45</i>
1.2.2.6.	<i>Etats-Unis.....</i>	<i>45</i>
1.2.2.7.	<i>Europe.....</i>	<i>45</i>
1.2.3.	PROSPECTIVE DU MARCHÉ DES RNR	46
1.3.	ETUDES DE SCENARIOS DE TRANSITION VERS DES RNR DE 4^{EME} GENERATION DANS LE PARC FRANÇAIS	49
1.3.1.	OBJECTIFS DE L'ETUDE ET METHODOLOGIE.....	49
1.3.2.	CARACTERISATION DES PALIERS	53
1.3.2.1.	<i>Le palier A : Mono-recyclage des combustibles usés en REP</i>	<i>53</i>
1.3.2.2.	<i>Le palier B : Recyclage des MOX usés (ou bi-recyclage des combustibles usés) en REP puis RNR</i>	<i>56</i>
1.3.2.3.	<i>Le palier C : stabilisation de l'inventaire en plutonium par multi-recyclage</i>	<i>58</i>
1.3.2.4.	<i>Le palier D : indépendance vis-à-vis de l'uranium naturel</i>	<i>61</i>
1.3.2.5.	<i>Synthèse des résultats.....</i>	<i>62</i>
1.3.3.	EVALUATION COMPLEMENTAIRE DES PALIERS	64
1.3.3.1.	<i>Les déchets.....</i>	<i>64</i>
1.3.3.2.	<i>Les aspects économiques</i>	<i>68</i>
1.3.3.3.	<i>Les transports de combustibles.....</i>	<i>71</i>
1.3.3.4.	<i>La mise en œuvre de la transmutation</i>	<i>72</i>
1.3.3.5.	<i>Les inventaires en fin de vie</i>	<i>73</i>
1.3.4.	DU PALIER A VERS LE PALIER B : UNE TRANSITION POSSIBLE A MOYEN TERME	75
1.3.5.	PRINCIPAUX ENSEIGNEMENTS	83
1.3.6.	SUITE DES ETUDES	87

1.1. ENJEUX DES SYSTEMES NUCLEAIRES DE 4EME GENERATION A NEUTRONS RAPIDES

La quasi-totalité des réacteurs actuellement en exploitation dans le monde sont des réacteurs à eau légère, principalement des réacteurs à eau sous pression (REP), ou à eau bouillante (REB). Dans ces réacteurs, l'eau joue le rôle de caloporteur - c'est-à-dire qu'elle évacue l'énergie thermique dégagée par les réactions de fission nucléaire et qui sera ensuite transformée en électricité - et de modérateur - c'est-à-dire qu'elle ralentit la vitesse des neutrons émis lors des réactions de fission et permet d'accroître les probabilités d'interactions entre ces mêmes neutrons et les noyaux des atomes.

Cette technologie de réacteurs, dite à neutrons lents (ou encore à neutrons thermiques), utilise comme combustible principal l'uranium 235 (^{235}U), seul isotope fissile existant dans la nature, mais présent en très faible quantité (0,71%) dans l'uranium naturel qui est constitué principalement d'uranium 238 (^{238}U) fertile³. L'irradiation de l'uranium 238 dans les réacteurs nucléaires ne conduit pas à sa fission mais peut générer du plutonium 239 par capture de neutrons, suivie de décroissance radioactive. Le plutonium 239 étant fissile, il pourra ensuite lui aussi contribuer, comme l'uranium 235 aux réactions de fission ; mais d'autres réactions nucléaires pourront conduire aussi à la production d'isotopes supérieurs du plutonium puis à d'autres éléments lourds.

Le combustible nucléaire « usé », déchargé des réacteurs à eau au terme de son irradiation, présente les caractéristiques suivantes : environ 95% d'uranium résiduel, 4% de produits de fission (les fragments issus de la fission de ^{235}U et ^{239}Pu) et 1% d'éléments dits « transuraniens » (essentiellement du plutonium, les autres -dits « actinides mineurs » parce que d'abondance moindre,- ne représentant que 0,1%).

La stratégie de traitement-recyclage des combustibles usés, mise en place par la France il y a plus de 30 ans, constitue une première étape majeure dans la gestion durable des matières et des déchets radioactifs. Il s'agit de traiter les combustibles usés, pour récupérer les matières valorisables (uranium et plutonium), tandis que ses autres composés (produits de fission et actinides mineurs) constituent les déchets ultimes. Ainsi :

- l'intégralité du plutonium récupéré par traitement est recyclée en combustibles MOX (pour mélange d'oxyde d'uranium et de plutonium), aujourd'hui utilisable par 24 des 58 réacteurs du parc actuel ;
- l'uranium récupéré peut être ré-enrichi et rechargé dans 4 réacteurs dédiés du parc ;
- les déchets ultimes (produits de fission et actinides mineurs) sont confinés dans une matrice de verre, coulés dans des conteneurs en inox et entreposés en puits, en attendant d'être stockés en couches géologiques profondes ;
- les combustibles MOX usés et URE usés sont entreposés en piscine, en attente de la valorisation des matières qu'ils contiennent dans les systèmes nucléaires de 4^{ème} génération.

Cette stratégie présente des atouts en termes d'économie de ressources, de maîtrise de l'inventaire en plutonium, de diminution de la quantité de matières entreposées et de déchets produits, lesquels ne contiennent pas de quantités significatives de plutonium, et de conditionnement sûr de ces déchets. Elle participe ainsi en premier lieu aux objectifs définis par la loi du 28 juin 2006, mais trouve aussi ses limites, pour les raisons évoquées plus loin, à savoir la physique des neutrons lents, qui ne permet pas la mise en œuvre industrielle d'un recyclage récurrent du plutonium et de l'uranium dans les réacteurs à eau actuels.

Ainsi, la stratégie française de traitement recyclage ne pourra trouver sa pleine mesure qu'avec le développement de systèmes nucléaires capables de tirer pleinement parti de l'ensemble des matières valorisables fissiles et fertiles. Ils devront en premier lieu pouvoir multi-recycler (c'est-à-dire recycler autant de fois que souhaité) le plutonium issu des combustibles usés.

³ Un isotope fertile est un isotope qui peut produire un isotope fissile à la suite de la capture d'un neutron, directement, ou après désintégrations bêta

Les réacteurs à neutrons rapides répondent parfaitement à ces enjeux ; ils sont capables de fissionner efficacement le plutonium (dont tous les isotopes sont fissiles sous flux de neutrons rapides) et de le recycler de façon récurrente ; cela permet de mieux tirer parti du potentiel énergétique de ^{238}U (une fois celui-ci converti en plutonium) et d'ouvrir ainsi la voie à une utilisation plus complète, de près d'un facteur 100, du potentiel énergétique de l'uranium initial. Et (cela sera développé plus loin), de tels réacteurs permettent également d'envisager la transmutation des actinides mineurs, permettant ainsi de limiter la nocivité à long terme des déchets ultimes.

Dans de tels réacteurs, les neutrons ne sont ralentis par aucun modérateur, ce qui impose de choisir un fluide caloporteur qui ne ralentit pas les neutrons, par exemple le sodium ou le gaz, et exclut donc l'eau. Ils devront satisfaire les exigences et critères de la quatrième génération, tels que définis en 2001 par les 13 nations engagées dans le cadre du Forum international génération IV (GIF) : exigences de « durabilité » (préserver les ressources et minimiser la quantité et la toxicité des déchets ultimes), d'une sûreté au meilleur niveau, de compétitivité économique et de résistance vis-à-vis des risques de prolifération nucléaire. Le GIF a sélectionné six concepts paraissant les plus prometteurs vis-à-vis de ces critères et a défini un plan de R&D visant à apporter les innovations nécessaires en vue d'un déploiement industriel. La France s'est intéressée à trois de ces concepts, tous à neutrons rapides : en premier lieu le réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium (RNR-Na), avec le projet de démonstrateur technologique Astrid dont le CEA est maître d'ouvrage ; mais aussi le réacteur à neutrons rapides refroidi au gaz (RNR-G), dans le cadre d'un consortium européen, et de manière plus prospective le réacteur à sel fondu (RSF).

Le premier chapitre de ce rapport revient d'une part sur les grands enjeux de la gestion durable des matières - depuis la problématique de la durabilité des ressources en uranium naturel, jusqu'au traitement recyclage des combustibles usés – et présente d'autre part un état des lieux sur le développement des systèmes nucléaires de 4^{ème} génération à neutrons rapides.

1.1.1. Les conditions d'un nucléaire durable : la gestion durable des matières

Une des questions inhérentes à la durabilité du nucléaire et au rôle qu'il peut jouer au sein d'un mix énergétique à l'échelle mondiale, relève de la durabilité des ressources en uranium. Celle-ci repose sur deux facteurs principaux : d'une part la ressource en uranium naturel, au sens économiquement acceptable du terme, et d'autre part la demande en uranium, cette dernière étant directement corrélée à l'évolution du parc mondial de réacteurs à neutrons lents. Au final, au vu des incertitudes sur les deux grands facteurs qui la régissent, cette durabilité est très difficile à évaluer de manière précise.

En tenant compte des différents scénarios et incertitudes associées, la plupart des experts du domaine s'accorde à considérer qu'il existe assez d'uranium pour accompagner le développement « prévisible » du parc nucléaire mondial durant au moins la première moitié du 21^{ème} siècle, et que des tensions sur le marché pourraient apparaître dans la deuxième moitié ce siècle, plus ou moins précocement selon les scénarios considérés pour l'évolution du parc installé. En regard de cette incertitude, si l'on tient compte des temps de développement des réacteurs de nouvelle génération, et de la durée de fonctionnement de ces réacteurs (40 à 60 ans), on comprend l'importance de prendre en compte dès aujourd'hui l'enjeu de la durabilité des ressources pour concevoir les réacteurs de demain et la stratégie de recyclage des matières qui leur serait adossée.

1.1.1.1. Inventaire des ressources en uranium

L'ouvrage de référence en matière de ressource en uranium est le « Livre Rouge », publication biennale conjointe de l'Agence de l'énergie nucléaire (AEN) de l'Organisation pour la coopération et le développement économique (OCDE) et de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA). Ce document publie l'inventaire des ressources en uranium à une date donnée, tel que rapporté par les gouvernements des pays participants, au nombre desquels on trouve tous les producteurs significatifs d'uranium et les principaux pays détenteurs de ressources. Les inventaires du « Livre Rouge » doivent être interprétés comme la somme des éléments déclarés à une date donnée et non comme une indication des ressources ultimes.

Le Livre Rouge catégorise les différentes ressources. Il distingue les ressources primaires, de loin les plus importantes, qui sont les ressources d'uranium proprement dites (c'est-à-dire l'uranium en terre) et les ressources secondaires constituées de stocks, et des matières qui peuvent être extraites des combustibles usés. Parmi les ressources primaires, il distingue les ressources conventionnelles correspondant aux gisements produisant de longue date de l'uranium, des ressources non conventionnelles de très faibles teneurs, ou à partir desquelles l'uranium est uniquement récupérable en tant que sous-produit d'importance secondaire. Les ressources primaires sont subdivisées en deux grandes catégories, correspondant à des degrés différents de certitude quant aux quantités indiquées (Tableau 1-1) : les ressources identifiées, autrement dit les gisements découverts, étudiés et correctement évalués ainsi que leurs prolongements immédiats ; les ressources non découvertes dont l'existence est beaucoup plus spéculative et qui sont évaluées pour l'essentiel au dire d'experts ou au travers de calculs statistiques.

En termes de ressources primaires, au rythme de la consommation mondiale actuelle (de l'ordre de 65 000 tonnes/an), les ressources conventionnelles identifiées représentent plus de 100 années de fonctionnement du parc mondial actuel.

L'offre secondaire a pu satisfaire jusqu'à 50% de la demande dans les années 90. Depuis 2008, la consommation n'a que peu évolué et la production minière a augmenté pour rejoindre aujourd'hui la demande. On estime qu'à l'avenir les ressources secondaires pourront satisfaire 10 à 20% de la demande.

01/01/2013	Ressources conventionnelles ou classiques (MtU*)			
	Ressources identifiées		Ressources non découvertes	
USD/kg U** (USD/lbU3O8)	Raisonnement assurées	Présumées	Pronostiquées	Spéculatives
< 40 (< 15)	0,5	0,2	0,7	
40 – 80 (15-30)	0,7	0,6		
80 – 130 (30-50)	2,5	1,4	0,6	
130 – 260 (50-100)	0,9	0,8	0,5	
Sous Total	4,6	3,0	1,8	5,9
TOTAL	7,6		7,7	

*MtU : Metric Tons of Uranium

**USD/kg U : 1 dollar américain/kg d'uranium

Tableau 1- 1 : Ressources conventionnelles d'uranium répertoriées dans le livre rouge
OCDE AIEA 2014

Remarque : La question du thorium dans la problématique des ressources

L'utilisation du thorium, en tant que combustible nucléaire, est régulièrement présentée comme une alternative aux filières de réacteurs fonctionnant à l'uranium. Cet intérêt est lié à l'abondance du thorium dans la croûte terrestre, de l'ordre de un cent-millième, c'est-à-dire trois à quatre fois plus abondant que l'uranium.

Cependant, bien que plus abondant sur Terre, cet élément ne présente pas d'isotope fissile ; seul existe à l'état naturel le thorium 232 (^{232}Th), seulement fertile. Il ne peut donc pas être utilisé directement comme combustible nucléaire : son utilisation en réacteur ne peut s'envisager qu'en association avec des éléments fissiles capables d'entretenir une réaction en chaîne et de le transformer ensuite en ^{233}U , fissile. De ce fait, le développement de réacteurs utilisant le thorium ne présente pas d'intérêt technico-économique sur le court ou le moyen terme : sa mise en œuvre requerrait des investissements lourds dans le développement de procédés spécifiques, depuis le laboratoire jusqu'à l'usine, et ce à toutes les étapes du cycle, depuis la prospection minière, jusqu'à la gestion des combustibles usés. C'est particulièrement le cas en France, qui dispose d'un parc de réacteurs fonctionnant à l'uranium et/ou à l'uranium et au plutonium et d'un cycle du combustible associé, ayant atteint une pleine maturité industrielle.

L'intérêt pour une utilisation industrielle à court ou moyen terme du thorium est aujourd'hui avancé par quelques pays, comme l'Inde, ayant des ressources importantes en thorium et limitées en uranium.

1.1.1.2. Evolution de la demande mondiale

A côté de l'abondance des ressources d'uranium naturel, l'évolution de la demande constitue l'autre facteur fondamental pour apprécier la durabilité de ces ressources.

- rappelons ce que représentent le parc et la production électronucléaires aujourd'hui ; selon les chiffres de l'Agence internationale de l'énergie à fin 2013 ;
- dans le monde, les centrales nucléaires ont produit au cours de l'année 2013 2,4 milliards de MWh, soit près de 11% de l'électricité de la planète. Cette contribution du nucléaire est à comparer à celle des combustibles fossiles (67%) et à celle des énergies renouvelables (20% dont 16% pour la seule hydraulique) ;
- en France, au cours de la même année, les centrales nucléaires ont produit 406 millions de MWh, soit 73% de l'électricité. La contribution de l'électricité produite à partir des autres sources est de 10% pour les énergies fossiles et de 14% pour les énergies renouvelables (dont 11% pour la seule hydraulique).

Fin décembre 2013, selon les données de l'AIEA, 434 réacteurs nucléaires étaient opérationnels, représentant une puissance nette installée de 372 GWe et 68 réacteurs étaient en construction pour une puissance nette de 66 GWe.

La question de l'évolution du parc mondial s'inscrit dans une problématique plus globale d'augmentation de la demande en énergie dans les années à venir, liée en premier lieu à la croissance démographique, mais aussi à l'industrialisation de certaines régions du monde et plus généralement à l'augmentation du niveau de vie des populations. Ainsi, la majorité des prévisionnistes s'attend pour 2050 à une augmentation de la consommation d'énergie primaire comprise entre un doublement et un quadruplement par rapport à l'année 2000. Par ailleurs, la demande en électricité devrait croître encore plus rapidement que les besoins en énergie primaire, du fait de l'accroissement du niveau de développement et de l'émergence de nouveaux besoins (véhicules électriques, production d'hydrogène par électrolyse...).

Dans ce contexte, se pose la question de la part que prendra l'énergie nucléaire dans le mix énergétique.

Le Tableau 1- 2 fournit des premiers indicateurs en donnant le détail, par région du monde, des réacteurs en construction et en projet. Il faut noter que les différentes valeurs indiquées ne présentent pas toutes le même degré de confiance : autant il est facile d'admettre que les réacteurs aujourd'hui en construction seront, selon toute probabilité, des réacteurs opérationnels dans quelques années, autant les réacteurs « en projet » comportent des incertitudes plus importantes (notamment en termes de calendrier). A noter qu'environ les 2/3 des réacteurs en construction ou prévus se trouvent dans la zone asiatique et plus particulièrement en Chine, qui représente à elle seule le tiers des ambitions mondiales.

	OPERATIONNELS		EN CONSTRUCTION		EN PROJET	
	nombre	P (GW _e)	nombre	P (GW _e)	nombre	P (GW _e)
Europe de l'Ouest	117	113	2	3	4	7
Europe de l'Est	68	49	15	12	52	55
Amérique du Nord	121	114	5	6	7	8
Asie	122	91	45	44	109	119
Autres	6	5	1	1	1	1
TOTAL MONDE	434	372	68	66	173	190

P : puissance nette ; GWe : Gigawatt électrique

Tableau 1- 2 : Situation mondiale des réacteurs électronucléaires au 31 décembre 2013.

[Source, bases de données PRIS de l'AIEA et WNA⁴.]

⁴Ces données sont synthétisées dans l'ouvrage ElecNuc, réalisé par le CEA et disponible sur son site internet <http://www.cea.fr/le-cea/publications/autres-ouvrages>

En tout état de cause, compte tenu des durées de construction et de fonctionnement des centrales nucléaires, on ne peut s'attendre à une inflexion brutale de la capacité électronucléaire mondiale dans les dix ans à venir. Pour les prévisions à plus long terme, on peut s'appuyer sur les scénarios prospectifs établis par les grands organismes du domaine. Une des références en la matière est l'AIE qui publie un rapport dénommé « World Energy Outlook » présentant un scénario tendanciel et des scénarios alternatifs. L'IIASA (International Institute for Applied Systems Analysis), organisation non gouvernementale de recherche sur les questions économiques, environnementales, technologiques et sociales, en association avec le Conseil mondial de l'énergie, a produit des scénarios très souvent pris en considération.

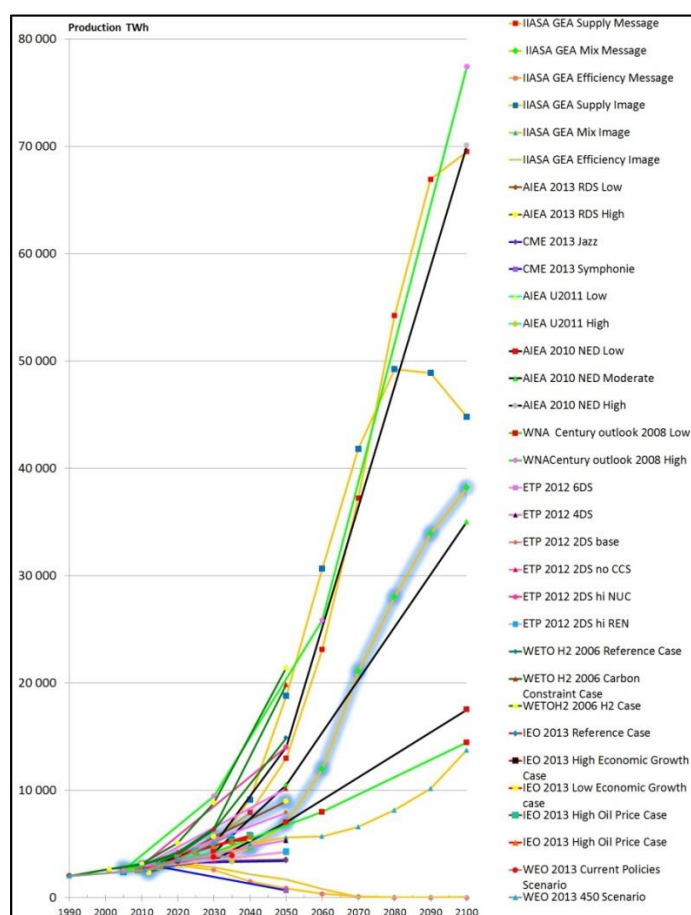


Figure 1-1 : Comparaison de divers scénarios de production mondiale d'électricité

Au vu de la variété des scénarios prospectifs établis par les différents organismes internationaux (Figure 1-1), il est nécessaire de faire preuve de prudence sur l'évolution du parc électronucléaire. S'il est probable que la demande restera tirée par les pays émergents, son intensité pourrait ne pas être aussi élevée qu'escomptée dans les années 2000. A titre d'illustration, l'AIE a été amenée en novembre 2011 à compléter ses scénarios. Dans le scénario central, dit scénario « nouvelles politiques », la production nucléaire est tirée par la Chine, la Corée du Sud et l'Inde, et s'accroît de plus de 70% au cours de la période allant jusqu'à 2035, une augmentation légèrement inférieure aux projections faites en 2010.

Il apparaît donc que, sous certaines hypothèses, le croisement des évaluations relatives aux ressources d'une part et aux besoins d'autre part, fait apparaître un risque de raréfaction de l'offre en uranium à un horizon que l'on ne peut évidemment pas positionner avec assurance, mais qui pourrait intervenir au cours de ce siècle, avec des incidences économiques qui sont discutées dans le chapitre scénarios industriels de cette partie (1.3).

1.1.1.3. Les combustibles usés et la gestion des matières valorisables

La question des combustibles usés

Le combustible de base des réacteurs électronucléaires à eau légère est constitué d'uranium (sous forme d'oxyde), faiblement enrichi en uranium-235 (<5%), son seul isotope fissile. Au fur et à mesure qu'il produit de l'énergie, le combustible nucléaire s'épuise en matière fissile, jusqu'au moment où il devient nécessaire de décharger les assemblages combustibles pour les remplacer par des assemblages neufs. Plus largement, sous l'effet des réactions nucléaires qui se produisent au sein du combustible nucléaire, celui-ci subit un certain nombre de transformations importantes, entraînant une évolution de sa composition tout au long de son utilisation en réacteur.

Ainsi, à l'issue de son séjour en réacteur, le combustible, alors appelé combustible usé, est composé de l'ordre de :

- environ 95% d'uranium, qui s'est appauvri en isotope 235 mais dont la teneur résiduelle est encore de l'ordre de celle de l'uranium naturel ;
- environ 4% de produits de fission, issus des réactions de fission de l'uranium 235 (ou d'autres isotopes fissiles), qui ont produit l'énergie attendue (teneur précise dépendant de la valeur du « taux de combustion ») ;
- environ 1% de « transuraniens » (noyaux plus lourds, issus des réactions de capture neutronique) ; pour l'essentiel du plutonium, et 0,1% d'actinides mineurs (neptunium, américium, curium).

À ce stade, deux modes de gestion des combustibles usés existent. Dans un cas, on considère l'ensemble du combustible usé comme un déchet ultime ; c'est ce qu'on appelle le « cycle ouvert ». Dans l'autre cas, on choisit de récupérer, dans les combustibles usés, les 96% de matières valorisables ; les 4% restant constituent alors le déchet ultime ; c'est ce qu'on appelle le « cycle fermé ».

Le cycle ouvert

Cette stratégie impose les plus fortes contraintes pour la gestion à long terme des déchets radioactifs puisque ceux-ci sont constitués de la totalité du contenu radiotoxique et de la puissance thermique résiduelle des combustibles usés. De plus, elle exclut par définition le recyclage des matières valorisables et ne conduit donc pas à préserver la ressource en uranium.

Au vu des relativement faibles quantités de combustibles usés produits, plusieurs pays ont actuellement opté pour ce mode de gestion : la Suède et la Finlande sont les plus avancés dans ce domaine puisqu'ils mènent depuis la fin des années 1970 d'importants travaux de mise au point d'une méthode de stockage géologique des combustibles usés. A la lumière des différentes expériences en cours, il est vraisemblable que le stockage direct des combustibles usés soit techniquement réalisable avec toutes les garanties de sûreté pour l'homme et l'environnement. Néanmoins, il s'agit d'une solution coûteuse en termes d'emprise souterraine car la puissance thermique de tels colis oblige à les espacer pour éviter une élévation trop importante de leur température et de celle du milieu environnant.

Par ailleurs, ces combustibles usés renferment de grandes quantités de plutonium ce qui induit des contraintes sur la conception et la mise en œuvre du stockage géologique, notamment en matière de sûreté, de criticité et de prévention des risques de détournement.

Enfin le stockage direct des assemblages usés doit s'accommoder de la géométrie et des matériaux constituant les assemblages, qui ont été optimisés pour d'autres fins que le stockage : ceci conduit à des solutions complexes (surconteneurage) alors que le retraitement et la séparation des produits à stocker permet de concevoir des colis optimisés pour leur mission de stockage définitif (tel que le verre).

Ainsi, si l'option de « cycle ouvert » avec stockage direct des combustibles usés est à considérer comme tout-à-fait viable à divers égards (comme en attestent certains projets en développement en Europe), elle ne semble pas la mieux adaptée à une vision durable de l'énergie nucléaire, en regard tant de la préservation des ressources en uranium que de celles, à considérer aussi comme rares dans certains Etats, des ressources en capacités de stockage des déchets ultimes.

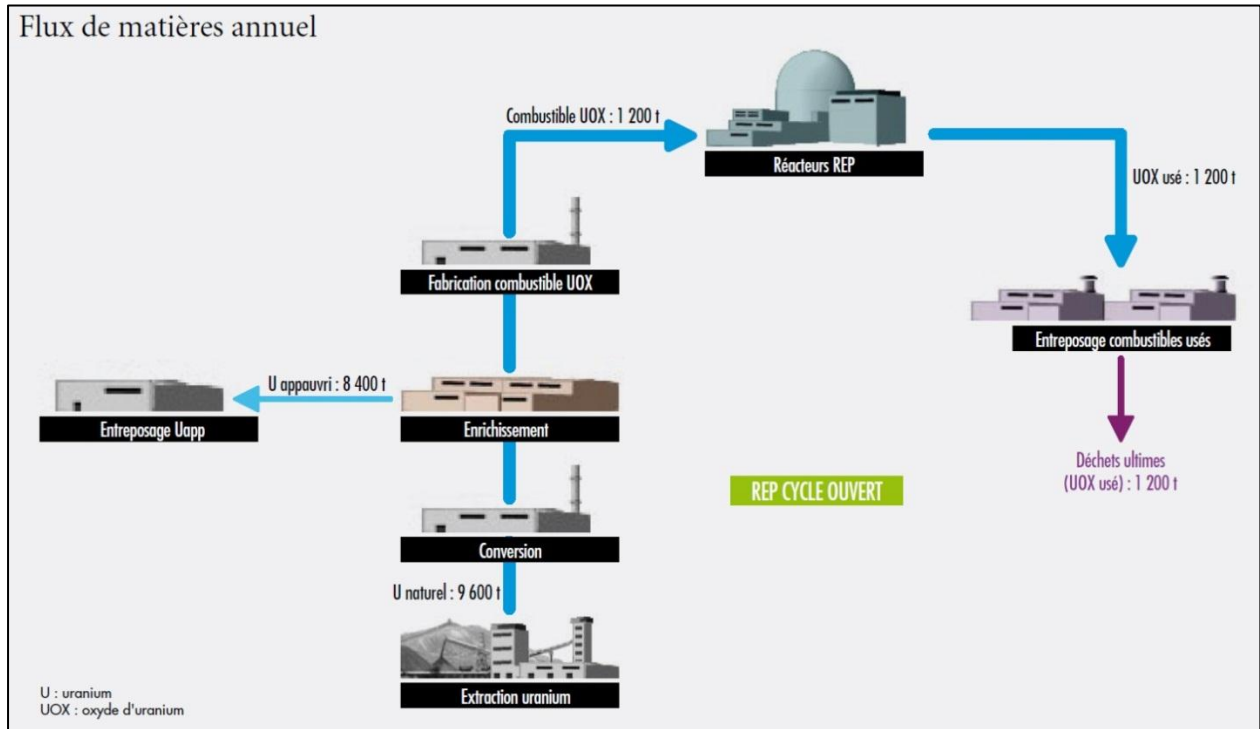


Figure 1- 2 : Schéma de principe d'un cycle ouvert (parc de 63 GWe)

Le cycle fermé

Ce mode de gestion, fondée sur une stratégie de traitement-recyclage, tient compte du fait que les combustibles usés renferment encore une grande quantité de matières valorisables du fait de leur important potentiel énergétique. Avec cette stratégie, telle qu'elle est mise en œuvre en France actuellement dans son parc de réacteurs à eau légère :

- le plutonium et l'uranium sont recyclés, respectivement en combustibles MOX (oxyde mixte d'uranium et de plutonium) utilisés par 22 des 58 réacteurs du parc actuel, et en URE (uranium de retraitement enrichi) ;
- le complément (produits de fission et actinides mineurs), qui constitue les déchets ultimes, est confiné dans une matrice de verre. Ces déchets vitrifiés sont ensuite coulés dans des conteneurs en inox et entreposés en puits, en attendant d'être stockés en couche géologique profonde.

Les opérations de traitement et de recyclage des combustibles usés ont aujourd'hui atteint une pleine maturité industrielle, résultat de décennies de R&D. Elles permettent d'atteindre des taux de recyclage très élevés (supérieurs à 99%) tout en ne générant que très peu de déchets secondaires. Environ 30 000 tonnes de combustibles usés ont ainsi été traités et près de 2 000 tonnes de MOX ont été fabriquées. Cette stratégie présente de grands atouts en termes de gestion durable des matières :

- une meilleure gestion de la ressource en uranium naturel. Le recyclage des matières valorisables, uranium et plutonium, telle que pratiquée actuellement permet d'économiser 17% de la consommation annuelle d'uranium naturel ;
- une meilleure gestion des déchets ultimes par la réduction du volume, de l'inventaire radiotoxique et de la puissance thermique qu'elle apporte.

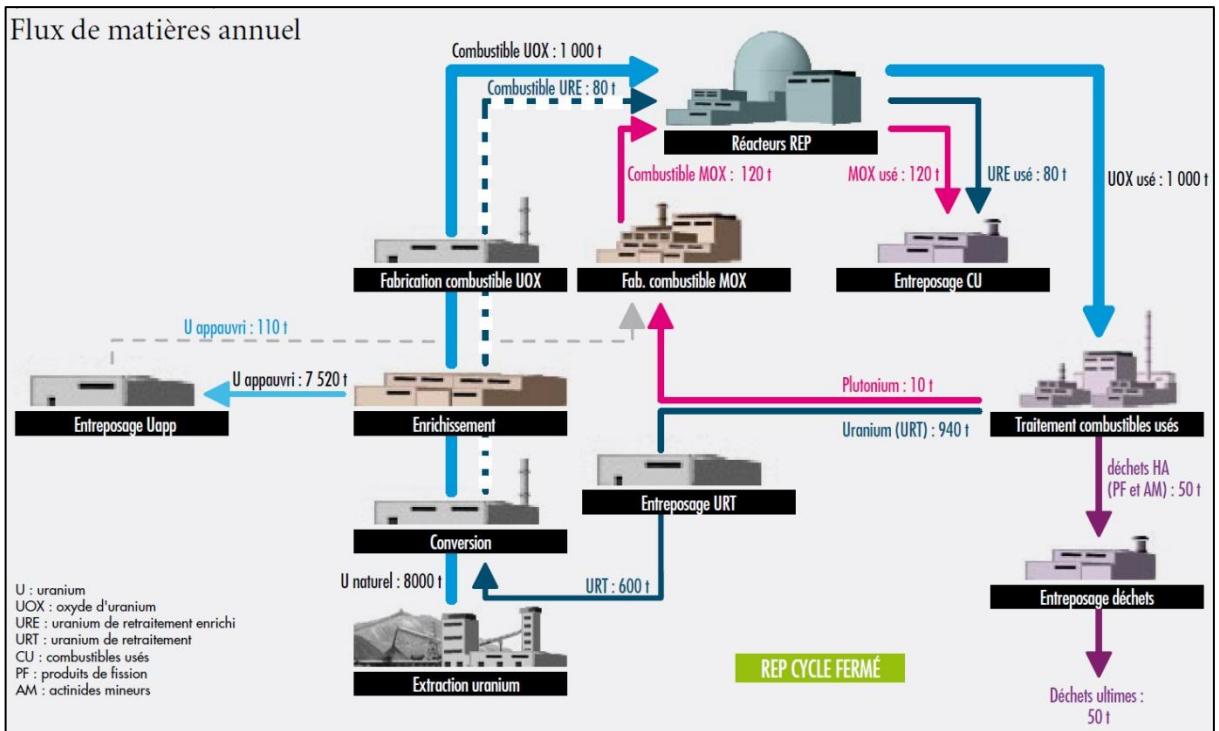


Figure 1- 3 : Schéma de principe du cycle fermé actuellement mis en œuvre en France

(parc de 63 GWe)

Utilisation des matières valorisables

Le plutonium constitue une matière énergétique extrêmement concentrée : la fission d'un gramme de plutonium libère presque autant d'énergie que la combustion de plus d'une tonne de pétrole, et la majeure partie des isotopes du plutonium présents dans le combustible UOX usés sont des isotopes fissiles. La France a développé depuis les années 1970 des capacités industrielles de traitement des combustibles usés issus des réacteurs à eau légère, puis de fabrication de combustibles MOX (mélange d'oxyde d'uranium et de plutonium) permettant de recycler le plutonium extrait. Depuis 1987, EDF recycle le plutonium issu du traitement de ses combustibles (aujourd'hui près de 120 tonnes de MOX chargées annuellement, assurant près de 10% de la production électrique nucléaire). Par ailleurs, EDF a pu également recycler jusqu'à des fractions pouvant atteindre environ 60% de l'uranium récupéré lors de ce traitement pour fabriquer, après ré-enrichissement, le combustible des réacteurs de la centrale de Cruas.

Toutefois, cette stratégie de traitement recyclage trouve ses limites dans le parc de réacteurs à eau pressurisée actuel. En effet, tous les isotopes du plutonium ne sont pas fissiles en spectre de neutrons thermiques, et les combustibles MOX et URE usés peuvent difficilement être recyclés, à leur tour, dans ce type de réacteurs. Autrement dit, pour des raisons de dégradation isotopique, il n'est pas aisé de mettre en œuvre un multi-recyclage du plutonium à l'échelle industrielle dans les réacteurs à eau actuels (des modifications du rapport de modération pourraient permettre une meilleure utilisation du plutonium et permettre d'augmenter les performances du recyclage, mais celles-ci resteraient en tout état de cause limitées en spectre thermique). Aussi, bien que les techniques de traitement des combustibles MOX usés existent, ces derniers sont aujourd'hui entreposés dans l'optique d'un traitement différé pour récupérer les matières valorisables, et notamment le plutonium, avec le déploiement de nouvelles filières de réacteurs, capables de l'utiliser totalement.

C'est donc avec les réacteurs à neutrons rapides de quatrième génération, que la stratégie de traitement-recyclage trouvera sa pleine mesure, puisque ceux-ci sont capables de multi-recycler le plutonium (sans limitation liée à une évolution de composition isotopique) et de valoriser toute la ressource en uranium (y compris l'uranium appauvri et de retraitement).

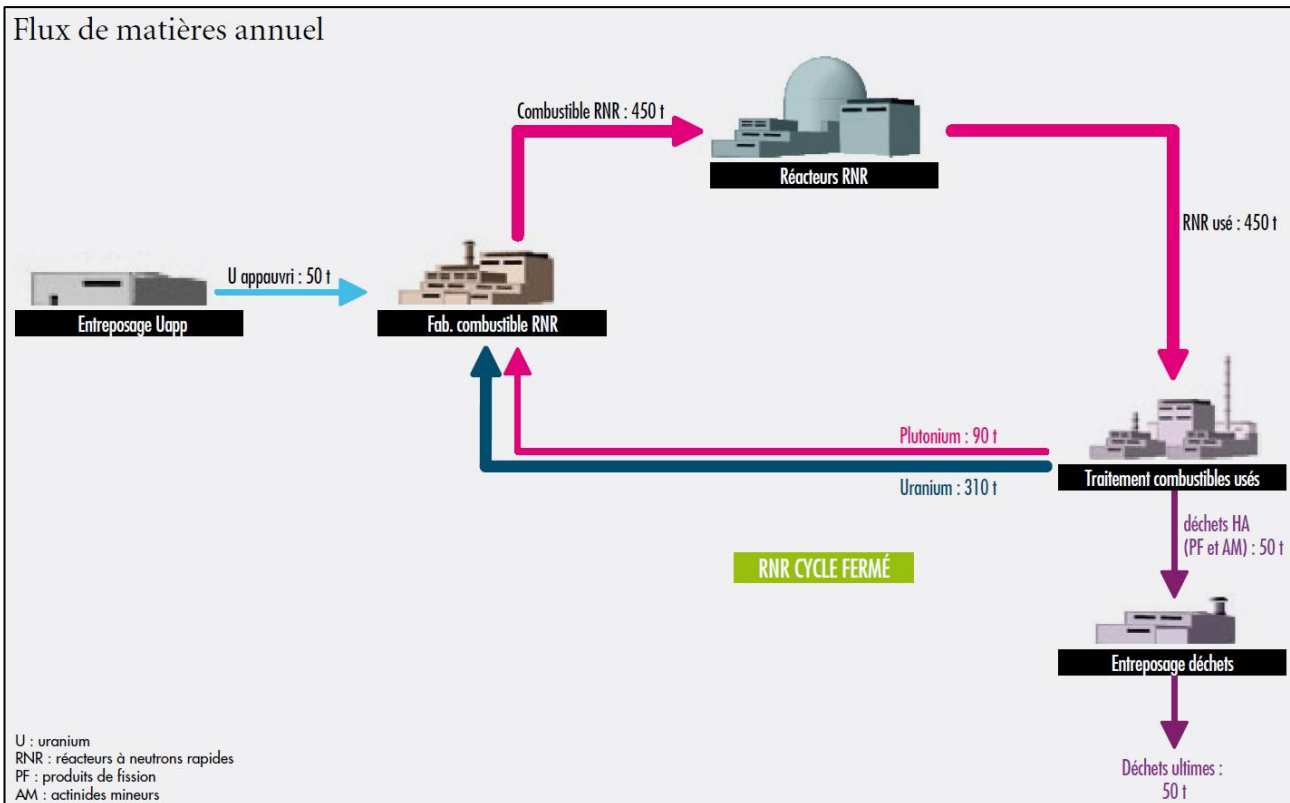


Figure 1- 4 : Schéma de principe d'un cycle RNR fermé (63GWe).

Gestion des déchets ultimes

En récupérant les matières valorisables que sont l'uranium et le plutonium, le traitement des combustibles usés permet déjà de réduire la masse des matières radioactives constituant le déchet ultime à quelques pourcents de la masse du combustible usé. Ce résidu, contenant essentiellement les produits de fission et les actinides mineurs, est conditionné dans une matrice vitreuse, coulée à l'intérieur de conteneurs en acier inoxydable. Cela reste un déchet de haute activité et à vie longue mais dont la gestion présente plusieurs avantages par rapport à celles des combustibles usés :

- la masse d'éléments radioactifs à gérer n'est que de l'ordre de 5% de la masse des éléments présents dans un combustible usé (uranium et plutonium ont été recyclés) ;
- son volume est réduit d'un facteur 5 environ par rapport à celui du combustible usé non traité ;
- il s'agit d'un déchet contenant des quantités infimes de plutonium. Il n'est donc pas soumis aux contrôles des organisations internationales en matière de non-prolifération ; de plus, sa radiotoxicité à moyen et long terme s'en trouve ainsi réduite d'un facteur 10 ;
- le conditionnement dans le verre est un standard international, avec des mécanismes d'altération à long terme bien cernés, et une cinétique de dégradation en condition de stockage extrêmement faible, estimée à seulement quelques microns en plusieurs siècles ;
- comme les combustibles usés, le déchet vitrifié fait l'objet d'un dégagement thermique important. Il est essentiellement dû dans un premier temps à l'émission thermique des produits de fission, dont la période est pour l'essentiel d'entre eux inférieure à 30 années. En revanche, au terme de quelques décennies d'entreposage, celle-ci décroît significativement, ce qui autorise la conception d'ouvrages sensiblement plus compacts que ceux envisageables pour le stockage direct de combustibles usés (dont la compacité se trouverait limitée par les émissions de certains isotopes du plutonium ou de leurs descendants, qui restent significatifs au-delà du siècle). Les études rapportées par Andra en 2005 font état d'une emprise de 600 ha pour les zones de stockage des déchets issus du traitement des

combustibles du parc actuel, ce qui correspond à une réduction d'emprise d'un facteur 2,5 par rapport au stockage direct de ces combustibles.

La transmutation des actinides mineurs (et en premier lieu de l'américium) présente des perspectives de progrès supplémentaires. Cela conduirait à réduire considérablement l'émission de chaleur et la radiotoxicité à long terme des déchets ultimes.

L'ensemble des résultats de recherches obtenus par le CEA sur le multi-recyclage du plutonium d'une part, et la séparation transmutation de l'américium d'autre part, est présenté de manière détaillée dans le tome 2 de ce rapport. Ces résultats s'inscrivent dans la continuité de ceux présentés dans le rapport sur la gestion durable des matières et des déchets que le CEA avait remis au gouvernement fin 2012.

1.1.2. Les systèmes à neutrons rapides de 4^{ème} génération

1.1.2.1. L'intérêt des neutrons rapides

Dans les parties précédentes, l'aptitude des réacteurs à neutrons rapides à pouvoir utiliser toute la ressource en uranium et à multi-recycler le plutonium issu des combustibles usés a été évoqué à plusieurs reprises. Pour en comprendre les raisons fondamentales et pour pouvoir appréhender de manière plus complète l'intérêt des filières de réacteurs associées, il faut revenir à la physique des neutrons, la neutronique.

Dans un réacteur nucléaire, la réaction de fission fait suite à l'absorption d'un neutron par un noyau fissile, qui se brise alors en fragments (les produits de fission) en libérant une grande quantité d'énergie (près de 200 MeV par fission) et quelques neutrons, lesquels pourront donner lieu à de nouvelles fissions et entretenir ainsi une « réaction en chaîne ». Les neutrons lors de chaque fission sont qualifiés de « rapides » (énergie d'environ 2 MeV, soit une vitesse d'environ 20 000 km/s). Pour accroître la probabilité d'interaction avec de nouveaux noyaux, on ralentit dans les réacteurs actuels les neutrons par des collisions avec des éléments légers comme l'hydrogène présent dans l'eau (qui joue aussi le rôle de « caloporteur ») : leur vitesse diminue et on parle alors de « neutrons thermiques » (énergie d'environ 0,025 eV, soit 2,2 km/s), mieux absorbés par les divers noyaux, et en particulier les noyaux d'uranium. Cette absorption peut être selon le cas suivie de fission (c'est majoritairement le cas avec ^{235}U), ou donner naissance à des noyaux de masse plus élevée (c'est majoritairement le cas avec ^{238}U , qui suite à absorption d'un neutron va être transformé en ^{239}Pu , lequel est un noyau fissile) : cette dernière transformation conduit à qualifier ^{238}U de « noyau fertile », dans la mesure où il peut au sein du réacteur, suite à des interactions avec les neutrons, donner naissance à un noyau fissile.

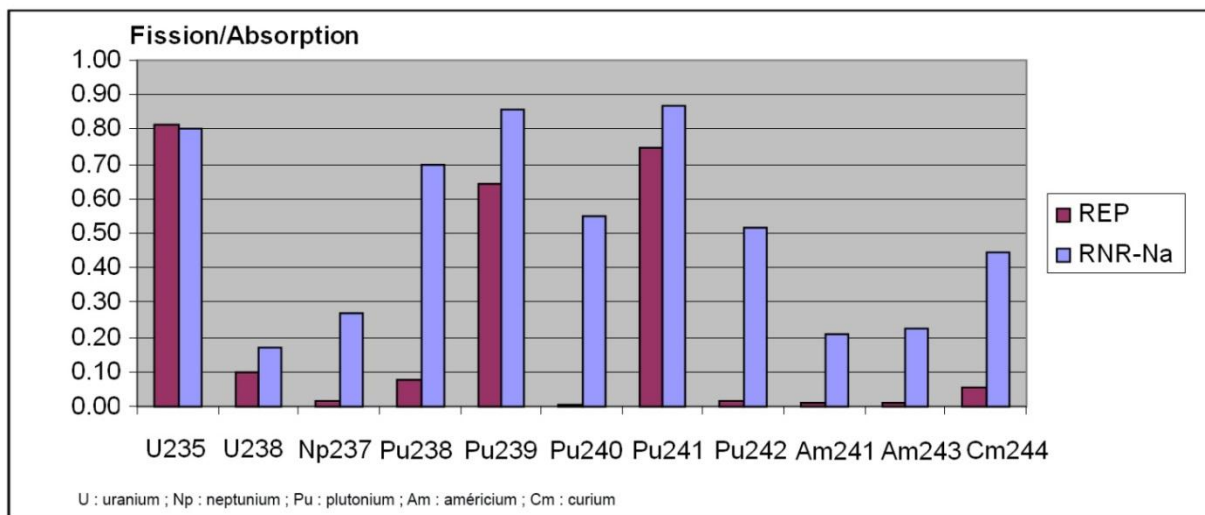


Figure 1- 5 : Rapport fission/absorption pour divers éléments en réacteur à eau (REP) et en réacteur rapide à caloporteur sodium (RNR-Na)
[Argonne National Laboratory, 2007]

Si la présence d'un modérateur permet, dans les réacteurs à eau, de rendre plus fréquentes les interactions entre noyaux et neutrons, et par là de contribuer à rendre plus aisé le déroulement de la réaction en chaîne, cela présente toutefois un inconvénient ; le plutonium ^{239}Pu créé à partir de ^{238}U peut certes être pour partie fissionné, mais on observe aussi la formation inéluctable d'isotopes supérieurs du plutonium, et en particulier d'isotopes pairs non fissiles sous flux de neutrons « thermiques ». Ainsi, les réacteurs à eau peuvent difficilement conduire à fissionner quantitativement le plutonium généré, ce qui limite leur capacité à tirer parti de la matière fertile que constitue ^{238}U .

- Les réacteurs à neutrons rapides, dans lesquels le modérateur est absent, présentent une bien meilleure capacité physique à fissionner l'ensemble des radioisotopes de l'uranium et du plutonium en particulier les isotopes pairs du plutonium pour lesquels, suite à absorption, la fission reste limitée en réacteurs thermiques (cf Figure 1- 5). Le plutonium peut ainsi être fissionné efficacement et, en fin de vie du combustible, il peut être extrait et réutilisé de façon récurrente comme matière fissile dans une nouvelle recharge de combustible, puisque tous les isotopes du Pu participent à l'entretien de la réaction en chaîne. Les réacteurs à neutrons rapides apparaissent ainsi comme une technologie appropriée pour fermer totalement le cycle de l'uranium et du plutonium.
- Les réacteurs à neutrons rapides sont également plus efficaces pour convertir ^{238}U en ^{239}Pu en tirant parti des neutrons secondaires émis suite aux fissions, lesquels sont plus abondants en réacteur à neutrons rapides, suite aux fissions du plutonium. On peut dans un réacteur à neutrons rapides régénérer autant de matière fissile qu'il n'en a été consommé par les fissions. Contrairement aux réacteurs à neutrons thermiques, le système n'a plus besoin d'appoint continu en matière fissile et est alimenté avec appoint en matière fertile (^{238}U , composant majoritaire de l'uranium naturel), le multi-recyclage de la matière étant opéré jusqu'à épuisement total de l'uranium initial engagé. Ceci permet d'utiliser de façon beaucoup plus efficace la ressource naturelle disponible : le plutonium résiduel est recyclé tant qu'il n'est pas fissionné, et l'uranium également recyclé tant qu'il n'a pas été transformé en ^{239}Pu . Le plutonium représente alors une forme transitoire de l' ^{238}U , permettant à celui-ci d'être brûlé et de devenir pleinement une ressource énergétique.

Nota : l'absence de modérateur conduit aussi à des pénalités, notamment en diminuant les probabilités d'interactions entre neutrons et noyaux lourds ; mais il est tout-à-fait possible de le compenser par des dispositions appropriées (concentration en matière fissile plus élevée que dans un réacteur à eau).

Si on rapporte ces propriétés neutroniques à l'échelle du réacteur, l'apport des réacteurs par neutrons rapides par rapport aux réacteurs à neutrons thermiques est de pouvoir utiliser sans limitation le plutonium produit par le parc, et de valoriser la quasi-totalité de l'uranium.

Pour ces raisons, les RNR apparaissent, associés à une stratégie de multi-recyclage, comme la clé de voute d'une stratégie de gestion durable des matières.

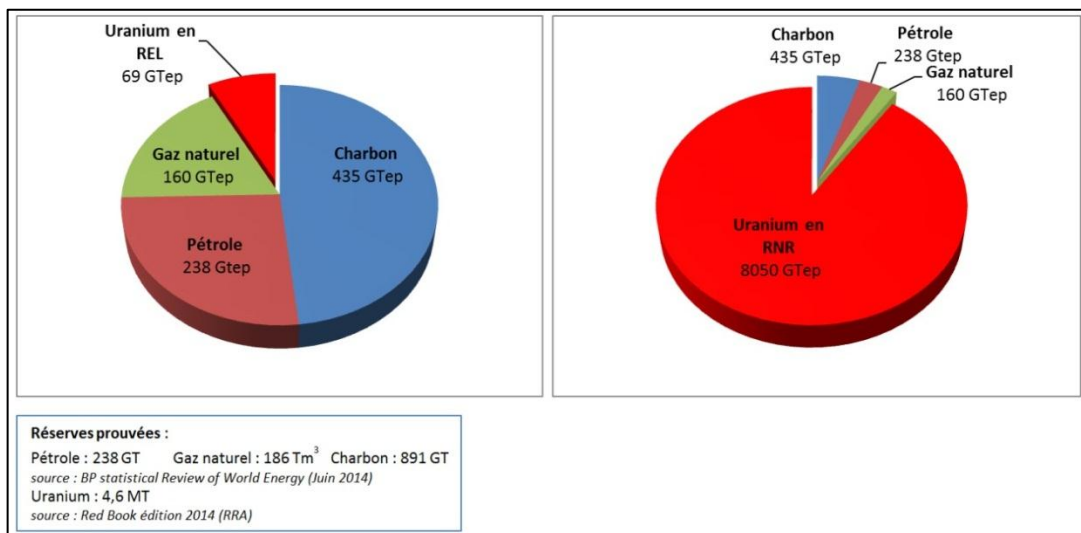


Figure 1- 6 : valorisation des réserves conventionnelles mondiales d'uranium en réacteurs à neutrons thermiques (à gauche) et en RNR (à droite).

1.1.2.2. Les différents systèmes de réacteurs à neutrons rapides de 4^{ème} génération

Par définition, les réacteurs à neutrons rapides ne peuvent pas comporter dans leur cœur d'éléments modérateurs des neutrons (eau liquide, graphite) et le choix du caloporteur se limite à quelques matériaux présentant une bonne transparence aux neutrons : pour l'essentiel, des métaux fondus (sodium ou plomb) ou des gaz (hélium).

L'évaluation la plus récente et la plus aboutie des technologies capables de répondre aux objectifs définis pour les systèmes nucléaires du futur, a été réalisée dans le cadre du Forum international génération IV (GIF). Parmi les six technologies sélectionnées, quatre font appel à des neutrons rapides. Celles-ci sont brièvement décrites ci-après :

Le Forum génération IV

Le Forum international Génération IV (GIF) est une association intergouvernementale, lancée en 2000 à l'initiative des Etats-Unis. Il regroupe treize membres : Afrique du Sud, Argentine, Brésil, Canada, Chine, Etats-Unis, Euratom, France, Japon, Corée du Sud, Royaume-Uni, Russie, Suisse. Les pays signataires de la charte du Forum reconnaissent l'importance du développement de systèmes futurs pour la production d'énergie nucléaire, ainsi que la nécessité de préserver au mieux l'environnement et de se prémunir contre les risques de prolifération.

Le GIF élabore et pilote des programmes coordonnés de recherche et développement en support aux systèmes nucléaires, qui doivent répondre aux critères de la 4^e génération des réacteurs nucléaires : durabilité du nucléaire, économie des ressources en uranium, poursuite des progrès en compétitivité et en sûreté atteints sur les réacteurs à eau de 3^e génération, minimisation de la production de déchets radioactifs, plus grande résistance à la prolifération nucléaire, application de l'énergie nucléaire à d'autres voies que la production d'électricité.

Le GIF a sélectionné six concepts de réacteur : le réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium (RNR-Na), le réacteur à neutrons rapides refroidi au gaz (RNR-G), le réacteur à eau super-critique (RESC), le réacteur à très haute température (RTHT), le réacteur à neutrons rapides refroidi au plomb (RNR-Pb) et le réacteur à neutrons rapides à sels fondus (RSF). Parmi eux, quatre sont des concepts à neutrons rapides et constituent des options nucléaires pleinement durables (RNR-Na, RNR-G, RNR-Pb et RSF).

Les RNR à caloporteur sodium (RNR-Na)

Les RNR-Na présentent de nombreux atouts.

Un premier atout important est le large retour d'expérience dont cette filière bénéficie (près de 400 années-réacteur de fonctionnement dont 100 en opérations industrielles), qui en font la filière la plus mature des diverses filières de RNR envisagées. Le sodium est un excellent caloporteur, approprié pour les réacteurs présentant une puissance élevée. Il est peu corrosif et offre d'excellentes garanties en termes de sûreté, notamment au plan de l'inertie thermique (il permet de rendre tolérables les variations de puissance, de débit ou de refroidissement de sorte que les RNR-Na présentent un excellent comportement face à des incidents de perte de source froide externe). Sa température d'ébullition est élevée, ce qui assure une marge importante (de plus de 300°C) par rapport à la température de fonctionnement, sans nécessiter de pressurisation du circuit de refroidissement.

L'utilisation du sodium présente, par ailleurs, des inconvénients. Mais ceux-ci sont bien connus, ce qui permet de développer des parades efficaces pour l'atteinte des critères de 4^e génération. L'inconvénient le plus connu du sodium est sa forte réactivité chimique avec l'oxygène de l'air au contact duquel il s'enflamme spontanément, mais surtout avec l'eau (réaction violente libérant de l'hydrogène), que l'on palie par des

dispositions consistant à renforcer les barrières étanches et résistantes pour éviter tout contact accidentel du sodium avec ces composés. Autre caractéristique défavorable : pour les cœurs à coefficient de vide positif, la réactivité du cœur a tendance à augmenter en cas de vidange du sodium (situation d'ébullition, ou de passage d'une bulle de gaz), en particulier dans les cœurs de grande taille. Ce risque est minimisé en recherchant les conceptions de cœurs les moins sensibles à cet effet, et en réduisant au maximum la probabilité d'événements pouvant conduire à une absence locale de sodium liquide. Dernier inconvénient, son opacité et sa température d'arrêt à froid (180° C) rendent difficile l'inspection en service de la cuve et de ses internes. Même si les inspections resteront de ce fait toujours plus complexes que dans un réacteur à eau, des progrès ont été réalisés en matière de techniques d'inspections par des techniques ultrasonores permettant de palier à cette difficulté. De manière générale, les inconvénients du sodium étant bien connus, il est possible de mettre en regard des lignes de défense de plusieurs natures (soit directement à la source, soit par des aménagements spécifiques complémentaires) ; les travaux en cours sur ces concepts, notamment en France dans le cadre du programme Astrid, permettent d'augurer aujourd'hui d'importants progrès par rapport aux réacteurs de la génération précédente dans le domaine de la sûreté.

Les RNR à caloporteur gaz

Le RNR-G présente un attrait dans la mesure où l'emploi d'un gaz comme caloporteur, en l'occurrence de l'hélium, élimine les difficultés liées à l'emploi d'un métal liquide tel que le sodium ou le plomb : l'hélium est optiquement transparent, contrairement aux métaux liquides, ce qui simplifie l'inspection en service et la réparabilité ; l'hélium est inerte chimiquement, contrairement au sodium qui réagit avec l'air et l'eau. L'hélium ne pose pas les difficultés de corrosion du plomb ; l'hélium a très peu d'impact neutronique ; en cas de perte du caloporteur, l'effet en réactivité qui en découle est très faible.

Par contre, le gaz présente des inconvénients importants. Sa faible densité et son faible pouvoir calorifique imposent à la chaudière d'être pressurisée. Le réacteur est donc très sensible aux accidents de dépressurisation (brèche du circuit primaire) et dispose d'une inertie thermique très limitée en comparaison des réacteurs refroidis par métaux liquides. Ainsi, la capacité d'évacuation de la puissance résiduelle et la démonstration de sûreté associée restent un point dur dans la démonstration de la faisabilité des RNR-G, notamment avec des exigences renforcées après l'accident de Fukushima. Par ailleurs, afin de disposer d'une marge suffisante en termes d'intégrité du cœur en prévention de l'accident grave, il faut recourir à un combustible et à des matériaux de gainage et de structure réfractaires résistant aux très hautes températures (1600°C). Ceci constitue également un verrou technologique qui reste à lever. Dernier inconvénient, sa plus faible capacité d'extraction de la chaleur nécessite de réduire la densité de puissance du cœur d'un facteur 2 à 3 comparée à celle des RNR refroidis par un métal liquide, d'où des pénalités en termes d'économie, puisqu'il nécessite une quantité importante de combustible.

L'autre point expliquant l'intérêt de cette filière est qu'elle autorise l'accès aux températures élevées permettant d'améliorer le rendement de conversion d'énergie, voire d'être compatible avec certains procédés pour la production d'hydrogène par décomposition de l'eau. Cependant, cette approche se heurte à des problèmes de tenue des matériaux devenant particulièrement critiques au-delà de 850°C.

Au final, malgré les quelques avantages potentiels du gaz sur le sodium, cette technologie est demeurée en arrière-plan de la filière RNR-Na, avec une maturité moindre.

Les RNR à caloporteur plomb

La filière des réacteurs à neutrons rapides refroidis au plomb (RNR-Pb), ou alliages de plomb, qui a été l'objet de réalisations en Russie (pour des applications particulières telles que la propulsion navale), fait l'objet d'intérêt dans le cadre des travaux du GIF.

Le principal avantage du caloporteur plomb par rapport au sodium est sa faible réactivité chimique vis-à-vis de l'air et de l'eau. Au chapitre de ses inconvénients se trouvent sa toxicité, ses régimes de températures (risque de bouchage par exemple par gel du plomb, solide en-dessous de 330°C), sa densité, pénalisante

pour la résistance du réacteur au séisme. Mais le principal verrou technologique concerne le développement de matériaux de structure résistants à la corrosion car dès que les paramètres de pureté du plomb et les vitesses ne sont pas bien maîtrisées, le plomb érode d'une part et surtout corrode d'autre part les aciers très rapidement.

L'utilisation d'un mélange plomb-bismuth (Pb-Bi), qui ramène le point de fusion à une température proche de celui du sodium, permet d'atténuer les inconvénients cités plus haut, mais il se pose alors d'autres questions comme la disponibilité et le coût du bismuth ou la production de polonium-210 (^{210}Po) radioactif et très radiotoxique dans le caloporteur.

Les RNR à sels fondus

Le réacteur à sel fondu (RSF) est un concept intéressant dans son principe car le combustible est sous forme liquide mélangé au caloporteur. Cependant, le nombre de verrous technologiques à lever est tel qu'un tel système ne peut pas avoir de perspectives d'utilisation avant la deuxième moitié du 21^{ème} siècle, vu la somme d'innovations à atteindre dans le respect des objectifs de sécurité envisagés. Au-delà des questions de retraitement en ligne du combustible, les matériaux résistants à la corrosion par les sels doivent être conçus et mis au point. L'approche de sûreté est également à redéfinir dans son intégralité dans la mesure où il n'y a plus de gaine qui confine le combustible, la première barrière étant reportée aux limites du circuit primaire. À noter qu'un point délicat et inhabituel de l'approche globale de sûreté concerne les aspects couplés liés, d'une part, au réacteur nucléaire et, d'autre part, à l'usine de traitement chimique du mélange de combustible et de sels fondus.

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

La position française vis-à-vis de ces différentes filières

En France, suivant en cela les décisions du Comité de l'Energie Atomique, le CEA concentre ses recherches sur la filière refroidie au sodium, avec le projet de démonstrateur technologique Astrid (Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration), dont il est maître d'ouvrage, et sur la filière refroidie au gaz, qui apparaît comme une option à long terme et dont la faisabilité n'est pas encore démontrée.

La filière sodium peut être considérée comme la filière de référence pour les RNR de 4^{ème} génération avec une dimension internationale potentielle et une maturité qui peuvent permettre un déploiement, en France à l'horizon 2040, et peut-être plus tôt dans d'autres pays, si cela est nécessaire. Le CEA pilote les études autour du projet de démonstrateur technologique Astrid, actuellement en phase d'étude jusqu'en 2019. Tout en bénéficiant de l'expérience des RNR-Na ayant déjà fonctionné dans le monde (près de 400 années réacteurs dont 100 en opérations industrielles), il se différenciera fortement des RNR des générations précédentes.

Les études de conception d'Astrid, et les recherches associées, menées sous la responsabilité du CEA sont détaillées dans le tome 3 de ce rapport.

L'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) a mené une étude comparative des diverses filières proposées dans le cadre du forum international « Génération 4 » : le rapport présenté conclut que parmi les divers concepts à l'étude par le GIF, seuls les réacteurs à neutrons rapides à caloporteur sodium peuvent présenter une maturité suffisante pour pouvoir commencer à être déployés dans la première moitié de ce siècle. Ce rapport a été examiné le 10 avril 2014 par le Groupe Permanent d'Experts compétent, qui en a validé les principales conclusions.

Concernant la filière de réacteurs à neutrons rapides refroidis au gaz, son développement s'appuie sur un projet de réacteur expérimental de petite taille, appelé Allegro, dont la conception est portée par un consortium européen constitué de 4 instituts (VUJE Slovaquie, UJV République tchèque, MTA-EK Hongrie, NCBJ Pologne) hébergeant chacun une composante de la recherche et développement (R&D) et pour lequel le CEA intervient en soutien. Le premier prototype non électrogène dans un premier temps sera nécessairement de très faible puissance, et ne saurait fonctionner avant 2030.

La filière à sel fondu est considérée comme une alternative de très long terme. Les études sont portées en France par le CNRS qui développe un projet appelé MSFR pour Molten Salt Fast Reactor, utilisant le thorium (au lieu de l'uranium) comme matière fertile, sous la forme d'un sel (fluorure) tenant à la fois le rôle du combustible et du caloporteur. D'importants sauts technologiques (voire conceptuels) restent toutefois à franchir pour amener à maturité industrielle un tel système, laquelle ne semble pouvoir être atteinte qu'au cours de la deuxième moitié de ce siècle.

S'agissant des autres filières, le CEA et ses partenaires ont apporté leur collaboration jusqu'en 2012 à travers des projets européens. A noter qu'en Europe, l'expertise sur les RNR-Pb est portée d'une part par les projets de systèmes hybrides ADS (Accelerator Driven System) dont les principales études sont conduites en Belgique dans le cadre du projet Myrrha et d'autre part par le projet de démonstrateur technologique refroidi au plomb, Alfred, dont les études sont pilotées par la Roumanie et l'Italie.

1.2. LE MARCHE DES RNR DE 4EME GENERATION

1.2.1. Analyse des moteurs de déploiement des RNR de 4^{ème} génération

L'un des enjeux fondamentaux de la 4^{ème} génération de systèmes nucléaires, est, comme indiqué plus haut, l'avènement de systèmes satisfaisant pleinement aux critères de « durabilité » (tout en présentant les meilleures caractéristiques en matière de sûreté ou de résistance vis-à-vis des risques de prolifération, et également de compétitivité économique).

Par leur meilleure utilisation de l'uranium naturel, les RNR et particulièrement ceux de 4^{ème} génération, pourront assurer un fonctionnement pérenne et sans consommation d'uranium naturel, du parc nucléaire mondial. Ils apportent donc une vraie réponse à la question de la durabilité de l'énergie nucléaire et procurent ainsi des avantages en termes de sécurité d'approvisionnement et d'indépendance énergétique, potentiellement sur de très longues périodes.

Les RNR permettent une gestion optimale du plutonium, en permettant son multi-recyclage à la différence des REL, dans lesquels la composition isotopique du plutonium se dégrade après chaque recyclage⁵.

La possibilité offerte par les RNR de transmuter les actinides mineurs, et notamment l'américium, constitue aussi un argument de leur développement ; ce point a été rapporté dans le dossier remis par le CEA en 2012 et cette perspective de progrès sur le contenu des déchets ultimes a fait l'objet d'un travail très important en France et, au-delà, dans de nombreux pays, notamment en Europe ou au Japon.

La compétitivité économique est évidemment également un enjeu majeur : si celle-ci reste questionnable dans l'immédiat (par rapport aux systèmes mettant en œuvre des réacteurs à eau), la perspective pourrait s'inverser au fur et à mesure de la raréfaction des ressources naturelles, qui se traduira par une augmentation du prix de l'uranium ; si dans le même temps, les réacteurs de 4^{ème} génération ont progressé en terme de maturité industrielle et, corrélativement, de réduction des coûts, (c'est tout l'enjeu de ce qui est initié par le programme Astrid), alors les systèmes de 4^{ème} génération basés sur des réacteurs à neutrons rapides pourraient devenir les plus compétitifs.

Un dernier facteur de déploiement pourra être la volonté de certains états de valoriser leur savoir-faire et de se positionner dans cette industrie de haute technologie avec les emplois qui lui seront associés. C'est ainsi que la France, qui maîtrise de façon aujourd'hui inégalée les technologies du recyclage nécessaire au déploiement des systèmes de 4^{ème} génération trouverait dans le développement de telles filières une valorisation particulièrement intéressante de son savoir-faire.

1.2.2. Panorama international

L'intérêt pour les RNR n'est pas nouveau puisque la première électricité d'origine nucléaire a été produite fin 1951 aux Etats-Unis par le RNR EBR-1 et que les premiers RNR expérimentaux ont démarré dans les années 60. Les Etats-Unis, le Royaume-Uni et l'Union Soviétique ont été les premiers pays à occuper le secteur. Bien qu'ayant commencé à étudier cette voie plus de 10 ans auparavant, c'est en 1967 que la France mit en service Rapsodie son premier RNR.

Les décennies 1970 et 1980 ont vu le déploiement de RNR de puissance plus importante avec la mise en service de 5 « prototypes », en URSS (2), France (2) et Grande-Bretagne (1), et de 4 réacteurs expérimentaux (USA, Allemagne, Japon, Inde). La raison en était la crainte d'une insuffisance à court terme des ressources d'uranium alors que le parc mondial des réacteurs nucléaires se développait rapidement. A partir des années 1980, après l'accident de Three Mile Island et l'arrêt de la construction de nouveaux réacteurs aux Etats-Unis plusieurs projets ont été abandonnés.

⁵ Dans certaines conditions, il serait possible de faire plus d'un recyclage du plutonium dans les réacteurs à eau; le dossier CEA 2012 a présenté et analysé les diverses options envisageables REP (réacteurs à haut facteur de conversion, modalités particulières de gestion des matières...).

Malgré la mise en service en 1994 du prototype Monju (280 MWe) au Japon, arrêté un an après, suite à un incident sur le circuit de sodium secondaire et jamais véritablement redémarré depuis, le nombre de RNR en service s'est fortement réduit. Le réacteur Phénix a été arrêté en 2009, mais la France dispose aujourd'hui d'un important retour d'expérience sur les RNR refroidis au sodium, qui a entre autres permis de valider :

- les possibilités de fonctionnement et l'utilisation du sodium comme caloporteur pour un réacteur de puissance ;
- le retraitement des cœurs de combustibles et la faisabilité de la fermeture du cycle et de la surgénération ;
- la faisabilité (à l'échelle de l'aiguille) de la transmutation de l'américium.

Les années 2000 ont vu le lancement du Forum International Génération IV, qui capitalise sur les acquis précédents en étudiant 6 nouveaux concepts de réacteurs de 4^{ème} génération, dont l'objectif est de satisfaire à un cahier des charges plus exigeant notamment en matière de sûreté et de compétitivité, et dont 4 concepts sont des réacteurs à neutrons rapides.

1.2.2.1. Russie

L'intérêt de la Russie pour les RNR est ancien, demeure extrêmement fort et relève d'une politique de long terme de développement du nucléaire. Les ambitions de l'Etat russe sont de devenir leader mondial dans le domaine de l'énergie nucléaire et d'atteindre plus d'un quart du marché mondial. Le développement des RNR fait partie des objectifs à moyen terme de la stratégie russe, tant pour le marché national que pour l'export. En termes de technologies, les caloporteurs envisagés sont le sodium et le plomb (ou le Pb-Bi), la première étant naturellement considérée comme la plus réaliste à moyen terme. La sûreté semble un enjeu majeur avec pour objectif d'assurer un niveau au moins égal à celui de la 3^{ème} génération.

La Russie exploite le réacteur BN-600 (560 MWe) opérationnel depuis 1980 ainsi que le petit réacteur expérimental BOR 60 (60 MWth) mis en service en 1969. Un réacteur BN 800 (789 MWe) a été remis en construction en 2006 (après une mise en chantier en 1983) et a divergé le 27 juin 2014, sa pleine puissance n'étant prévue qu'en 2015. Le BN-800 est toutefois considéré, du point de vue de la sûreté, comme un réacteur de conception ancienne (datant des années 1980).

Plusieurs projets de nouveaux réacteurs sont menés de front :

- le projet BN-1200, RNR à caloporteur sodium d'une puissance brute de 1220 MWe, dont la construction démarrerait après 2020 et serait suivie de 2 autres unités opérationnelles pour 2030 ;
- le projet BREST, RNR de 300 MWe à caloporteur plomb, dont la construction pourrait commencer en 2016 et dont la divergence est annoncée à l'horizon 2020 ; -le projet MBIR, RNR expérimental à caloporteur sodium de 150 MWth dont le premier béton est prévu en 2015 et la date de mise en service est prévue vers 2020, pour remplacer BOR-60 ;
- le projet SVBR-100, RNR à caloporteur plomb-bismuth de petite puissance (100 MWe) dérivé des réacteurs de sous-marins, dont la mise en service est toujours annoncée pour 2019, mais qui n'a pas encore obtenu les autorisations de construction fin 2014.

Concernant le cycle du combustible, le pays envisage de se doter de moyens nouveaux à l'horizon 2025. Aujourd'hui l'usine RT1 de Mayak ne traite qu'une partie des combustibles usés des centrales russes et le plutonium récupéré n'est pas encore recyclé industriellement : les RNR russes fonctionnent jusqu'à présent essentiellement avec de l'uranium enrichi. Le premier cœur de BN-800 comprend quelques dizaines d'assemblages MOX.

Pour fermer industriellement le cycle du combustible, la Russie prévoit la réalisation, à l'horizon 2024, de l'usine de traitement RT2 qui traitera 700 t/an de combustibles usés issus des VVER-1000 et 1200 ainsi que des RNR. Cette nouvelle usine fera partie du complexe industriel de Jelesnogorsk qui devrait accueillir

préalablement une usine pilote de traitement (100 à 250 t/an) et une usine de fabrication de combustibles MOX pour alimenter les RNR.

En parallèle du développement du cycle MOX, ROSATOM développe un cycle du combustible nitrure, pour alimenter le réacteur BREST-300. Une usine de fabrication de combustible à échelle industrielle est annoncée opérationnelle en 2017 et une usine de retraitement par procédé pyrochimique vers 2022.

La Russie est également à l'initiative d'une proposition de collaboration avec la France dans ce domaine. Dans ce cadre, le CEA et Rosatom travaillent sur une feuille de route pour la conception d'un RNR-Na commercial de 4^{ème} génération disponible à l'horizon 2030.

1.2.2.2. Inde

La motivation de l'Inde réside à la fois dans une volonté d'indépendance énergétique du pays et une volonté d'avancement technologique. Ce pays, n'ayant pas eu pendant longtemps accès au marché international de l'uranium en raison de sa non-signature du Traité sur la non-prolifération des armes nucléaires (TNP) et ne disposant sur son sol que de quantités d'uranium limitées, a cherché à mettre en œuvre le plus rapidement possible ses abondantes ressources nationales en thorium. Pour ce faire, il s'est fixé une stratégie en trois étapes :

- une première étape mettant en œuvre des réacteurs à eau lourde dérivés du modèle canadien Candu produisant du plutonium à partir d'uranium naturel ;
- une seconde étape dotée de RNR surgénérateurs destinés à accroître la quantité de plutonium disponible et commencer à produire de l'²³³U à partir de thorium ;
- une troisième étape comportant des réacteurs à eau lourde avancés (AHWR) fondée sur le cycle thorium proprement dit, la matière fissile initiale (²³³U ou Pu) étant fournie par l'étape précédente.

Les RNR constituent donc un maillon essentiel de cette stratégie d'autonomie énergétique. De plus, pour pouvoir répondre à la forte augmentation projetée de la demande énergétique, il est indispensable que l'inventaire de matières fissiles (Pu et ²³³U) croisse très rapidement et il faut donc que ces RNR possèdent des caractéristiques de très forte surgénération.

L'Inde exploite depuis 1985 un petit RNR (FBTR de 24 MW_{th}) utilisant un combustible carbure. Cette originalité, motivée au départ par des raisons techniques, a permis à l'Inde d'acquérir une expérience inégalée tant sur le comportement sous irradiation de ce combustible que sur son cycle (fabrication, traitement).

Ce choix n'a pourtant pas été reconduit pour l'étape suivante : le PFBR en fin de construction utilisera un combustible oxyde « classique ». Le PFBR est un prototype de 500 MWe d'une conception proche du projet européen EFR (European Fast Reactor), et dont la mise en service est maintenant annoncée pour 2015. Le plan stratégique prévoit le déploiement d'autres RNR de 500 ou 600 MWe à partir de 2023 (CFBR), dont les 2 premiers seraient situés à Kalpakkam. Dans une étape ultérieure, au-delà de 2025, les Indiens souhaitent développer des RNR plus puissants (1000 MWe) avec une capacité surgénératrice plus élevée, grâce à l'utilisation d'un combustible métallique dense et d'un cycle de combustible très court (pyrochimie) qui devraient permettre de mieux répondre aux objectifs; le développement de ces réacteurs passe par la construction d'un démonstrateur de plus faible puissance appelé Metal Fuel Demonstration Reactor.

Il s'agit là d'un défi technique extrêmement important qui ne paraît pas compatible avec les délais envisagés. Par ailleurs, l'ouverture récente de l'Inde au marché nucléaire international, qui lui donne maintenant accès à l'importation d'uranium et de technologies de réacteurs à eau légère, rend possible une croissance directe, rapide et massive de la capacité de production électronucléaire. Pour l'heure, cette évolution ne remet pas officiellement en cause la stratégie de développement nationale basée sur ces RNR fortement surgénérateurs, mais ces éléments rendent moins crédible la dynamique annoncée de déploiement des RNR.

1.2.2.3. Chine

La fermeture du cycle du combustible est un principe acté par les autorités chinoises mais qui reste à mettre en œuvre concrètement. Les RNR font évidemment partie de cette stratégie. La Chine a fait diverger en 2010 un premier réacteur expérimental d'une puissance de 65 MWth (25 MWe), le CEFR (Chinese Experimental Fast Reactor), dérivé de la technologie russe de BOR-60, qui a terminé ses essais de démarrage et atteint sa pleine puissance pour la première fois, le 15 décembre 2014.

L'étape suivante serait le CFR 600 (Chinese Fast Reactor), un prototype de conception indigène de 600 MWe qui pourrait être mis en service fin 2023, et qui serait suivi par des réacteurs plus puissants.

En parallèle, la Chine avait signé un accord en octobre 2009 avec la Russie pour la fourniture de deux réacteurs BN-800 dont la construction aurait dû débuter à Sanming en 2013. Mais fin 2014, aucun accord n'est intervenu.

Côté cycle du combustible, une usine pilote de traitement de combustibles des réacteurs à eau (50 t/an) et de fabrication de MOX a été annoncée comme opérationnelle à la fin 2010. Une usine commerciale d'une capacité de 200 t/an est prévue pour 2020 et une usine de 800 t/an est en négociations avec AREVA.

L'objectif affiché par la Chine est de disposer autour de 2030 d'une filière RNR répondant aux critères de 4^{ème} génération, et limitant le besoin de ressources en uranium naturel.

Le CFR600 doit fonctionner avec du combustible MOX.

1.2.2.4. Japon

L'idée de développer les RNR est ancienne, la motivation principale étant une meilleure utilisation de l'uranium à des fins d'indépendance énergétique. Le Japon dispose de deux RNR :

- un réacteur expérimental Joyo (140 MWth) mis en service en 1977 et arrêté depuis 2007 à la suite d'un incident mécanique lors d'une opération de manutention. Les réparations se sont achevées fin 2014 avec le remplacement du bouchon couvercle cœur avec succès ;
- un réacteur prototype Monju (280 MWe) mis en service en 1994 et arrêté en 1995 après une fuite et un feu de sodium n'a été autorisé à redémarrer qu'en mai 2010, mais a été de nouveau arrêté en août 2010 suite à un incident de manutention.

Le redémarrage de ces réacteurs est soumis à une autorisation préalable de l'autorité de sûreté japonaise, la NRA, après la prise en compte des enseignements de l'accident de Fukushima-Daïchi. Aucune date de redémarrage n'est annoncée à ce jour.

Suite à cet accident, le projet JSFR (RNR de 4^{ème} génération dont le démarrage était prévu en 2025) est aujourd'hui en stand-by, les priorités étant la gestion du site de Fukushima-Daïchi et des zones évacuées, et le redémarrage des réacteurs à eau légère.

Par ailleurs, le Japon possède une usine de traitement de combustibles usés (800 t/an) basée essentiellement sur la technologie française. Le fonctionnement de l'atelier de vitrification, de conception japonaise, a connu des difficultés de mise en œuvre, mais est maintenant au point selon JNFL. L'usine ne fonctionne pas, en attente des autorisations liées à la révision des normes sismiques post-Fukushima.

Malgré les difficultés rencontrées après l'accident de Fukushima-Daïchi, le gouvernement japonais a rappelé son soutien à l'énergie nucléaire et en particulier aux RNR, qui s'est traduit par la signature en mai 2014, en présence du premier ministre japonais M. Abe et du président français M. Hollande, d'un accord de coopération franco-japonais autour du projet de réacteur à neutrons rapides Astrid du CEA.

1.2.2.5. Corée du Sud

Le développement de RNR-Na est un objectif affiché par les Coréens. Le programme PGSFR prévoit la construction d'un démonstrateur de 150 MWe opérationnel en 2028. Le discours officiel met en avant son haut niveau de sûreté intrinsèque, son faible impact sur l'environnement et sa résistance à la prolifération.

En termes de cycle du combustible, la Corée envisage la fermeture du cycle à partir d'un procédé pyrochimique permettant de recycler l'uranium et le plutonium dans un combustible métallique. Ce type de procédé est présenté comme peu proliférant, ce qui pourrait constituer un atout dans le contexte géopolitique du pays.

1.2.2.6. Etats-Unis

Les États-Unis ont affiché un intérêt pour les réacteurs de 4^{ème} génération au travers du GIF qu'ils ont lancé en 2000 et auquel ils ont fortement participé les premières années. Aujourd'hui, la politique américaine a du mal à se structurer sur le long terme, compte tenu d'une sensibilité différente des Administrations successives, mais également parce que la priorité est accordée aux réacteurs de 3^{ème} génération et à la gestion des combustibles usés.

Ces derniers temps, les RNR ont été essentiellement examinés sous l'angle de brûleurs d'actinides avec l'objectif de faciliter la gestion des déchets et de réduire le risque de prolifération (programme Advanced Fuel Cycle Initiative (AFCI)). Les différents projets semblent aujourd'hui abandonnés au bénéfice d'un recentrage sur la recherche de long terme pour mettre au point des technologies en rupture déployables à l'horizon 2050.

Le Département de l'énergie américain (DoE) entretient en particulier avec le CEA une coopération institutionnelle sur les réacteurs du futur et les cycles avancés.

1.2.2.7. Europe

En Europe de l'Ouest, l'intérêt pour les RNR se matérialise en France avec le projet Astrid de démonstrateur technologique à caloporteur sodium de 4^{ème} génération. Par ailleurs, quatre pays d'Europe centrale (Pologne, Hongrie, République Tchèque et Slovaquie) portent conjointement le projet Allegro visant le développement d'un premier réacteur RNR-Gaz, engagé initialement par la France. Depuis sa mise en œuvre, le CEA accompagne la réflexion de ces instituts sur l'étape préalable de définition d'un programme de R&D robuste.

Au niveau communautaire, ces projets sont inscrits dans l'agenda stratégique de la plateforme technologique SNETP, au chapitre de l'initiative ESNII dédiée aux programmes de 4^{ème} génération, où Astrid figure comme l'un des programmes de référence. L'ESNII comporte également un volet consacré aux RNR-Pb incluant le projet belge Myrrha (ADS expérimental comportant un cœur à neutrons rapides refroidi au Pb-Bi conçu pour fonctionner également en mode critique) et le projet Alfred (Advanced Lead Fast Reactor European Demonstration, prototype de RNR-Pb de 300MWth affichés), qui est porté par le consortium FALCON (Fostering ALFRED Construction), créé en décembre 2013 et qui rassemble l'ICN (Roumanie), l'ENEA et Ansaldo Nucleare (Italie). Ces trois projets se heurtent à des difficultés de financement et à la logique de se constituer en consortium, régional pour le premier (le Consortium V4G4 formé par les 4 instituts d'Europe centrale porteurs de l'initiative Allegro), européen voire international pour le second (le projet européen Marisa porté par les belges du SCK-CEN doit permettre d'évaluer la maturité, la robustesse et l'attractivité technico-économiques du projet Myrrha), et pour le dernier (le Consortium Falcon constitué entre la R&D et l'industrie italiennes, par l'ENEA et Ansaldo Nucleare). L'expérience montre que les difficultés techniques et financières sur ces projets conduisent à prendre les échéances annoncées avec prudence.

1.2.3. Prospective du marché des RNR

On a vu plus haut que plusieurs grands pays nucléaires menaient dès à présent des études sur ces technologies pouvant aller jusqu'à la construction de réacteurs ; certains, notamment la Chine, l'Inde et la Russie affichent la volonté d'un déploiement conséquent dans les décennies à venir. Au-delà de la volonté affichée, plusieurs éléments importants pourront affecter l'ampleur et le rythme de construction des RNR à moyen terme.

La disponibilité de la matière fissile

En effet, les RNR nécessitent pour démarrer une « mise de fonds » importante en noyaux fissiles. En général, il s'agit de plutonium produit par un parc de réacteurs à eau et récupéré après traitement de leurs combustibles usés (c'est la voie naturellement privilégiée en France dans la logique de la stratégie industrielle suivie jusqu'à présent). S'il n'est pas possible de disposer de plutonium en quantité suffisante, il est techniquement envisageable d'utiliser de l'uranium, à condition de l'enrichir suffisamment, pour fabriquer le cœur d'un RNR. C'est une solution qui a été utilisée par le passé en France pour démarrer le réacteur Phénix et qui est couramment pratiquée en Russie pour alimenter le réacteur BN 600. Les besoins d'enrichissement sont importants : pour un RNR de 1GWe, ils sont de l'ordre de 3 millions d'UTS soit, pour fixer les idées, près de la moitié de la capacité annuelle de l'usine Gorges Besse 2 (7,5 millions d'UTS). A ces fortes dépenses d'enrichissement s'ajoutent de très forts besoins en uranium naturel avant même le démarrage du réacteur, ce qui handicape fortement cette solution sur le plan économique. Les RNR démarrés à l'uranium enrichi ne devraient donc jouer qu'un rôle marginal.

Pour démarrer un RNR de 1 GWe, il faut, selon la conception du cœur, entre 12 et 18 tonnes de plutonium⁶. Cette masse de plutonium correspond à la quantité formée en 60 à 90 années de fonctionnement d'un réacteur à eau de 1GWe (ou, ce qui est équivalent, en 1 année de fonctionnement d'un parc REP de 60 à 90 GWe). On voit que ceci n'est accessible qu'aux pays disposant d'un parc REP conséquent et/ou ayant accumulé leurs combustibles usés pendant un grand nombre d'années.

Outre la disponibilité de la matière, il faut considérer qu'une usine de traitement industrielle « standard » de 800 t/an (UP3, UP2 800, Rokkasho-Mura) a la capacité de séparer annuellement quelque 8 à 12 tonnes de plutonium et donc de produire la matière pour démarrer seulement 0,5 à 1 GWe de RNR chaque année. Il est clair que la mise en place d'usines de traitement de combustibles REL avec des capacités importantes est un prérequis indispensable à la mise en route d'un programme de construction de RNR et que cela fixe un ordre de grandeur réaliste au rythme de déploiement d'une filière RNR.

La question économique.

Même si le coût d'investissement des futurs RNR n'est pas encore bien connu, il est évident que leur compétitivité économique ne pourra être obtenue au prix actuel de l'uranium (inférieur à 100 €/kg). Pour que les constructions de réacteurs de ce type atteignent un rythme significatif au plan de l'équilibre énergétique mondial (soit au moins 10/an), il faudra donc attendre que la consommation d'uranium, qui s'accroîtra avec le développement du parc mondial REL, conduise à un coût de l'uranium, qui actualisé sur les 60 ans de la durée de vie d'un REL permettra de contrebalancer le surcoût d'investissement. La période de compétitivité correspond aux années où pour un électricien, il devient préférable sur le plan économique de lancer la construction d'un RNR plutôt que celle d'un REL. La date de compétitivité est le début de cette période.

Toutefois, il est très probable que les motivations des premiers acquéreurs de RNR seront plus stratégiques qu'économiques. Il pourra par exemple s'agir d'États soucieux de renforcer leur indépendance énergétique (en anticipant d'éventuelles tensions sur l'approvisionnement d'uranium naturel), de maîtriser la gestion de leurs déchets, et/ou d'asseoir le leadership de leur industrie nationale dans le domaine de l'énergie nucléaire. On peut alors penser que dans un premier temps, l'introduction des RNR se limitera à quelques

⁶ Cette masse correspond à l'inventaire de deux cœurs (1 cœur en réacteur + 1 recharge complète)

unités/an. Ces réacteurs, en permettant la mise en place d'un tissu industriel (supply-chain), garantiront la disponibilité opérationnelle de la technologie et joueront le rôle d'une assurance contre le risque de pénurie d'uranium naturel et d'une augmentation de son prix.

On peut classer les politiques nucléaires des différents pays, de manière schématique, suivant les 3 catégories suivantes :

- politiques volontaristes : il s'agit là de construire des RNR pour des raisons stratégiques (indépendance énergétique, sécurité d'approvisionnement, gestion optimisée des matières et des déchets, leadership technologique). Le souhait est de construire des RNR dès que la technologie est disponible et avant même qu'ils ne soient compétitifs. Le frein principal est celui de la disponibilité de plutonium dans des combustibles REL usés et leurs capacités de retraitement pour produire du combustible MOX-RNR ;
- politiques industrielles : on s'attache ici à développer la technologie RNR afin de devenir un des leaders mondiaux sur le marché des RNR. Les Etats concernés chercheront à construire des RNR avant la date de compétitivité afin de pouvoir développer leur propre technologie ainsi qu'un tissu industriel pour pouvoir proposer leur produit (ou de peser dans des consortia qu'ils intégreront) au moment de la compétitivité économique ;
- politiques « Utilisateurs » : ce sont celles des pays qui ne manifestent actuellement pas d'intérêt particulier pour les RNR mais qui les adopteront massivement dès qu'ils seront économiquement compétitifs. Ces pays ne cherchent pas ou auront des difficultés à se positionner comme vendeurs de technologie RNR et ne construisent pas de RNR avant la compétitivité mais construiront pour leurs besoins en électricité des RNR à partir de la date de compétitivité.

Il est possible de donner une estimation du nombre de RNR pouvant être construits, une fois entré dans la période de compétitivité économique de ces derniers : étant compétitifs, ce sont ces réacteurs qui sont construits pour répondre à une demande électrique et à des choix de mix de production (notamment vis-à-vis des Energies Nouvelles et Renouvelables que sont l'éolien, le solaire, et la biomasse). La principale contrainte qui limitera alors leur déploiement se trouve dans la disponibilité du plutonium et de l'uranium naturel. Si de plus, on envisage l'éventualité d'une coopération des états au travers de « hubs » internationaux pour faciliter la gestion du plutonium, il est possible de ne plus examiner chaque pays en particulier, mais de regarder au niveau mondial une optimisation de la gestion du plutonium, en vue de construire un maximum de RNR. Mais une telle éventualité ne peut être considérée à court terme.

Il est donc ainsi vraisemblable que dans un premier temps la question de la compétitivité économique ne sera pas le critère de choix déterminant pour enclencher la construction de RNR. Le marché des RNR pourrait alors être dictée par des politiques nationales reliées à des questions d'optimisation de la gestion des matières et des déchets, de sécurité énergétique, et probablement situé dans un nombre très limité de pays .Un tel déploiement pourrait s'amorcer à partir de l'horizon 2040 mais restera globalement limité au milieu du siècle pour l'ensemble du Monde. Au-delà, si la contribution de la Chine et de l'Inde, pourraient ensuite s'avérer majoritaires dans le développement des RNR compte tenu des politiques volontaristes aujourd'hui affichées par ces deux pays, de fortes incertitudes demeurent toutefois, notamment au regard du réalisme industriel qui entourera de telles ambitions de déploiement.

Il apparaît en effet clairement que la maîtrise du cycle du combustible (traitement de combustibles REL, fabrication de combustibles MOX-RNR, puis traitement de combustibles RNR) sera sur le chemin critique du développement des RNR dans ces pays. Avec la construction de réacteurs prototypes de 4^{ème} génération, la volonté d'un pays à préparer le déploiement d'un parc de réacteurs à neutrons rapides se mesurera à sa détermination pour développer un cycle industriel du combustible et en particulier une industrie de traitement des assemblages combustibles REL usés, capable de fournir la quantité de plutonium nécessaire à la mise en place d'un parc de RNR important.

L'expérience acquise par la France grâce à l'exploitation de La Hague et de Mélox, ainsi que les travaux sur Astrid, constituent des atouts majeurs pour participer au meilleur rang au développement industriel des RNR de 4^{ème} génération.

1.3. ETUDES DE SCENARIOS DE TRANSITION VERS DES RNR DE 4EME GENERATION DANS LE PARC FRANÇAIS

1.3.1. Objectifs de l'étude et méthodologie

Le rapport remis par le CEA au Gouvernement en décembre 2012, relatif à l'évaluation de diverses options pour une gestion durable des matières et déchets radioactifs, pointait l'intérêt d'introduire des réacteurs à neutrons rapides dans le parc français. Il recommandait « de privilégier une démarche progressive avec des scénarios visant à déployer, dans un premier temps, un nombre limité de RNR en synergie avec les réacteurs à eau constitutifs du parc ». Il rappelait pourquoi il convenait également « de ne pas retarder le développement de ce premier palier, prévu à l'horizon 2040 ». Enfin, il annonçait que « des études de scénarios industriels (seraient) menées avec AREVA et EDF pour affiner la démarche ».

AREVA, CEA et EDF ont donc entrepris de nouvelles études afin d'examiner quels pourraient être des scénarios industriellement réalistes d'introduction de réacteurs à neutrons rapides dans le parc français, quels en seraient les apports à divers égards, mais aussi les conditions de réussite. Pour mener à bien ce travail, une organisation spécifique entre partenaires a été mise en place. Un comité de pilotage oriente et organise les études, s'appuyant sur deux groupes d'experts : l'un en charge de proposer et calculer les scénarios, et le second de valider les hypothèses et résultats à l'aune du réalisme industriel.

Le point de départ : le cycle électronucléaire français actuel

Le recyclage, tel qu'il est aujourd'hui pratiqué en France, permet de valoriser les matières fissiles encore présentes dans le combustible usé (principalement du plutonium ou de l'uranium, recyclés respectivement sous forme de combustible MOX ou URE), les autres éléments (produits de fission et actinides mineurs) qui ne représentent que quelques pourcents de la masse des combustibles usés (constituant le véritable déchet ultime de la production électronucléaire), étant conditionnés dans une matrice de verre confinant de façon particulièrement sûre les radionucléides sur le long terme.

L'évolution continue, dans un sens défavorable, de la teneur en isotopes fissiles du plutonium au cours de son séjour en réacteur, conduit toutefois, après un premier recyclage, à rendre très difficile sa valorisation ultérieure (par un nouveau recyclage) dans les réacteurs à eau. La moindre qualité isotopique conduit à chercher à accroître en compensation la teneur en plutonium, dans le combustible MOX, cela jusqu'à atteindre une teneur maximale, pour des raisons de sûreté, de l'ordre de 12%. Cette contrainte constitue une limitation aux possibilités de recyclage répété du plutonium dans les REP. Le nombre de recyclages possibles dans des REP standards varie avec les conditions opératoires (taux de combustion des UOX et des MOX) ainsi qu'en fonction des possibilités de dilution du plutonium de seconde génération (Pu/MOX) avec du plutonium de première génération (Pu/UOX) de meilleure qualité isotopique. En pratique, le recyclage du plutonium est limité aujourd'hui à un tour (« mono-recyclage ») et le plutonium « de seconde génération », contenu dans les combustibles MOX usés, n'est pas valorisé aujourd'hui : il est destiné à l'être dans les réacteurs de quatrième génération

Que peuvent apporter les réacteurs à neutrons rapides ?

Comme cela a déjà été indiqué plus haut, le recyclage récurrent (multi-recyclage) du plutonium et de l'uranium permet à la fois d'économiser l'uranium naturel et de produire un déchet ultime de volume, inventaire radiotoxique et puissance thermique notablement réduits.

On sait que les neutrons rapides autorisent une bien meilleure utilisation de l'uranium et du plutonium car outre le fait qu'ils permettent une transformation plus efficace de l'isotope 238 de l'uranium en plutonium,

la fission de tous les isotopes du plutonium devient possible, ce qui a aussi pour effet de limiter la production d'actinides mineurs. L'introduction de RNR dans le parc électronucléaire semble donc la voie naturelle pour utiliser le Pu contenu dans les combustibles MOX (aujourd'hui sans emploi, et qui pourrait être utilisé pour amorcer le déploiement des RNR) et plus généralement pour aller sur la voie d'un recyclage récurrent des matières valorisables.

Des scénarios de déploiement des RNR par paliers

Plutôt que de basculer brutalement dans un déploiement massif de RNR, hypothèse de certains exercices antérieurs, il a été ici retenu le principe d'un déploiement progressif, tenant compte des réacteurs, installations du cycle et matières existants, schéma nous paraissant mieux convenir à une dynamique de progrès technologiques dans le domaine, et présentant une meilleure flexibilité d'adaptation aux évolutions de contexte. La voie a été jalonnée par des « paliers » successifs : chaque franchissement de palier correspond à un déploiement plus important de RNR, et porte un objectif de progrès propre, d'ambition croissante.

Les paliers ont été identifiés comme suit :

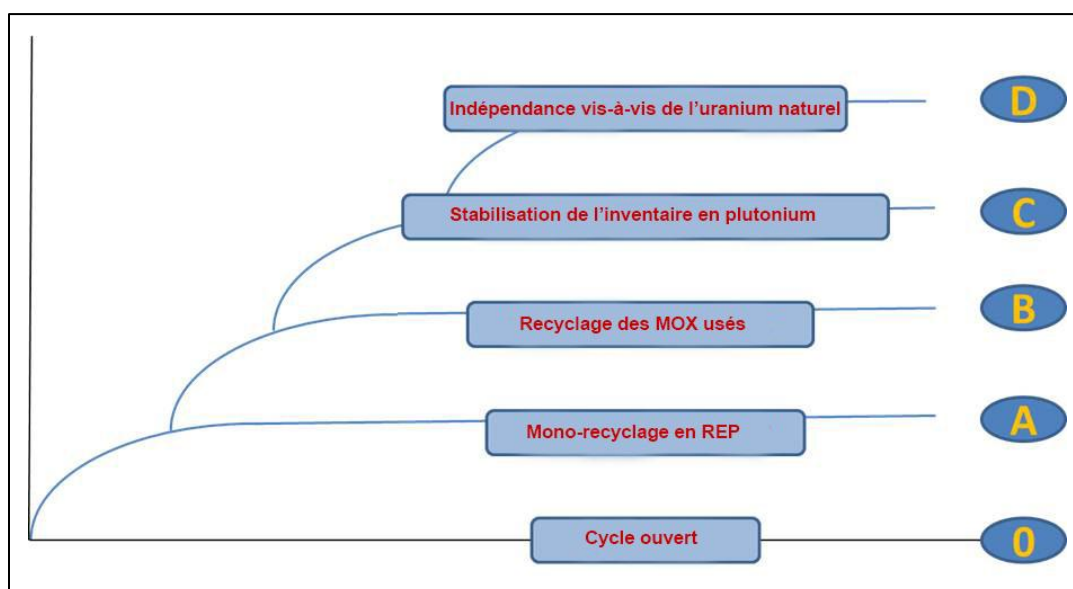


Figure 1- 7 : « Paliers » d'introduction de RNR et leurs objectifs

Palier A : « Mono-recyclage des combustibles usés en REP ».

Il se caractérise par la mise en œuvre d'un cycle du combustible permettant de valoriser au mieux (c'est-à-dire avec les limitations inhérentes aux réacteurs à eau) les matières fissiles encore présentes dans les combustibles usés, tout en réduisant le volume des déchets ultimes.

Le palier A correspond à un maintien de la situation actuelle sans déploiement de RNR : on poursuit le traitement des combustibles UOX usés avec recyclage du plutonium et de l'uranium (lequel est alors ré-enrichi) dans les REP. Les combustibles MOX et URE usés sont entreposés (dans l'attente d'une valorisation sur les paliers suivants).

Palier B : « Recyclage des MOX usés », ou, « bi-recyclage des combustibles usés ».

Son principe consiste à mettre en œuvre le nombre minimal de RNR nécessaire au recyclage du plutonium contenu dans les combustibles MOX usés des REP. Il s'agit donc d'un bi-recyclage du plutonium contenu dans les combustibles UOX usé (d'abord en MOX REP, puis en MOX RNR). Ce palier permet de stabiliser la quantité de MOX usés entreposés (en assurant une égalité des flux entre production et traitement des assemblages de combustible MOX usés). Il permet ainsi de valoriser le plutonium produit par le parc REP contemporain. En revanche, ce palier ne prévoit pas de recyclage du plutonium contenu dans les combustibles RNR usés. Il s'agit donc d'un palier essentiellement transitoire, permettant d'acquérir une expérience industrielle sur les RNR et les usines du cycle associées, préparant un déploiement plus large de la filière tout en présentant un impact limité (en raison du très faible nombre de RNR déployés) sur l'équilibre économique de la filière.

Palier C : « Stabilisation de l'inventaire global en plutonium par multi-recyclage ».

Il a pour objectif de mettre un terme à l'accroissement de la quantité de plutonium et d'en stabiliser l'inventaire à un niveau proche de ce qui est strictement nécessaire au fonctionnement du parc de réacteurs et en préparation du déploiement du palier suivant. Le principe de ce palier est de mettre en œuvre un parc symbiotique composé de REP et de RNR utilisant du combustible UOX (REP), du combustible MOX REP et MOX RNR dans une proportion telle que la consommation de plutonium dans les MOX REP (ou/et MOX RNR) puissent équivaloir la quantité de plutonium produite par ailleurs dans les UOX. Plusieurs combinaisons sont envisageables : une stratégie peut être de multi-recycler le plutonium sous forme de MOX dans les réacteurs REP, à condition de maintenir une qualité isotopique qui soit compatible avec ce recyclage. C'est alors l'objet des RNR qui valorisent le Pu des combustibles MOX usés, tout en améliorant sa qualité isotopique pour permettre son recyclage dans les REP chargés en MOX.

(Nota : la pertinence d'un « palier » à ce niveau apparaît questionnable ; il a cependant fait l'objet d'une analyse dans le cadre de cette étude et il pourrait être envisagé, après avoir amené à maturité les technologies RNR dans le palier B, une transition directe vers le palier D ci-après).

Palier D : « Indépendance vis-à-vis de l'uranium naturel ».

Il s'agit de mettre en œuvre un parc qui ne soit plus consommateur d'uranium naturel, autrement dit un parc qui ne contienne plus de réacteurs consommant du combustible UOX. Une première option correspond à un parc 100% RNR iso-générateurs (au terme de la durée de vie de tous les REP déployés sur les pliers précédents) et on retrouve là la situation postulée dans les précédentes études de scénarios. Une seconde option est également examinée : elle correspond à un parc globalement iso-générateur (pas de production nette de plutonium), associant des RNR surgénérateurs et des REP chargés 100% en MOX (équilibre entre la production et la consommation de plutonium à capacité installée constante).

Comme base de comparaison, on définit également un Palier 0, correspondant à un parc français hypothétique qui n'aurait fonctionné qu'en « cycle ouvert » (sans aucun recyclage). Ses caractéristiques sont données à l'annexe 1.1.

Ainsi, chaque palier peut être vu comme une étape vers le déploiement des systèmes nucléaires les plus avancés (c'est-à-dire vers le palier D), procurant la gestion des matières la plus performante et la plus aboutie ; mais chacun d'entre eux porte aussi en lui-même un progrès significatif par rapport au palier précédent.

Par ailleurs, on fait appel, depuis le palier A jusqu'au palier D, à une proportion toujours plus importante de RNR dans le parc ; une telle progressivité devrait permettre aux réacteurs à neutrons rapides de gagner en maturité industrielle au fil des paliers, jusqu'à devenir pleinement compétitifs pour les paliers les plus avancés, qui y feront plus largement appel.

Les grandeurs étudiées

Les paliers ont, dans un premier temps, été définis et caractérisés indépendamment les uns des autres et sans définir de période temporelle pour leur mise en œuvre. Une seconde partie des études s'intéresse aux transitions entre paliers pour définir leur déroulement et plus particulièrement leur calendrier : l'étude d'une transition du palier A (le palier actuel) vers le palier B est en particulier présentée en fin de ce chapitre.

Les calculs de flux de matières ont été réalisés avec le code Cosi (développé par le CEA), logiciel qui simule le fonctionnement d'un parc de réacteurs électronucléaires et des installations du cycle du combustible et son évolution dans le temps. Cosi fait appel, pour le calcul de l'irradiation du combustible au code d'évolution simplifié Cesar qui fournit l'évolution des grandeurs physiques d'intérêt (bilan matière et isotopique, activité, puissance résiduelle...).

L'évaluation des paliers a été menée dans une approche multicritères ; toutefois, une attention particulière est portée aux matières et déchets produits (caractéristiques, entreposage et stockage), au niveau d'indépendance énergétique et aux aspects économiques.

Les principales hypothèses d'étude

Hypothèses sur les réacteurs

Les conditions initiales des scénarios correspondent à un parc REP d'une puissance de 63,2 GWe. Le facteur de charge moyen retenu est de 78% (valeur actuelle).

Le choix a été fait de retenir comme hypothèse d'étude une production électronucléaire constante dans le temps, ainsi qu'une durée de vie des réacteurs futurs (REP et RNR) égale à 60 ans sur toute la durée des scénarios. Cette hypothèse simplificatrice comporte en elle-même des contraintes, ce qui pointe aussi une limite de nos études : elle impose en effet de ne mettre en service de nouveaux réacteurs que dans les créneaux de renouvellement du parc (2030-2060, 2090-2120, etc.) et au rythme fixé par la mise à l'arrêt des réacteurs existants au terme de leur durée de fonctionnement.

Quatre configurations de chargement de combustibles ont été retenues pour les REP : 100% UOX, 100% URE, 30% MOX et 100% MOX. Cette dernière n'est envisagée que pour les paliers C et D. Les caractéristiques des REP (nous avons retenu pour l'étude des REP de type EPR) sont rappelées en annexe 1.1.

Pour les RNR, nous avons retenu le concept de cœur CFV iso-générateur (caractéristiques adoptées pour la conception du démonstrateur Astrid). Deux modèles industriels ont été considérés : 1000 MW_e et 1450 MW_e. Pour ce dernier, on a également considéré une version avec couvertures radiales permettant de mettre en œuvre la transmutation de l'américium ou, pour certaines options de scénarios, d'atteindre un gain de régénération permettant d'atteindre l'iso-génération au niveau du parc. Les caractéristiques des RNR retenues sont rappelées en annexe 1.1.

Hypothèses sur les usines du cycle

Il a été supposé une durée de fonctionnement des usines du cycle (traitement et fabrication) de 50 ans, ce qui place les réflexions sur l'évolution des unités actuelles à l'horizon 2040-2050, au moment où les premiers RNR commerciaux pourraient être déployés.

Les « fonctions de transfert » caractérisant les performances des usines de traitement sont présentées en annexe 1.1.

1.3.2. Caractérisation des paliers

1.3.2.1. Le palier A : Mono-recyclage des combustibles usés en REP

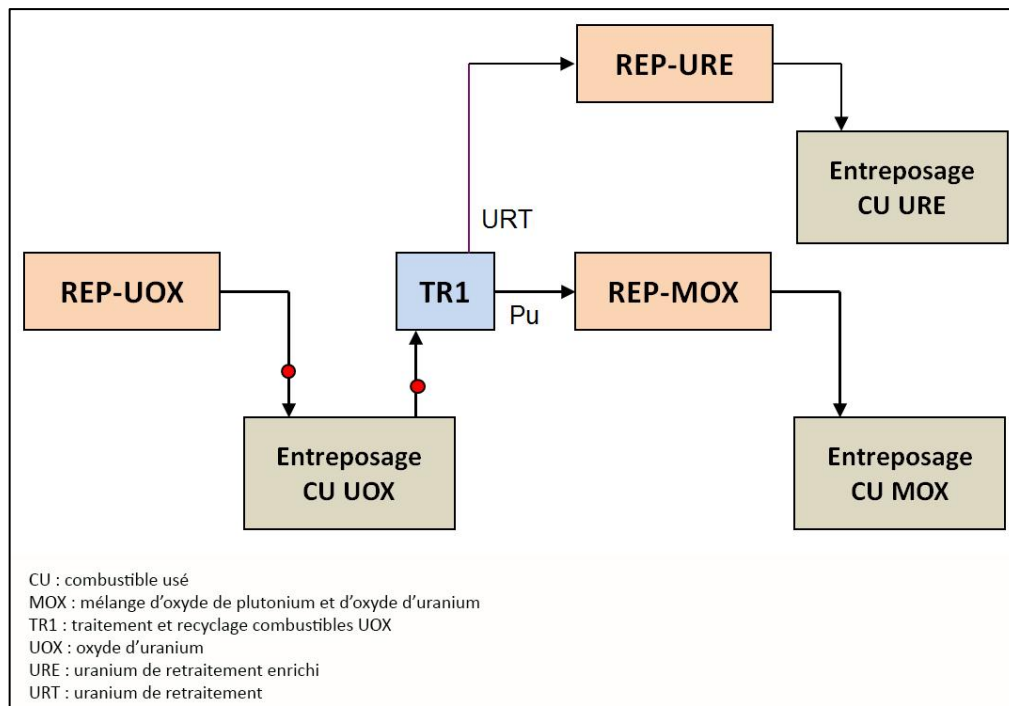


Figure 1- 8 : Schéma de principe du palier A

Objectif :

Il s'agit avec le palier A de valoriser pour une part l'uranium résiduel et le plutonium contenus dans les combustibles UOX usés, ce qui conduit à économiser des ressources naturelles, et à conditionner les déchets ultimes dans une matrice appropriée ; le besoin d'entreposage des combustibles UOX usés est alors stabilisé.

Principe de gestion des matières :

Les combustibles UOX sont traités au rythme de leur production (points rouges sur la figure) et la totalité du plutonium récupéré au traitement est recyclé sous forme de combustibles MOX au taux de 30%⁷ dans les réacteurs REP. Ce scénario correspond à une forme de statu quo par rapport à la situation actuelle (les REP arrivés en fin de vie étant remplacés par des REP dont les caractéristiques sont données en annexe).

L'uranium récupéré au traitement (URT) est enrichi et recyclé (c'est le combustible dit URE) au sein de réacteurs REP dédiés. La possibilité d'un tel recyclage a été démontrée dans le parc actuel (sur une quantité significative d'URT, au sein de 4 tranches dédiées), ce qui justifie cette hypothèse pour ce palier.

Les produits de fission et actinides mineurs sont immobilisés dans le verre (comme pratiqué pour le parc actuel, l'intérêt à divers égards d'une telle stratégie a été développé plus haut).

Les combustibles MOX et URE usés sont entreposés car le parc REP ne permet pas de recycler dans des conditions satisfaisantes les matières qu'ils renferment (plutonium et uranium de seconde génération). Ces combustibles usés sans emploi dans un tel schéma trouvent leur valorisation dans les paliers suivants : ils

⁷ Fraction de combustible MOX dans le cœur, retenue identique à la fraction retenue pour les réacteurs du parc actuel (les REP pris en compte dans l'étude sont conçus pour accepter 100% de charge en combustible MOX, on a choisi ici de retenir une hypothèse de continuité sur ce palier, ce paramètre ne présentant que peu d'intérêt à ce stade).

pourraient en revanche devenir des déchets en cas d'abandon de la perspective de multi-recyclage dans les paliers ultérieurs.

La proportion de réacteurs REP chargés en MOX et REP chargés en URE est déterminée par la prise en charge des flux de plutonium et d'uranium issus du traitement des combustibles UOX. Toutes choses étant égales par ailleurs, la composition du parc électronucléaire sera dépendante de la chronologie de traitement des combustibles UOX. En raison principalement de la décroissance radioactive relativement rapide (la période est de 14 années) de l'isotope fissile ^{241}Pu , la masse de plutonium récupérée au traitement ainsi que sa composition isotopique vont varier avec le temps de refroidissement des combustibles. Plus l'âge des combustibles sera important, plus la masse de plutonium récupéré sera réduite et son isotopie dégradée et en conséquence, plus le nombre de réacteurs chargés en MOX que l'on pourra alimenter avec ce Pu sera faible.

Dans la situation où l'on dispose d'un stock de combustibles usés, qui s'accroît régulièrement avec le déchargement de nouveaux combustibles, on considère généralement deux hypothèses enveloppes :

- Le traitement par ordre chronologique (encore appelé « cold first »), consistant à traiter en premier lieu les combustibles les plus refroidis. Cette stratégie conduit, à taux de combustion identique, à traiter de vieux combustibles avec un plutonium de teneur moindre en isotopes fissiles et en plus faible quantité. Son principal avantage est de stabiliser l'âge moyen des combustibles entreposés. Cette hypothèse minimise la part de réacteurs REP chargés en MOX dans le parc ;
- Le traitement par ordre chronologique inverse (ou « hot first ») consiste à traiter d'abord les combustibles les moins refroidis pour en extraire un plutonium de meilleure qualité. La contrepartie est que les combustibles les plus anciens continuent de vieillir et que l'âge moyen des combustibles usés en entreposage ne fait que croître. Cette hypothèse maximise la part de réacteurs REP chargés en MOX dans le parc.

Dans cette étude, le traitement des combustibles UOX par ordre chronologique a été retenu comme hypothèse de référence (pour éviter de maintenir durablement en entreposage les combustibles les plus âgés). Dans certains cas où la qualité isotopique du plutonium récupéré serait par trop dégradée, cette hypothèse de travail pourrait éventuellement être amendée en réalisant un mélange de combustibles (anciens et récents).

Composition type du parc au palier A (100% REP) :

Le parc caractéristique du palier A serait constitué de 38 REP (les caractéristiques retenues sont celles de l'EPR, cf. annexe 1.1) produisant 423 TWh/an avec un facteur de charge de 83% (valeur plus élevée que la valeur obtenue sur le parc actuel : on a tenu compte de l'accroissement du facteur de disponibilité lié aux gestions de combustible envisagées sur les EPR). La capacité nette installée serait de 58,1 GW_e se décomposant de la manière suivante :

- 24 REP 100% UOX (36,7 GWe) ;
- 11 REP 30% MOX (16,8 GWe) ;
- 3 REP 100% URE (4,6 GWe).

Au global, 9 % de l'électricité nucléaire serait produite par des combustibles MOX, 8 % par des combustibles URE et 83% par des combustibles UOX.

La diminution de puissance installée par rapport au cycle actuel (58,1 GWe contre 63,1 GWe) est ici le résultat de l'évolution attendue du facteur de charge des réacteurs.

Flux caractéristiques du palier A :

Comme déjà précisé, ces résultats sont obtenus avec l'hypothèse d'un traitement des combustibles UOX par ordre chronologique, ce qui revient à traiter les combustibles UOX avec une durée moyenne de refroidissement de 20 années.

- La consommation en uranium naturel d'un tel parc, avec les hypothèses retenues pour les opérations d'enrichissement⁸, serait de l'ordre de 6300 t/an, soit une économie de l'ordre de 17% par rapport à un parc fonctionnant en cycle ouvert (palier « 0 »).
- Les besoins en fabrication de combustibles seraient les suivants :
 - 800 t/an de combustibles UOX enrichis à 4,2% d'uranium 235 ;
 - 75 t/an de combustibles URE (présentant un enrichissement de 4,8%) ;
 - 83 t/an de combustibles MOX avec une teneur en plutonium moyenne de l'ordre de 11%.
- Les besoins en traitement (pour l'alimentation des REP en combustible MOX) seraient de 820 t/an de combustibles UOX usés en régime établi. Cette quantité est un peu supérieure à la quantité de combustible déchargée annuellement (800 t/an) amenant une (très lente) résorption du stock des combustibles UOX entreposés.
- Besoins en entreposage : dans les conditions définies ci-dessus, les quantités de combustibles usés à entreposer augmenteraient respectivement de 83 t/an et 75 t/an pour les MOX et les URE mais diminueraient de 20 t/an pour les UOX. Au global, la quantité totale de combustibles usés entreposée augmenterait d'environ 140 t/an (que l'on peut comparer aux 960 t/an qui seraient générées par un parc fonctionnant en cycle ouvert.)
- Inventaires matières du palier A :
 - L'inventaire de plutonium augmenterait au rythme de 7,4 t/an. La grande majorité de cet inventaire se trouverait dans les combustibles usés entreposés, notamment les combustibles MOX-REP ;
 - L'inventaire total en actinides mineurs augmenterait au rythme de 3,2 t/an et se répartirait pratiquement pour moitié entre les déchets vitrifiés issus du traitement des combustibles UOX et les combustibles usés entreposés. Cette valeur tient compte des quantités produites pendant l'irradiation des combustibles mais aussi des quantités formées pendant l'entreposage des combustibles usés (²⁴¹Am formé par décroissance radioactive du ²⁴¹Pu) ;

Ainsi, par rapport au cycle ouvert, la présence dans le parc de réacteurs REP chargés en MOX consommateurs de plutonium entraînerait pour le palier A un inventaire en plutonium plus faible mais une augmentation de l'inventaire en actinides mineurs. L'inventaire global en éléments transuraniens (plutonium et actinides mineurs) se trouverait globalement réduit de l'ordre de 15% ;

 - Le stock d'uranium appauvri entreposé, issu des opérations d'enrichissement, augmenterait sur le palier A d'environ 5500 t/an (une très faible fraction étant utilisée pour la fabrication des combustibles MOX REP).

⁸ Hypothèse : teneur de 0,2% en ²³⁵U dans l'uranium appauvri

1.3.2.2. Le palier B : Recyclage des MOX usés (ou bi-recyclage des combustibles usés) en REP puis RNR

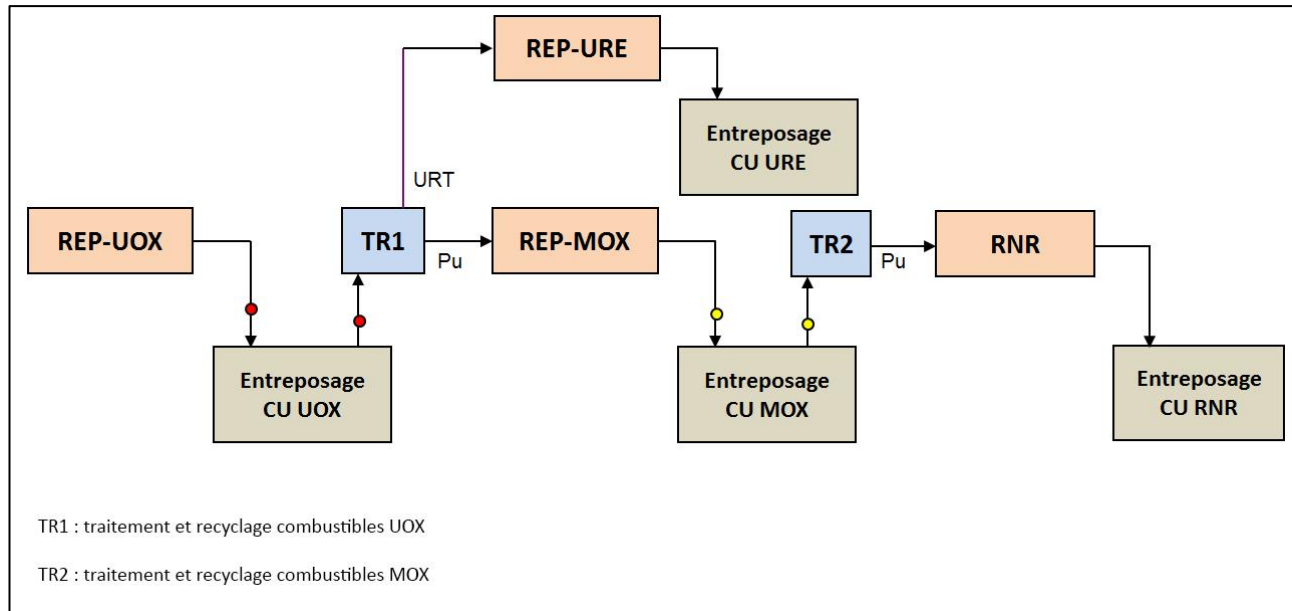


Figure 1- 9 : Principe du palier B

Objectif :

L'objectif du palier B est de recycler le plutonium contenu dans les combustibles MOX usés en mettant en œuvre le nombre (limité) de RNR nécessaires à cette opération ; l'entreposage des combustibles MOX usés est alors stabilisé.

Ce palier constitue l'apprentissage industriel, sur quelques unités, d'une composante RNR dans un parc restant essentiellement composé de REP.

Principe de gestion des matières :

En complément des principes adoptés pour le palier A, les combustibles MOX usés sont recyclés, équilibrant les flux d'entrée et de sortie de l'entreposage (points jaunes sur la figure). Les RNR sont alimentés uniquement par le plutonium issu du traitement des combustibles MOX REP et les combustibles RNR usés ne sont pas recyclés.

La production énergétique totale du parc étant maintenue constante dans nos hypothèses, le déploiement de quelques RNR (en substitution à des REP en fin de vie) réduit le nombre de REP et conduit à réajuster légèrement le nombre de REP chargés en combustibles MOX et URE par rapport aux résultats obtenus lors de l'étude du palier A.

La puissance RNR nécessaire pour stabiliser l'entreposage des REP chargés en MOX découle directement du flux de plutonium provenant du traitement des combustibles MOX REP ; elle va dépendre pour l'essentiel de deux paramètres :

- de la puissance unitaire des RNR : un cœur de petite taille, présentant une proportion plus grande de « neutrons de fuite » non utiles, va nécessiter une concentration de matière fissile plus importante pour une puissance donnée. Aussi, pour gérer un flux donné de plutonium, la puissance RNR à déployer sera d'autant plus faible que la taille des réacteurs sera elle-même faible. Il a ainsi été estimé qu'il

faudrait, pour stabiliser l'inventaire des MOX REP usés dans ce palier B⁹, déployer 3 RNR de 1450 MWe (soit 4.3 GWe) ou 5 RNR de 600 MWe (soit 3GWe) ;

- de la chronique de traitement des combustibles MOX usés : à l'instar de ce qui a été dit plus haut pour les combustibles UOX, des temps de refroidissement élevés réduisent la quantité et la qualité du plutonium récupéré et conduisent à une moindre puissance RNR. Dans le cas d'un traitement chronologique inverse (stratégie « hot first »), trois RNR 1450 MWe sont nécessaires pour stabiliser l'entreposage des combustibles MOX usés. Dans le cas du traitement chronologique (« cold first »), la qualité du plutonium récupéré étant moins bonne, deux RNR du même type suffisent.

Pour mener l'étude du palier B, il a été retenu, s'agissant de la puissance unitaire des RNR de ce palier qui seront les premiers exemplaires d'un modèle industriel de RNR de 4^{ème} génération, une puissance proche de 1000 MW_e : celle-ci se situe à un niveau intermédiaire entre le démonstrateur Astrid et le « réacteur filière ». Concernant la stratégie de traitement des combustibles usés MOX des REP, il a été retenu une position médiane entre les deux stratégies étudiées lors des études paramétriques, à savoir un mélange constitué, à parts approximativement égales, de combustibles anciens et récents. Cette stratégie permet d'atténuer certaines difficultés pressenties dans les stratégies enveloppes : pour la stratégie « hot-first », une fraction de ²³⁸Pu élevée (dépassant 4%), contraignante en termes de radioprotection et de thermique dans le cycle – pour la stratégie « cold first », une forte teneur en plutonium (~30%) des combustibles RNR, conséquence de l'importante dégradation isotopique pendant l'entreposage.

Composition type du parc au palier B

Le parc nucléaire du palier B comporterait 35 REP et 3 RNR de 1000 MW_e, pour produire de l'ordre de 410 TWh/an. La capacité nette installée est de 56,5 GW_e se décomposant de la manière suivante :

- 22 REP 100% UOX (33,7 GWe) ;
- 10 REP 30% MOX (15,3 GWe) ;
- 3 REP 100% URE (4,6 GWe) ;
- 3 RNR (3,0 GWe).

Dans cette configuration, la production serait assurée à hauteur de 8% par les combustibles MOX REP, de 8% par les combustibles URE, de 79% par les combustibles UOX, et de 5% par les combustibles MOX RNR.

Flux caractéristiques du palier B :

Ce palier se caractériserait donc par le déploiement d'une petite flotte de RNR représentant environ 5% de la puissance totale du parc électronucléaire. La présence de ces quelques RNR ne modifierait que très marginalement les flux de matières et inventaires relevés par rapport au palier A.

- La consommation d'uranium naturel s'établirait à environ 5800 t/an.
- Les besoins en fabrication de combustibles seraient les suivants :
 - 730 t/an de combustibles UOX enrichis à 4,2% d'uranium 235 ;
 - 75 t/an de combustibles URE avec un enrichissement de 4,8% ;
 - 75 t/an de combustibles MOX avec une teneur en plutonium moyenne de l'ordre de 11% ;
 - 26 t/an de combustibles RNR (dont 17 t/an de pastilles (U,Pu)O₂ avec une teneur moyenne en plutonium de l'ordre de 27%, le reste étant des pastilles UO₂).

⁹ Avec un nombre entier de réacteurs, il est rarement possible d'obtenir une stricte égalité des flux entrant et sortant de l'entreposage.

- Les besoins en traitement seraient de 750 t/an de combustibles UOX et de 65 t/an de combustibles MOX, les flux de plutonium issus des deux types de combustibles usés devant être gérés de manière distincte.
- Besoins en entreposage : dans les conditions définies ci-dessus, les quantités de combustibles usés à entreposer augmenteraient respectivement de 26 t/an et 75 t/an pour les RNR et les URE.

Inventaires matières

- L'inventaire de plutonium augmenterait au rythme de 7,1 t/an. La grande majorité de cet inventaire se trouverait dans les combustibles usés entreposés, notamment les combustibles RNR.
- L'inventaire total en actinides mineurs augmenterait au rythme de 3,1 t/an. Ce surcroît se répartirait ici de façon prépondérante dans les déchets issus du traitement des combustibles UOX et MOX REP et, en partie moindre, dans les combustibles entreposés.
- Le stock d'uranium appauvri augmenterait d'environ 5000 t/an (une –très faible- partie de l'uranium appauvri serait utilisée pour la fabrication du combustible MOX REP et aussi du combustible MOX RNR pour ce palier).

1.3.2.3. Le palier C : stabilisation de l'inventaire en plutonium par multi-recyclage

Objectif :

Le palier C correspond à la mise en œuvre du multi-recyclage du plutonium dans un parc mixte REP et RNR avec l'objectif de stabiliser l'inventaire en plutonium. L'idée est de mettre un terme à l'accroissement de l'inventaire en combustibles usés, pour ne pas accumuler des quantités de plutonium qui dépassent les besoins appelés par le développement jusqu'au palier le plus abouti (le palier D).

Principe de gestion des matières :

Ce palier considère donc le traitement de tous les types de combustibles usés, en particulier les combustibles RNR et le multi-recyclage du plutonium ainsi récupéré. Deux principales options semblent envisageables : le multi-recyclage du plutonium peut être soit opéré dans les seuls RNR, soit à la fois dans les REP et les RNR, comme illustré ci-dessous.

Option 1 : recyclage du plutonium dans les seuls RNR

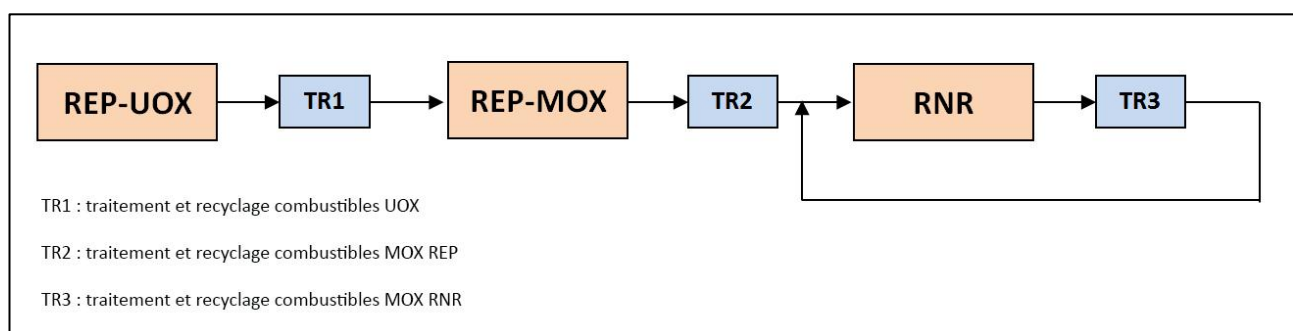


Figure 1- 10 : Schéma de principe du palier C (option 1)

Le principe est ici de recycler le plutonium dans les seuls RNR, ces réacteurs étant par nature les plus aptes à réaliser ce multi-recyclage. Néanmoins, l'ensemble REP chargés en UOX et en MOX étant globalement producteurs net de plutonium, il faut alors, pour stabiliser l'inventaire global en plutonium, adopter un mode « sous-générateur » pour les RNR (qui doivent être « consommateurs nets » - on dit aussi « brûleurs » - de plutonium).

Option 2 : recyclage du plutonium dans les REP-MOX et les RNR

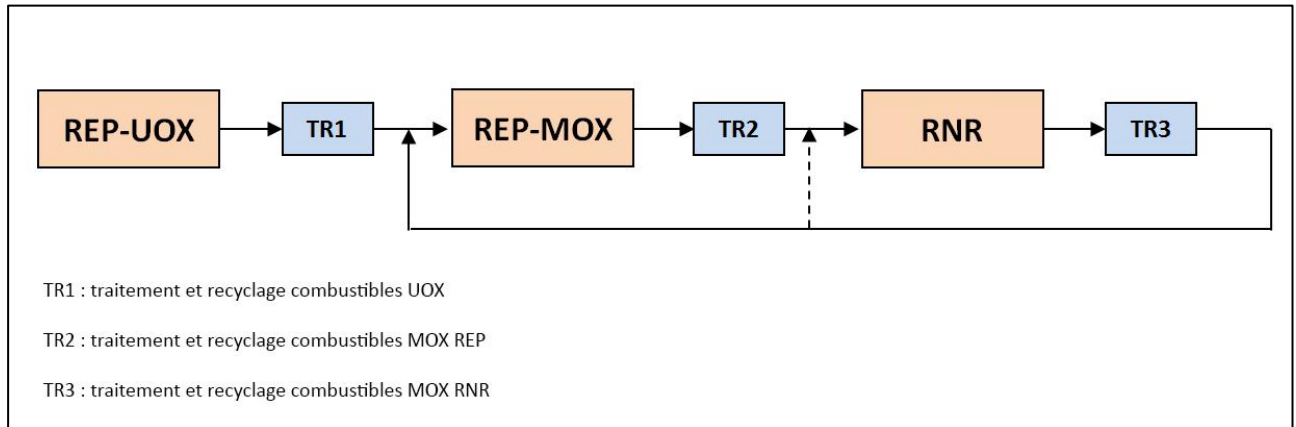


Figure 1- 11 : Schéma de principe du palier C (option 2)

Le principe est ici de mettre en œuvre une part plus importante de réacteurs REP chargés en combustible MOX, qui sont consommateurs nets de plutonium mais qui, on l'a vu, ne peuvent multi-recycler celui-ci en raison de la dégradation de sa composition isotopique au fil des recyclages. On peut alors envisager d'utiliser les RNR pour « redresser » cette composition isotopique et permettre ainsi sa réutilisation dans les REP. Les RNR n'ont alors plus forcément à être opérés en mode « sous-générateur », tout le plutonium pouvant alors être consommé dans les REP sous forme de combustible MOX.

Il a par ailleurs été considéré que sur ce palier, qui incorpore dans le parc un nombre plus important de RNR que le palier précédent, l'uranium récupéré lors du traitement des UOX (URT) pouvait être utilisé pour la fabrication de combustibles RNR : il n'y a donc plus de ré-enrichissement de l'URT, et le parc ne comporte alors plus sur ce palier de REP chargés en combustibles URE.

Composition étudiée du parc au palier C

Il a été retenu d'étudier, parmi les nombreuses options possibles, une composition :

- qui minimise le nombre de RNR nécessaires (dans la logique de progressivité adoptée plus généralement pour cette étude) ; cela conduit à retenir à ce stade l'option 2 ci-dessus, dans laquelle le plutonium est produit par les REP chargés en UOX, consommé ensuite dans les REP chargés en MOX, les RNR assurant un redressement de sa composition isotopique pour permettre son recyclage en REP ;
- qui simplifie autant que cela est possible l'architecture du cycle des matières (celle-ci demeurant toutefois dans tous les cas complexe).

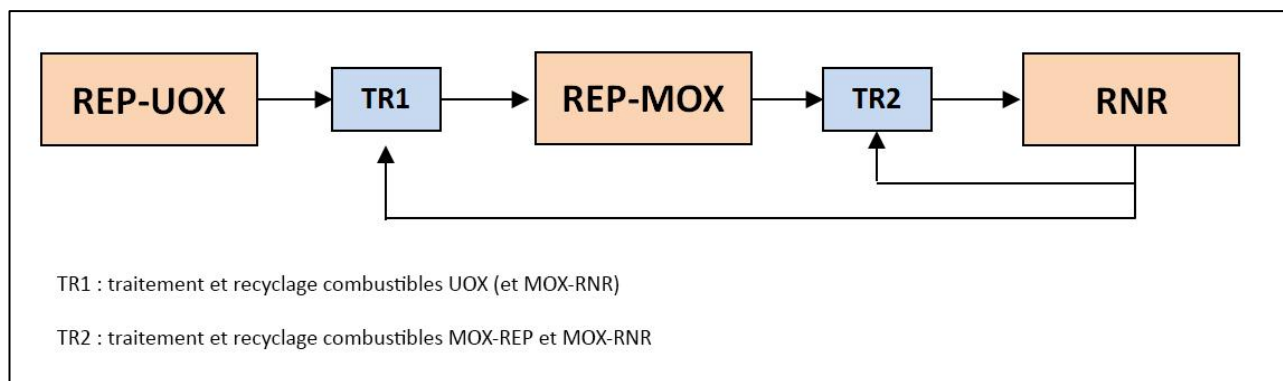


Figure 1- 12 : Schéma de principe retenu pour l'étude du palier C

La composition présentée ici du palier C comporterait 22 REP et 16 RNR, l'ensemble produisant 420 TWh/an. La proportion de combustible MOX serait de 40% dans les REP, ce qui conduirait à proposer des REP 100% MOX (envisageable avec les EPR par conception) en complément du chargement classique à 30% retenu pour les paliers précédents.

La capacité nette installée serait de 57 GW_e, se décomposant de la manière suivante :

- 19 REP 1530 MWe chargés à 30% en combustible MOX (29,1 GWe) ;
- 3 REP 1600 MWe chargés à 100% en combustible MOX (4,8 GWe) ;
- 16 RNR 1450 MWe (23,2 GWe).

Dans cette configuration, la production électronucléaire serait assurée à hauteur de 65% par les combustibles MOX (REP ou RNR) et de 35% par les combustibles UOX.

Pour permettre de recycler directement le plutonium issu des RNR dans les REP sous forme de MOX, il convient d'une part de prévoir une première phase où ce plutonium est recyclé en RNR ; la durée de cette phase initiale sera d'autant plus élevée que le plutonium issu des RNR sera moins bien « redressé » ; on peut, pour la limiter, aménager les performances des RNR pour les rendre légèrement producteurs nets de plutonium, la qualité isotopique du plutonium étant alors plus aisément ramenée dans le domaine acceptable pour les REP, le système restant toujours (par construction) globalement iso-générateur.

Flux caractéristiques du palier C (sur l'exemple de la configuration étudiée) :

- la consommation d'uranium naturel s'établirait à 2700 t/an. Elle serait fortement réduite par rapport aux paliers précédents (de l'ordre de -53% par rapport au palier A) ;
- les besoins en fabrication de combustibles seraient les suivants :
 - 335 t/an de combustibles UOX enrichis à 4,2% d'uranium 235 ;
 - 220 t/an de combustibles MOX avec une teneur en plutonium moyenne de l'ordre de 10 à 11% ;
 - 275 t/an de combustibles RNR.
- les besoins en traitement seraient de 590 t/an de combustibles UOX (et URE), de 170 t/an de combustibles MOX-REP et de 270 t/an de combustible MOX RNR en régime établi.
- les besoins en entreposage : le principe de ce palier est de recycler tous les combustibles usés produits, donc de stabiliser les entreposages ; le niveau auquel cette stabilisation serait opérée dépendrait du niveau préexistant à l'enclenchement de ce palier, et de la dynamique retenue pour la mise à l'équilibre ;

- les inventaires matières :
 - l'inventaire en plutonium serait stabilisé à l'équilibre du palier C. Le niveau de cet inventaire serait, comme celui des entreposages, variable selon les choix opérés lors des phases amont. Le palier peut être toutefois caractérisé par un inventaire de plutonium « utile », correspondant à la masse présente dans les réacteurs et le cycle du combustible associé (ne prenant en compte, pour les combustibles entreposés, que le stock effectivement mobilisé à l'équilibre du palier) : cet inventaire « utile » serait de l'ordre de 700 tonnes de plutonium ;
 - l'inventaire total en actinides mineurs augmenterait au rythme d'environ 3,6 t/an, l'augmentation par rapport au palier précédent étant liée au traitement de combustibles MOX REP, plus fortement chargés en actinides mineurs ;
 - le stock d'uranium appauvri augmenterait encore à ce stade de 2100 t/an.

1.3.2.4. Le palier D : indépendance vis-à-vis de l'uranium naturel

Objectifs :

Le palier D vise la suppression de tout besoin d'uranium naturel pour l'alimentation du parc et, comme pour le palier précédent, la stabilité de l'ensemble des inventaires.

Principes de gestion des matières :

L'objectif d'indépendance vis-à-vis de l'uranium naturel impose que le seul combustible soit le combustible à base de plutonium (MOX REP ou MOX RNR) ; sur ce palier, uranium et plutonium sont multi-recyclés jusqu'à la transformation complète de l'uranium ^{238}U en plutonium ^{239}Pu , et jusqu'à la « combustion » complète du plutonium ; celle-ci est compensée par un appoint d'uranium : uranium appauvri, ou aussi (temporairement) uranium issu de stocks d'URT ou de traitement de combustibles URE).

Deux options peuvent ici aussi être envisagées, pour un parc globalement isogénérateur :

- un parc homogène 100% RNR (version D1) ;
- un parc mixte, composé de RNR surgénérateurs (produisant le plutonium à partir de l'uranium 238) et de REP 100% MOX (consommant le plutonium ainsi produit dans les RNR) (version D2).

(Nota : les indices 1 et 2 sont ici arbitraires : ils identifient des options différentes, sans référence à un ordre chronologique de déploiement)

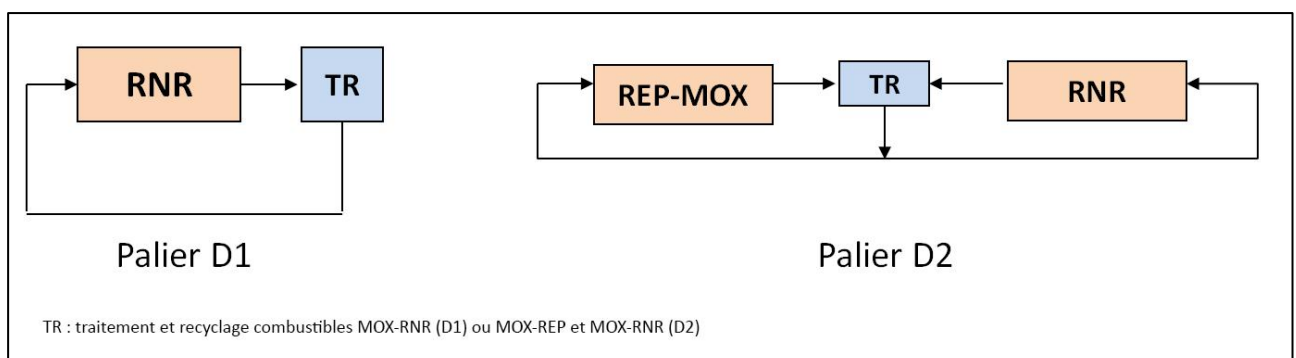


Figure 1- 13 : Schéma de principe du palier D

Composition type du parc au palier D

- Le palier D1 pourrait être constitué de 41 RNR isogénérateurs 1450 MWe, soit une puissance installée de 59 GWe.
- Le palier D2 pourrait être constitué de 28 RNR 1450 GWe et 10 REP 1600 MWe, chargés à 100% en MOX, soit une puissance installée de 57GWe.

Dans ce cas, les REP chargés en MOX étant consommateurs nets de plutonium, il conviendrait que les RNR puissent compenser cette consommation en étant opérés en mode légèrement surgénérateur.

Flux caractéristiques au palier D :

- Par construction, la consommation d'uranium naturel est nulle. Le palier D ne comporte plus de réacteurs utilisant l'²³⁵U et peut dès lors se passer totalement d'uranium naturel ainsi que des services d'enrichissement associés.

Un appoint en uranium (appauvri ou URT) de l'ordre de 60 tonnes/an suffirait à son alimentation exogène sur l'option D1.

- Besoins en fabrication et en traitement

Dans la version D1, les besoins de fabrication et de traitement de combustibles (MOX-RNR exclusivement) s'élèveraient à environ 500 t/an.

Dans la version D2, les flux de combustibles à la fabrication et au traitement s'établiraient à de l'ordre de :

- 400 t/an de combustible MOX RNR cœur ;
- 100 t/an de couvertures radiales (pour assurer la surgénération de cette composante du parc) ;
- 250 t/an de combustibles MOX REP.

- Besoins en entreposage :

Ils sont stabilisés comme pour le palier précédent ; le besoin en uranium d'appoint pourrait conduire à faire diminuer le stock d'URT ou URE usés.

- Inventaires matières (pour la version D1, 100% RNR)
 - L'inventaire « utile » de plutonium serait de l'ordre de 1000 t.
 - L'inventaire d'actinides mineurs augmenterait à raison de 2,2 t/an contenues pour l'essentiel dans les déchets. La production d'actinides mineurs serait réduite d'un tiers par rapport au palier précédent (pour s'établir à 2,2 t/an) Cela illustre que le recyclage du plutonium en RNR conduit à une production plus faible d'actinides mineurs qu'un même recyclage en REP.

1.3.2.5. Synthèse des résultats

On trouvera dans le tableau ci-après un récapitulatif des caractéristiques des différents paliers étudiés (composition du parc, flux et inventaires caractéristiques). Il apparaît que l'évolution proposée ici du palier A vers le palier D conduit à améliorer, à chacune des étapes, les grandeurs caractéristiques d'une gestion durable des matières, notamment la consommation en uranium naturel ou l'entreposage de matières sans emploi (plutonium dans les combustibles usés notamment).

Ceci nous semble de nature à confirmer l'intérêt d'une telle démarche, qui permet par ailleurs, comme indiqué plus haut, de faire progresser à chaque palier la maturité industrielle des réacteurs à neutrons rapides, dont l'introduction au palier B reste très modeste (5% du parc).

Une interrogation demeure à propos du palier C, qui reste de conception et surtout d'opération complexe : il pourrait être envisagé aussi de passer directement du palier B au palier D, moyennant bien sûr une dynamique de déploiement appropriée.

	Palier A	Palier B	Palier C	Palier D1	Palier D2	Palier 0
	<i>mono-recyclage parc REP</i>	<i>bi-recyclage parc REP et RNR</i>	<i>multi-recyclage parc REP et RNR</i>	<i>multi-recyclage parc RNR</i>		<i>cycle ouvert parc REP</i>

Fraction GWe RNR	0%	5%	40%	100%	75%	0
Taux de MOX parc REP	~10%	~10%	~40%		100%	0
Consommation Uranium naturel	6 300 t/an	5 800 t/an	2 700 t/an	0	0	7 600 t/an
Fabrication UOX (et URE)	800 (+75) t/an	730 (+75) t/an	335 t/an			960 t/an
Fabrication MOX REP	83 t/an	75 t/an	220 t/an		255 t/an	
Fabrication MOX RNR		26 t/an	215 t/an	480 t/an	375 t/an	
Traitement UOX (+URE)	820 t/an	750 t/an	570 (+20) t/an			
Traitement MOX REP		75 t/an	170 t/an		255 t/an	
Traitement MOX RNR			275 t/an	480 t/an	475 t/an	
Flux de Pu dans le cycle	~9 t/an	~12 t/an	~50 t/an	~75 t/an		
Production nette Pu (inventaire utile)	+ 7,4 t/an	+ 7,1 t/an	Stable (~700 t)	Stable (~1000 t)	Stable (~1100 t)	+ 10,5 t/an
Production nette actinides mineurs	+ 3,2 t/an	+ 3,1 t/an	+ 3,6 t/an	+ 2,2 t/an	+ 3.3t/an	+ 2,5 t/an
Stock combustibles usés	+ 160 t/an (MOX REP+URE)	+ 100 t/an (MOX RNR+URE)	Stable	Stable	Stable	+ 960 t/an (UOX)

Tableau 1- 3 : SYNTHÈSE DES RESULTATS

1.3.3. Evaluation complémentaire des paliers

Une évaluation complémentaire, en considérant divers champs et attributs qui paraissent importants pour une évaluation « multicritères », a été menée. Pour cela, nous nous sommes limités le plus souvent à l'évaluation des paliers « extrêmes » (cycle ouvert - palier 0 - et multi-recyclage dans un parc homogène de RNR –palier D1-), ainsi qu'au palier correspondant à la situation actuelle (palier A) et à l'introduction des premiers RNR (palier B). Cela nous semble suffire à illustrer les tendances et ordres de grandeurs essentiels liés à la mise en œuvre d'options de recyclage plus poussées.

1.3.3.1. Les déchets

Nous avons estimé la production de déchets aux divers paliers, et sur l'ensemble du cycle des matières (amont et aval) selon les diverses catégories répertoriées dans la classification française ; les déchets liés au démantèlement des installations n'ont pas été évalués.

Données utilisées pour l'évaluation

Déchets miniers :

Les déchets issus de l'extraction et du traitement du minerai d'uranium ont été estimés en considérant que la quasi-totalité du minerai extrait est traitée et se retrouve dans les résidus miniers, à la quantité d'uranium près : ainsi, en considérant un minerai avec une teneur moyenne en uranium de 0,2 %, la production d'un kg d'uranium génère 500 kg de résidus solides, valeur cohérente avec des données internationales. Ce flux de déchets bruts entreposés sur les sites de traitement constitue une première estimation majorante ne différenciant ni la teneur du minerai, ni les techniques d'extraction (extraction dans des mines souterraines, à ciel ouvert ou par lixiviation in-situ) susceptibles d'influencer la production de déchets.

Déchets des opérations de conversion :

Les résidus produits lors de la transformation des concentrés d'uranium en tétrafluorure d'uranium (UF₄), actuellement entreposés sur le site de production, ont été estimés à partir de données tirées du Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs (PNGMDR) 2013-2015.

Déchets de très faible activité (TFA) et de faible et moyenne activité à vie courte (FMA-VC) :

Ces déchets, issus de l'exploitation des usines du cycle et des réacteurs, sont de nature diverse (métaux, tenues, gants, pièces électriques, filtres, ...) et sont aujourd'hui conditionnés dans des conteneurs de type divers (caissons de plusieurs m³, fûts de centaines de litres, ...).

Les ratios (m³ au TWh produit) aujourd'hui observés pour ces déchets (issus de l'inventaire Andra et des rapports annuels d'INB) ont, pour les REP, été reconduits. Pour les RNR, les données retenues proviennent du retour d'expérience de l'exploitation de Phénix et de Superphénix.

Déchets de moyenne activité à vie longue (MA-VL) :

Les déchets MA-VL sont aujourd'hui constitués essentiellement des structures métalliques des assemblages de combustibles usés qui sont séparées des matières nucléaires lors du traitement des combustibles usés, aujourd'hui compactées puis conditionnées en CSD-C (Conteneur standard de déchets compactés). Les autres déchets de cette catégorie sont en plus faible proportion (déchets contaminés en émetteurs alpha, issus des opérations de fabrication de combustibles MOX). On a fait l'hypothèse, pour établir les comparaisons entre paliers, d'une continuité technologique pour le conditionnement des produits homologues.

Le tableau 1-3 présente les structures des assemblages de combustible, respectivement REP et RNR.

	UOX-REP 45 GWj.t ⁻¹	MOX-REP 46 GWj.t ⁻¹	MOX-RNR 92 GWj.t ⁻¹
Structures (en kg/TWhe):			
- Tête, pied, gaines	900	860	1 280
- Tube hexagonal	-	-	700
CSD-C / TWhe	2,4	-	4,4
(m ³ / TWhe)	(0,43)	-	(0,80)

Tableau 1- 4 : Eléments de structure des combustibles

Nota : Par conception, les assemblages RNR comportent une plus grande quantité d'éléments de structures (notamment par la présence du tube hexagonal enserrant les faisceaux d'aiguilles combustibles). Ramené à l'énergie produite par chaque type de combustible, le nombre de colis de déchets de structure produit s'avère plus important à l'issue du traitement de combustibles RNR que pour le traitement des combustibles REP. Certains autres déchets de structure des RNR (notamment les protections neutroniques supérieures, dépendant fortement de la conception du réacteur), ne sont pas considérés pour cette étude.

Il convient de rappeler toutefois que les colis MA-VL ne présentent pas un dégagement thermique important, et n'ont qu'une incidence limitée sur l'emprise du stockage (ils peuvent être gérés de façon compacte au sein des alvéoles de stockage, à la différence des déchets HA dont la thermicité conditionne pour l'essentiel l'emprise globale du stockage) ; on considère que si l'on fait abstraction de déchets « historiques », l'emprise des MA-VL est de l'ordre d'un facteur 8 inférieure à celle des HA (concept Andra 2005).

Déchets de haute activité (HA)

Les déchets HA comprennent les produits de fission et d'activation ainsi que les actinides mineurs qui sont formés au sein du combustible lors du séjour en réacteur. Ces éléments sont aujourd'hui vitrifiés et conditionnés dans un colis de type CSD-V (Conteneur standard de déchets vitrifiés). Le tableau 1-4 précise les quantités de produits de fission et d'actinides mineurs présents dans des combustibles mis en œuvre aujourd'hui (UOX, MOX) et attendues dans les RNR. L'estimation du nombre de colis vitrifiés prend en compte d'une part la teneur maximale en produits de fission et actinides dans le verre (17,5%), et d'autre part la « borne alpha », limitant l'incorporation d'émetteurs alpha (pour limiter les dommages qu'ils pourraient provoquer dans le verre par auto-irradiation) ; la valeur limite de $2 \cdot 10^{19}$ désintégrations par seconde et par gramme de verre, cumulées à 10000 ans, a été considérée ici (hypothèse paraissant raisonnable compte-tenu des développements en cours). Cela est particulièrement important pour les verres issus du traitement de MOX REP et RNR, qui comportent des teneurs en éléments transuraniens plus élevées que les verres UOX.

	UOX-REP 45 GWj.t ⁻¹	MOX-REP 46 GWj.t ⁻¹	MOX-RNR 92 GWj.t ⁻¹
Actinides mineurs Am – Np – Cm (en kg/TWhe)	3,8 1,9 – 1,7 – 0,2	17,5 14,3 – 0,5 – 2,7	4,3 3,7 – 0,4 – 0,2
Produits de fission (en kg/TWhe)	130	130	110
CSD-V / TWhe (m ³ / TWhe)	2,2 (0,40)	5,3 0,9	1,8 (0,32)

Tableau 1- 5 : Résidus du traitement de combustibles refroidis 5 ans

Résultats d'évaluation pour les divers paliers :

Les évaluations des volumes de déchets pour les paliers A, B, D sont présentées dans le tableau ci-après et comparées aux valeurs homologues en cycle ouvert (palier 0) ; elles sont ramenées à l'énergie produite par l'ensemble du parc.

Outre les caractéristiques des déchets produits, il nous a paru important de faire figurer aussi, pour chacun des paliers considérés, les quantités de combustibles usés sans emploi qui deviendraient de facto des déchets si l'on ne déployait pas les paliers suivants, à l'instar de ce que sont les combustibles UOX usés pour le cycle ouvert (palier 0) : ce sont les MOX et URE usés pour le palier A, les MOX-RNR usés pour le palier B.

Pour les déchets HA, il est proposé une estimation de l'emprise du stockage de ces déchets (m²/TWhe), ramené ici encore à l'énergie produite sur l'ensemble du parc, dans le cadre des concepts développés par l'Andra et rapportés dans divers documents. Ces résultats ne concernent que l'emprise des seules alvéoles HA (pour aboutir à l'emprise globale, il conviendrait de rajouter l'emprise des galeries et des communs), et ils ne prennent par ailleurs à ce stade pas en compte les dernières évolutions de concept récemment proposées par Andra : cela fait l'objet d'une analyse menée avec eux par ailleurs, dont les résultats ne sont pas à ce jour disponibles¹⁰. Ils permettent toutefois d'illustrer clairement l'évolution relative de l'emprise du stockage HA selon les diverses options de recyclage étudiées.

¹⁰ Documents Andra : Dossier Argile, juin 2005 ; caractérisation de stockages géologiques profonds pour parcs de 4eme génération, avril 2010 ; études relatives au stockage direct des combustibles des réacteurs à eau et réacteurs rapides, 2012.

		PALIER A Cycle REP	PALIER B	PALIER D1 Cycle RNR	PALIER O Cycle ouvert
Uranium appauvri	t/TWhe	13,0	12,2	-0,2	15,6
URT appauvri	t/TWhe	1,4	1,4	0	0
Résidus mines	m ³ /TWhe	3 730	3 540	0	4 500
Résidus conversion		15	14	0	18
TFA	m ³ /TWhe	9	9	7	8
FMA-VC	m ³ /TWhe	14	14	6	9
MA-VL	m ³ /TWhe ¹¹	0,56	0,57	1,30	0,07
HA	m ³ /TWhe ¹¹	0,31	0,32	0,31	8,4 [2,3 tonnes/TWhe]
	m ³ /TWhe ¹²	0,78	0,80	0,78	
Emprise du stockage zone HA	m ² /TWhe ¹⁰	150	170	170 ¹³	490
Combustibles usés non mobilisés sur le palier (à valoriser dans palier suivant)	t/TWhe	MOX : 0,2 URE : 0,2	URE : 0,20 MOX RNR : 0,06	0	
	m ³ /TWhe	MOX : 0,6 URE : 0,6	MOX RNR : 0,5 URE : 0,6	0	
Emprise du stockage éventuel des combustibles usés sans emploi	m ² /TWhe ¹⁰	MOX : 150 URE : 30	MOX RNR : 90 URE : 30	0	

Tableau 1- 6: Estimation de la production de déchets et de matières non valorisées aux différents paliers

¹¹ volume des colis de déchets en conditionnement « primaire » (hors surconteneur de stockage et hors PNS)

¹² déchets avec conteneur de stockage ou « surconteneur » (estimation selon « Dossier argile Andra 2005 »)

¹³ peut être ramené à 20 m²/TWhe si transmutation de l'américium (voir étude CEA-Andra 2012)

On peut retirer de cette analyse comparative (estimations certes à consolider, mais qui délivrent les tendances d'évolution et ordres de grandeur) les principaux enseignements ci-après :

- Le multi-recyclage de l'uranium et du plutonium dans un parc comportant des réacteurs à neutrons rapides conduit :
 - à diminuer (à supprimer pour les versions les plus abouties) les déchets produits dans l'amont du cycle ;
 - à diminuer le volume estimé de production de déchets FMA-VC : ceci est dû à la moindre production observée de déchets d'exploitation avec les RNR (REX Phénix et Superphénix) ;
 - à réduire la quantité de combustibles usés sans emplois, lesquels seraient à considérer comme des déchets (HA) dans le cas où il serait décidé de ne pas déployer les paliers suivants ; les quantités sont importantes en terme de volume, de masse d'actinides et en particulier de plutonium contenu, et, dans l'éventualité de leur stockage, d'emprise de l'ouvrage nécessaire ;
 - à accroître les quantités de déchets MA-VL (en raison des déchets de structure particuliers des RNR, et des déchets d'exploitation produits lors des opérations de recyclage) ;
 - à ne pas modifier significativement la production de déchets HA : la quantité de produits de fission décroît en raison du meilleur rendement thermodynamique des RNR, mais cela est contrebalancé par une production d'actinides mineurs qui reste plus élevée lorsque l'on met en œuvre des combustibles au plutonium (la valeur adoptée pour cette « borne alpha », deux fois plus élevée ici que la valeur actuelle, limite toutefois sensiblement cette incidence). La présence accrue d'américium contribue toutefois, notamment par le dégagement thermique séculaire de l'isotope 241, à accroître (dans des proportions qui resteront à consolider) l'emprise au stockage de ces colis.
- La transition du palier A vers le palier B (introduction d'un nombre limité de RNR) va dans le sens d'une telle progression ; les volumes et caractéristique des déchets produits sont peu différents de ceux du palier A. La différence essentielle réside dans le volume et la nature des combustibles sans emploi.

1.3.3.2. Les aspects économiques

Méthodologie

La comparaison de scénarios de déploiement de réacteurs d'un point de vue économique amène à comparer des dépenses et des recettes décalées dans le temps. Pour évaluer - sur le plan de la théorie économique- des flux économiques décalés dans le temps, une méthode de calcul fondée sur l'actualisation des flux économiques est utilisée.

Le remontage technico-économique d'un scénario se fait à partir des informations suivantes :

- les hypothèses du scénario : énergie fournie par le parc français, évolution du parc avec l'introduction de nouveaux réacteurs et l'arrêt en fin de vie de ceux-ci avec le démantèlement associé, adaptation et/ou construction d'usines (traitement du combustible usé, fabrication du combustible neuf,...), construction de centre de stockage des déchets... ;
- le calcul de flux : quantités d'uranium naturel nécessaire, nombre d'assemblages de combustible à fabriquer, nombre de transports de combustibles usés ou neufs à effectuer, flux de matière retraitée, nombre de colis de verre à stocker... ;
- les informations économiques regroupées dans une base de données (prix du marché lorsqu'il existe (par exemple pour les unités de travail de séparation isotopique (UTS) ou des coûts de service (fabrication d'assemblages, traitement ...)). Ces coûts de service, liés en particulier aux capacités des installations, dépendent du scénario. On trouve également dans cette base les informations nécessaires pour évaluer les coûts des réacteurs.

Toutes ces informations sont traitées par l'outil Caspar (Calcul technico-économiques de scénario de parc), développé par le CEA pour répondre aux besoins liés à l'étude des scénarios industriels. L'indicateur économique retenu et calculé par Caspar est le coût moyen de production d'un parc ou d'un type de réacteur (filière) une année donnée, qui est défini comme la moyenne des coûts moyens actualisés de chacun des réacteurs du parc ou de la filière, pondérés par leur production d'énergie cette année-là. Il s'agit de la méthode déjà utilisée pour les évaluations présentées dans le rapport du CEA émis en 2012.

Base de données économiques

L'évaluation technico-économique d'un scénario nécessite la connaissance des coûts de toutes les étapes du déroulement de ce scénario. L'ensemble des coûts des installations, y compris des réacteurs, ainsi que les paramètres clés majeurs ayant un impact sur ceux-ci, constitue la base de données économiques. On y trouve des prix de marché (comme par exemple pour les services d'enrichissement (UTS)), des coûts d'investissement et d'exploitation (cas des réacteurs) et des coûts de service (comme le traitement du combustible usé).

Par rapport à la base de données utilisée pour les études du dossier 2012, les informations concernant les coûts d'investissement détaillés des réacteurs ont été mises à jour et les paramètres permettant de prendre en compte des effets de série et de jumelage ont été introduits. Ces effets sont supposés être les mêmes pour les REP et les RNR. Un surcoût d'investissement de 30% (au GWe installé à taille de réacteur identique) a été appliqué pour un RNR. Cette valeur, déjà utilisée comme valeur nominale dans le dossier remis au Gouvernement par le CEA en 2012, a été reconduite après une revue menée avec EDF et AREVA. Elle reste difficile à évaluer pour un nouveau concept en cours de définition. On peut rappeler que pour l'EFR¹⁴, les études avaient estimées ce surcoût à 25%. On a considéré dans cette étude que le coût d'exploitation d'un RNR est supérieur de 15% à celui d'un REP de même puissance.

Les coûts des usines du cycle ont été redéfinis en fonction des besoins évalués pour les scénarios industriels, besoins qui sont différents de ceux des scénarios du dossier 2012. Les coûts du stockage définitif des déchets sont également pris en compte sur la base du concept Andra 2005 [on rappelle que dans le dossier 2012, il a été montré qu'ils n'avaient que peu d'impact sur l'évaluation du coût moyen actualisé de production de l'électricité¹⁵]

Coût de l'uranium

Par rapport aux travaux menés en 2012, l'évolution possible du coût de l'uranium dans un contexte mondial a fait l'objet d'une analyse plus approfondie.

Le marché de l'uranium étant mondial, son étude doit se faire à cette échelle. De plus, lorsque le prix de l'uranium naturel augmente, la teneur optimale sur le plan économique de l'uranium appauvri en sortie des usines d'enrichissement baisse (à coût de l'UTS constant) et il peut même devenir économiquement intéressant de ré-enrichir de l'uranium appauvri ancien. Ces effets sont pris en compte dans l'étude économique.

Pour cette analyse, on a considéré deux hypothèses (haute et basse) pour les deux facteurs les plus influents : le développement du parc nucléaire REL mondial (la demande) et les courbes d'offre de l'uranium naturel (l'offre). Ceci conduit à 4 courbes différentes d'évolution possible du coût de l'uranium naturel qui sont prises en compte dans l'étude de ces scénarios industriels. Ces travaux sont présentés en Annexe 1.3.

¹⁴ L'EFR (European Fast Reactor) réacteur RNR de 1500 MWe a fait l'objet d'un programme d'études important de 1988 à 1993 notamment pour diminuer les coûts de la filière.

¹⁵ Ceci étant dû à l'éloignement important dans le temps de la mise au stockage par rapport à la production d'électricité.

L'utilisation de ces courbes pour calculer le coût moyen actualisé d'un REP en tenant compte de ses dépenses en uranium sur la totalité de sa durée d'exploitation de 60 ans conduit à un horizon de compétitivité des RNR situé au-delà de la moitié de ce siècle¹⁶.

Taux d'actualisation

Dans le dossier CEA 2012, deux valeurs du taux d'actualisation avaient été examinées, l'un représentatif d'une approche dite « publique », l'autre d'une approche dite « privée » (taux plus élevés). Dans le contexte de cette étude qui s'intéresse à des « scénarios industriels », il a été décidé de conserver sans changement, et uniquement, le taux d'actualisation du domaine privé du dossier 2012, soit 8% pendant 30 ans puis 3% après ce délai¹⁷.

Résultats

Avec ces hypothèses, il ressort de l'étude que l'introduction de RNR dans le parc en nombre limité, en l'occurrence trois RNR de 1000 MWe à l'horizon 2050 ainsi que les modifications que cette présence implique sur les usines du cycle, entraîne une augmentation du coût de production du kWh du parc français évaluée à 5% au maximum. Ce surcoût doit être mis en balance des avantages inhérents à la composante RNR du parc, lesquels sont développés par ailleurs (notamment la gestion durable des ressources et des matières, la gestion des déchets finaux, l'assurance et la flexibilité vis-à-vis d'un avenir incertain).

En effet la construction de ces quelques RNR¹⁸ permet de mettre en place un tissu industriel et d'acquérir un retour d'expérience qui permettront le moment venu de les construire en nombre pour tendre vers un parc français qui ne consommera plus d'uranium naturel. Cela permettra d'assurer la sécurité d'approvisionnement en combustible nucléaire et d'améliorer l'indépendance énergétique de la France. L'horizon d'un déploiement à large échelle est difficile à prévoir avec précision, compte tenu des incertitudes qui existent d'une part sur le développement du parc mondial et d'autre part sur les ressources en uranium naturel. Il est cependant très important d'être prêt alors, dans la mesure où le développement d'une nouvelle filière nucléaire industrielle prendrait plusieurs dizaines d'années et doit donc pouvoir être anticipé.

A contrario, si cette action n'était pas menée, et que l'on en reste à la situation actuelle du palier A (mono-recyclage en REP) sans investir dans la filière RNR, la figure suivante montre, pour différentes hypothèses d'évolution du coût de l'uranium naturel, les augmentations correspondantes du coût du kWh du parc. Pour interpréter ces courbes, il convient de rappeler qu'elles sont établies à technologie et coûts unitaires constants pour les réacteurs. Ainsi, l'augmentation tendancielle du coût du nucléaire qui apparaît sera très probablement tempérée par des progrès techniques modifiant graduellement les concepts de réacteurs et leurs modes de construction. Pour cette étude, cette simplification ne porte pas à conséquence car les comparaisons de coûts portent uniquement sur des technologies nucléaires¹⁹.

¹⁶ Les dates calculées sont dans la fourchette située entre 2070 et 2100. Il faut cependant considérer d'une part que les anticipations des agents aboutiront à décider la construction de réacteurs de type RNR avant de rentrer dans cette période. D'autre part, les aspects géopolitiques (segmentation des marchés, risques pays, comportements de cartels...) n'ont pas ici été pris en compte : le marché mondial a été supposé totalement fongible. Cette raison explique aussi, comme par exemple pour le pétrole, que des prix élevés peuvent être rencontrés avant que la dernière mine à coût « seuil » soit épuisée. D'où le choix « prudent » de retenir en ordre de grandeur la moitié de ce siècle pour ce qui concerne le seul indicateur de compétitivité.

¹⁷ Il avait été montré dans le dossier 2012 que la part de l'investissement d'un RNR dans le coût de production pouvait passer de 71% avec un taux privé à 59% avec un taux public. Le taux d'actualisation est donc un paramètre important sur le coût absolu de production et donc sur les comparaisons entre différents moyens de production électrique (gaz, charbon, ENR,...), mais son impact est plus limité sur la comparaison de scénarios industriels.

¹⁸ RNR non compétitifs compte tenu du coût de l'uranium à cette époque, de leur puissance de 1 GWe seulement et du faible effet de série.

¹⁹ Si l'on souhaitait comparer les coûts des réacteurs à d'autres technologies (EnR, gaz, charbon), il conviendrait de faire pour toutes les technologies des hypothèses de progrès technique tendanciel, ce qui n'est pas l'objet de ce dossier.

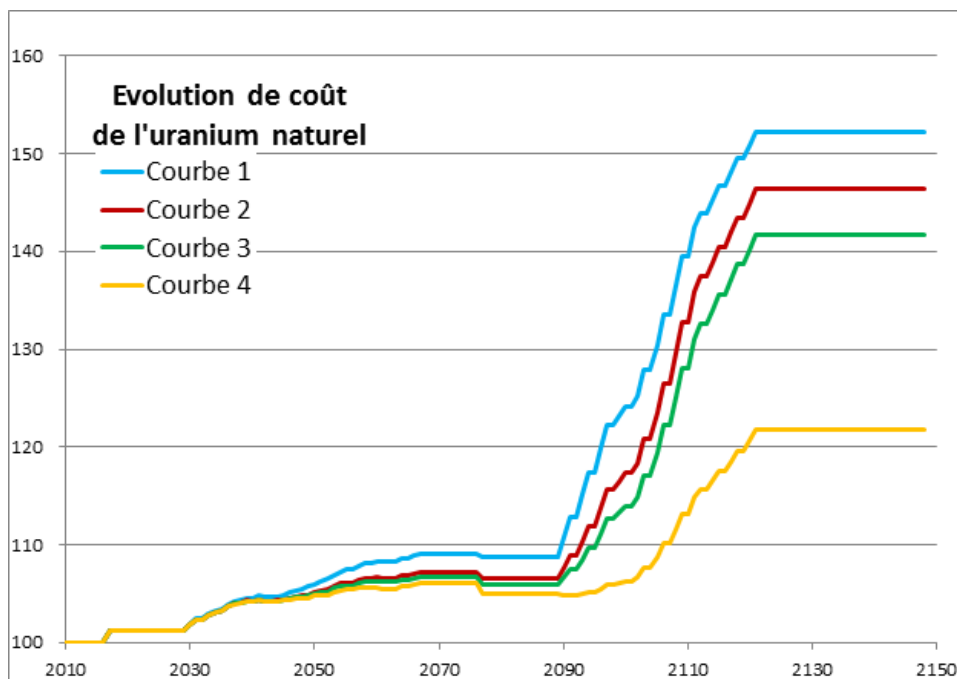


Figure 1- 14 : Evolution relative du coût moyen du kWh produit par le parc pour le scénario A selon l'évolution du coût de l'uranium naturel.

(Base 100 : coût 2010 ; hypothèses d'évolution du coût de l'uranium détaillées en annexe 1.3)

Dans cette étude, on considère que le coût du parc actuel est celui évalué par la Cour des Comptes. L'évolution estimée du coût de production, avec le déploiement de nouveaux REP, tient compte de l'effet de série et d'une évolution du coût de l'uranium naturel. On présente dans la figure ci-dessus l'effet d'une augmentation du coût de l'uranium sur le palier A, telle qu'elle résulte des analyses présentées dans l'annexe 1.3.

1.3.3.3. Les transports de combustibles

L'évolution vers des options de recyclages de plus en plus poussées au fil du déploiement des paliers successifs, et l'introduction de nouveaux types de réacteurs et de combustibles dans le parc conduit à analyser la question des transports d'une part sous l'angle de la faisabilité technique (comment gérer au mieux les spécificités pouvant être soulevées par le transport des combustibles RNR ?) et d'autre part sous l'angle des volumes (comment gérer au mieux l'accroissement des flux de matières devant transiter entre réacteurs et installations du cycle).

Il est évidemment prématuré de chercher à apporter d'ores et déjà des réponses précises à ces questions, pour lesquelles les solutions technologiques pourront être développées ici aussi de façon progressive. Il nous est apparu toutefois intéressant de poser le cadre d'une telle réflexion, en termes d'ordres de grandeurs et d'identification des challenges techniques à adresser.

Cette approche a notamment été menée en lien avec AREVA/TNI. Pour chaque type de combustible, un emballage a été proposé sur la base de concepts actuels, et le nombre d'assemblages pouvant être transportés par emballage a été évalué dans le cadre de la réglementation française actuelle, en tenant compte des critères relatifs à la thermique, à l'exposition aux rayonnements ionisants, à la prévention du risque de criticité, à la masse maximale des emballages.

Le Tableau 1- 7 ci-dessous présente une synthèse de ces résultats en termes de ratio du nombre de transport annuel « assemblages neufs + usés » pour chacun des paliers considérés, par rapport au palier A.

	Palier A	Palier B	Palier C	Palier D1
Part de RNR dans le parc	0%	5%	40%	100%
Nombre de transports d'assemblages par rapport au palier A (à solutions technologiques actuelles)	1	1,1	2,0	2,9

Tableau 1- 7 : Evaluation du nombre d'opérations de transports nécessaires dans les différents paliers par rapport au palier A

Le nombre de transports augmenterait avec la part de RNR dans le parc, ceci essentiellement lié aux critères relatifs à la criticité et, dans une moindre mesure, à la thermique des objets. Cela pointe les objectifs de progrès et les besoins de recherche et d'innovation pour l'optimisation de cet aspect, qui constitue un enjeu important pour la mise en œuvre industrielle des réacteurs à neutrons rapides et de leur cycle associé.

1.3.3.4. La mise en œuvre de la transmutation

Les réacteurs à neutrons rapides permettent d'envisager la transmutation des actinides mineurs pour réduire la nocivité à long terme des déchets ultimes. Les études menées dans le cadre de la loi de 2006, et rapportées dans le dossier remis par le CEA au Gouvernement en décembre 2012 ont en particulier permis d'évaluer dans quelle mesure le concept de stockage géologique, pour gérer les déchets ultimes d'un parc homogène de réacteurs à neutrons rapides (correspondant au palier D1 de cette étude), pourrait être simplifié si l'on mettait en œuvre une stratégie de transmutation de l'américium : l'emprise des alvéoles de stockage des déchets HA pourrait être réduite de l'ordre d'un facteur 7 (études menées en partenariat avec Andra).

Il est apparu intéressant, dans le cadre de la présente étude, d'évaluer ce que pourraient être les performances d'une transmutation de l'américium sur les paliers comportant des réacteurs à neutrons rapides. Le palier B n'a pas été retenu, car ne comportant qu'un nombre limité de RNR, et ne pouvant ainsi pas assurer efficacement la transmutation de l'américium produit par l'ensemble des réacteurs du parc. Nous avons donc cherché à évaluer comment, sur les paliers C (40% du parc en RNR) et D (option d'un parc homogène 100% RNR), la transmutation de l'américium pourrait être mise en œuvre.

On rappelle que sur ces paliers (C et D), la production d'actinides mineurs a été réduite par rapport aux paliers précédents (la première vertu à cet égard des réacteurs à neutrons rapides est de produire moins d'actinides mineurs que les réacteurs à eau lorsque le plutonium γ est recyclé) ; cette quantité reste toutefois de l'ordre de plus de 2 tonnes/an..

Cette étude a pour l'instant été menée en considérant une transmutation de l'américium en mode hétérogène, sur couvertures chargées en Am (CCAm), placées en périphérie du cœur (ce qui permet de découpler la transmutation du fonctionnement du cœur, évitant ainsi notamment les impacts potentiels sur la sûreté et la sécurité d'approvisionnement). Le tableau ci-après présente, sur chacun des paliers C et D, le bilan en Am (production-consommation) pour divers dispositifs envisageables (une ou deux rangées de couvertures, chargées à 10% ou 15% en Am, cette dernière valeur semblant une limite supérieure au regard des conditions de manutention de tels objets).

Inventaire Am	Palier C	Palier D1
Sans transmutation	+2,2 t/an	+1,4 t/an
1 rangée de CCAm à 10%	+2,0 t/an	Stabilisé
2 rangées de CCAm à 10%	+1,5 t/an	-0,6 t/an
2 rangées de CCAm à 15%	+0,9 t/an	-1,3 t/an

Tableau 1- 8 : Inventaire en américium selon les différentes options envisagées pour la transmutation.

On constate que sur le palier C (40% de RNR), même pour les dispositifs les plus lourds, la consommation d'américium dans les couvertures n'arriverait pas à compenser la production dans les cœurs des réacteurs ; alors que sur le palier D (option retenue d'un parc 100% RNR), on arriverait à stabiliser l'inventaire en américium en adoptant une rangée de couvertures chargée à 10%. Cela est lié, pour les performances insuffisantes au palier C, d'une part à la moindre proportion de RNR (et donc du nombre de CCAm sur l'ensemble du parc), et aussi d'autre part à la plus forte production d'américium dans les REP.

Il semble donc à ce stade que la mise en œuvre de la transmutation par les concepts étudiés ne peut être efficace que pour une contribution de réacteurs à neutrons rapides largement majoritaire dans le parc..

1.3.3.5. Les inventaires en fin de vie

L'inventaire résiduel en plutonium lors de l'arrêt du parc électronucléaire, et de la capacité des divers systèmes à le résorber efficacement, apparaît comme un élément important de l'évaluation des systèmes envisagés. Ainsi, pour les divers paliers envisagés, on cherche :

- à évaluer d'une part ce que serait l'inventaire brut en plutonium en cas de décision d'arrêt du parc (sans aucune disposition particulière d'anticipation visant à le limiter) . Cet inventaire concerne le plutonium contenu dans les réacteurs et l'en-cours en cycle (dénommé « inventaire utile ») et l'inventaire dans les combustibles entreposés ;
- dans un second temps, à utiliser les possibilités offertes par les systèmes en place sur chacun des paliers pour chercher à résorber au moins pour partie cet inventaire, dans une approche dite « d'arrêt optimisé » du parc .Ces dispositifs peuvent être, selon le cas, le renforcement de la consommation en REP chargés en MOX ou, pour les réacteurs à neutrons rapides, la mutation vers un fonctionnement en mode sous-générateur (ou « brûleur » de plutonium), pour lequel l'étude Capra (pour Consommation accrue de plutonium dans les rapides) réalisée dans le cadre du concept EFR constitue aujourd'hui le dossier le plus abouti.

Les résultats de l'évaluation des divers paliers à l'aune de cet aspect concernent essentiellement le premier point.

Le tableau ci-dessous présente tout d'abord la production nette de plutonium sur les différents paliers, ramenée au TWh produit : celle-ci serait maximale pour le palier « 0 » (cycle ouvert), et serait ensuite naturellement réduite d'autant plus que l'on peut le recycler dans des proportions importantes (c'est-à-dire d'autant plus que la proportion de RNR s'accroît dans le parc).

Palier	0	A	B	C	D
Production Pu (kg/TWhe)	+24	+15	+15	0	0

Tableau 1- 9 : Production de plutonium aux divers paliers (kg/TWhe)

La figure ci-dessous donne, sur un exemple dont la chronologie reste arbitraire, un « instantané » de l'inventaire en plutonium à différentes périodes considérées pour ces scénarios.

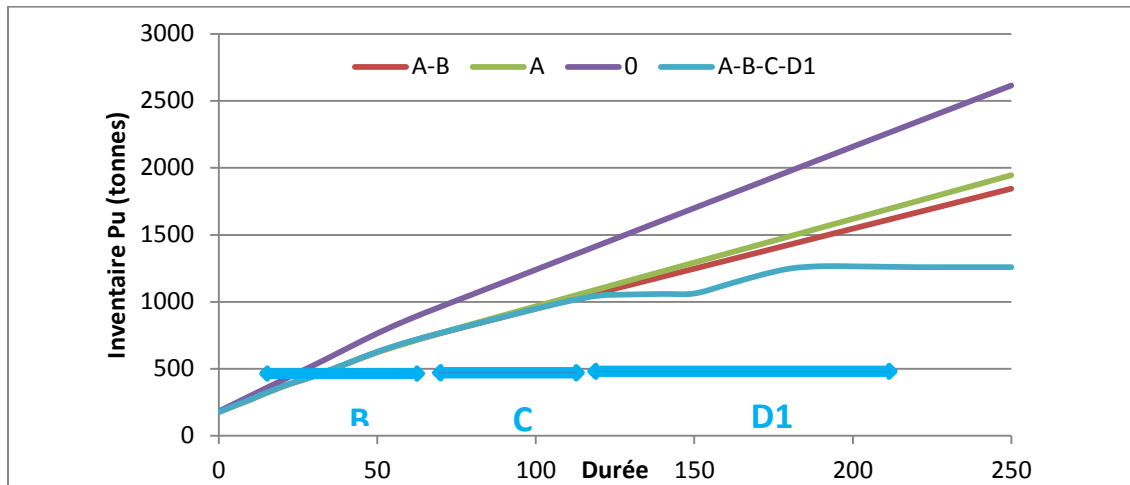


Figure 1- 15 : Inventaire en plutonium en fonction du temps selon divers scénarios

Il apparaît sur ces exemples :

- que l'inventaire en plutonium croît régulièrement sur les paliers 0, A et B, alors qu'il peut être stabilisé par le déploiement des paliers C et D (apport du multi-recyclage en RNR) ;
- que le palier 0 (cycle ouvert) est celui qui procure, quelle que soit l'époque considérée, l'inventaire le plus important ;
- que les différences d'inventaires en fin de vie sont d'autant plus importantes que la durée d'exploitation du parc est élevée et que les transitions sont plus précoces vers les paliers multirecyclant le plutonium.

La seconde phase de l'étude, qui vise à minimiser l'inventaire en fin de vie, sera menée en 2015. On rappelle que des éléments préliminaires avaient été présentés dans le dossier remis en 2012 : la consommation de plutonium dans un RNR en mode « brûleur » pourrait s'élever à environ 45kg/TWhe, de façon récurrente. Ainsi, 60 années d'exploitation d'un parc homogène de RNR sous ce mode pourraient aboutir à réduire de moitié (par rapport à un arrêt sans dispositions particulières) l'inventaire résiduel en plutonium.

1.3.4. Du palier A vers le palier B : une transition possible à moyen terme

La situation actuelle, le palier A et le palier B

La mise en place dans le parc français d'une stratégie de recyclage du plutonium et de l'uranium en REP sous forme de MOX et URE a permis une économie annuelle conséquente d'uranium naturel, de l'ordre de 17% (Figure 1- 16), ainsi qu'une réduction de l'entreposage des combustibles usés estimée à plus de 50% en 2015 ; elle permettra in-fine la réduction significatives des déchets HA qui seront à stocker dans Cigéo.

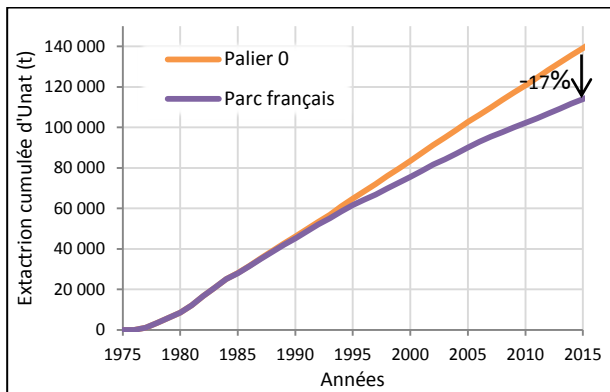


Figure 1- 16 : consommation cumulée uranium naturel

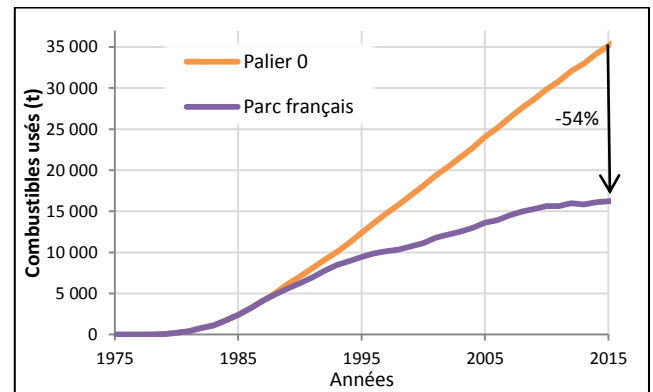


Figure 1- 17 : Entreposage de combustibles usés

Le palier A constitue le maintien d'une telle stratégie avec les REP de 3^{ème} génération : le traitement des combustibles UOX usés est poursuivi avec recyclage du plutonium et de l'uranium dans les REP, les combustibles MOX usés et URE usés sont entreposés.

La transition du palier A vers le palier B correspond à la mise en œuvre du traitement de ces combustibles usés MOX et au déploiement des premières unités RNR pour utiliser le plutonium issu de ce traitement.

Quels déterminants pour la dynamique de déploiement du palier B ?

Le déclenchement du palier B ne semble pas devoir être imposé par une contrainte externe, comme la nécessité de traiter un stock de matière ou une échéance réglementaire. En particulier, il n'apparaît pas de limite identifiée à la durée d'entreposage sous eau des combustibles MOX. En effet, dès lors que les assemblages combustibles sont conservés à température basse dans une eau dont la chimie est contrôlée, les mécanismes pouvant conduire à une rupture de gaine sont soit inactivés (fluage, corrosion sous contrainte) soit extrêmement lents (corrosion généralisée ou corrosion par piqûres). La fragilisation induite par la présence d'hydrures radiaux est régie par les conditions de température rencontrées avant la phase d'entreposage (transport) et ne dépend pas de la durée de l'entreposage.

Il peut néanmoins exister des motivations pour enclencher le palier B à une échéance qui ne soit pas trop éloignée :

- le multi-recyclage du plutonium représentant la solution apportée à la question de la durabilité des ressources de matières nucléaires, la démonstration industrielle de cette stratégie se doit d'être apportée sans trop tarder. Ce peut d'ailleurs être une demande de la société française et de ses représentants que de démontrer concrètement la faisabilité de ce qui est présenté comme la stratégie française actuelle. Le test à une échelle suffisamment industrielle de la technologie RNR que doit apporter le palier B avant de pouvoir passer à un déploiement plus important de RNR est à envisager sur une durée de plusieurs décennies, alors que le marché de l'uranium pourrait connaître des tensions dans la deuxième moitié de ce siècle ;
- le maintien des compétences au sein de la filière RNR française et du cycle du combustible nécessite de ne pas introduire d'interruption prolongée entre les premiers projets du 21^{ème} siècle (Astrid et les installations associées) et l'étape suivante. Le maintien d'un tissu industriel et d'une compétence d'ingénierie ne peut se faire qu'au travers d'un programme de réalisations continu.

Ces éléments plaident pour démarrer le palier B dès que les conditions techniques le permettront, c'est-à-dire dès la disponibilité des premiers modèles industriels de la filière RNR-Na. L'instruction de cette question par les experts AREVA, EDF et CEA a situé la date possible d'introduction d'une tête de série RNR à la fin de la décennie 2040. Cet horizon de temps tient compte du besoin d'un retour d'expérience suffisant sur le fonctionnement d'Astrid et de délais réalistes pour les actions techniques et réglementaires.

Un calendrier de principe envisageable

Comme déjà précisé plus haut, il apparaît raisonnable d'envisager une augmentation progressive de la taille des réacteurs à neutrons rapides, ce qui correspond à une démarche industrielle classique. Pour les réacteurs du palier B, il a été envisagé une puissance unitaire de 1000 MW_e, intermédiaire entre Astrid (600 MW_e) et le réacteur de série actuellement envisagé à 1450 MW_e.

Le palier B comporterait ainsi 3 RNR de 1000 MW_e, puissance suffisante pour stabiliser l'entreposage des combustibles MOX (en croissance régulière dans le palier A) : la première mise en service pourrait intervenir à la fin de la décennie 2040 (pour les raisons indiquées ci-dessus), le démarrage des deux RNR suivants pourrait intervenir dans la deuxième moitié de la décennie 2050 se substituant ainsi, dans le cas d'une production électronucléaire inchangée, à des capacités de production REP.

Les conditions d'une transition réussie

De façon à réussir la transition entre le palier A et le palier B, la conception et la réalisation des réacteurs devront atteindre les objectifs suivants :

- en premier lieu la sûreté du réacteur devra atteindre un niveau équivalent à celui des réacteurs à eau qui leur seront contemporains, dans tout le spectre de fonctionnement : fonctionnement normal, incidents, accidents, accidents graves ;
- les performances devront être cohérentes avec les exigences de production de l'électricité à l'horizon du palier B en termes d'utilisation du combustible, de disponibilité, de fiabilité et de durée de vie ;
- le coût de revient en kWh du système électronucléaire global devra être cohérent avec les conditions de marché à l'horizon du palier B.

Enfin, les évolutions devront aussi permettre de préparer les paliers suivants (palier C et/ou D) en apportant notamment la démonstration de la faisabilité de rectification de l'isotopie du plutonium.

Une sûreté équivalente aux REL

S'agissant de la maîtrise de la réactivité du cœur, l'absence de poison soluble dans un RNR-Na permet une plus grande souplesse d'exploitation mais rend nécessaire une redondance et une diversification des barres de commande, de leurs mécanismes et du système d'arrêt automatique du réacteur.

Le cœur devra avoir été optimisé pour améliorer son comportement « naturel », c'est-à-dire en cas de défaillance des systèmes d'arrêt automatique, en transitoire anormal. Des dispositions complémentaires permettant d'atteindre un état d'arrêt sûr dans ces conditions sont à développer et une forte robustesse de sa conception sera nécessaire en regard de toutes les possibilités de mouvements radiaux des assemblages (REX de l'analyse des initiateurs d'incidents dits « AURN » sur le réacteur Phénix). Par ailleurs, le REX d'Astrid et en particulier du cœur hétérogène CFV devra avoir été intégré à la conception des cœurs pour le palier B.

De façon générale, la conception et le dimensionnement du réacteur devront réduire autant que raisonnablement possible les risques de défaillances, locales ou globales, pouvant conduire à la fusion généralisée du cœur. La fusion généralisée du cœur devra néanmoins être prise en compte dans le dimensionnement, au titre du quatrième niveau de la défense en profondeur, avec des dispositions permettant d'en maîtriser les conséquences :

- conception d'un récupérateur du corium ;
- conception de dispositifs guidant le cheminement du corium ;
- compréhension et prise en compte des mécanismes d'interaction du corium avec le sodium et de leurs effets.

Il faudra de plus continuer les efforts de conception d'un confinement résistant aux conséquences d'accidents et permettant de limiter encore plus les rejets radiologiques dans l'environnement de façon que les éventuelles contre-mesures soient limitées.

L'évacuation de la puissance résiduelle devra faire l'objet d'une combinaison de systèmes éprouvés, dont la fiabilité devra être suffisamment élevée pour pouvoir pratiquement éliminer leur défaillance. C'est pourquoi cette fonction sur les futurs RNR-Na du palier B devra reposer sur l'utilisation simultanée et optimisée de circuits diversifiés conçus de façon qu'il ne puisse pas y avoir de cause commune susceptible d'entraîner leur défaillance simultanée, y compris au niveau de la source froide. Cette diversification sera apportée notamment par l'usage de la convection naturelle, y compris dans le circuit primaire, en plus de la convection forcée et sur le choix des fluides (eau, sodium, autres fluides) les plus performants.

La maîtrise des risques liés au sodium devra avoir fait l'objet d'une amélioration importante, démontrée dans Astrid, en vue du démarrage des réacteurs du palier B.

Outre les aspects matériaux, dont la compatibilité avec le sodium devra avoir été démontrée grâce à Astrid et à la R&D menée en parallèle (voir partie 3 de ce rapport), il faudra continuer l'effort d'innovations et de qualification des moyens de détection des fuites sodium.

Par ailleurs, le comportement des aérosols de sodium dans les bâtiments et dans l'environnement, ainsi que leur toxicité, devront avoir fait l'objet d'une compréhension accrue.

Compte tenu de la sensibilité au séisme des RNR-Na, il est important que les modèles de calcul et de dimensionnement correspondants soient améliorés pour bénéficier des meilleurs apports de connaissances et de méthodes et qu'ils soient ensuite utilisés au plus tôt pour interagir avec la conception des futurs réacteurs.

Des performances cohérentes avec les exigences de la production électrique à l'horizon du déploiement du palier B

Concernant les matériaux potentiellement utilisables pour les RNR-Na du palier B, des études préalables sont à mener pour démontrer leur aptitude dans le domaine de fonctionnement visé en disposant de connaissances solides en particulier sur :

- leurs limites et conditions optimales d'emploi (notamment au regard des températures de fonctionnement normal et accidentel) ;
- leur compatibilité avec le sodium ;
- et tous les autres milieux qu'ils peuvent rencontrer à l'occasion des opérations de maintenance (lavage, décontamination, ...) ou de situations incidentelles ou accidentelles (fuite de sodium, réaction sodium-eau, ...) ;
- leur mise en œuvre industrielle (formage, soudage, ...) ;
- leur comportement à long terme sous chargement et, le cas échéant, irradiation ;
- leur résistance à la corrosion (notamment en présence de soude aqueuse) ;
- leurs mécanismes de fissuration.

Il est important de noter que de telles études (et surtout les essais associés) sont longues et que les choix de matériaux devront être suffisamment anticipés pour qu'ils puissent être mis en œuvre sur les futurs RNR-Na après leur qualification complète.

Concernant les combustibles, outre les aspects matériaux de gaine qui rejoignent les considérations ci-dessus, la démonstration de l'atteinte du taux de combustion cible devra être faite en intégrant une souplesse suffisante sur la composition isotopique du plutonium.

La fiabilité des futurs RNR-Na devra être à hauteur de celle des réacteurs à eau qui leur seront contemporains. Pour ce faire, la conception et la construction des futurs RNR-Na devrait s'appuyer sur une grande fiabilisation des équipements, une faible probabilité des incidents non nucléaires (fuites et feux de sodium, réaction sodium-eau, par exemple) et une durée réduite des réparations induites – le tout basé sur l'exploitation du retour d'expérience d'Astrid et des prototypes RNR-Na étrangers.

Le retour d'expérience des RNR-Na français et étrangers montre que la manutention du combustible est responsable d'une part significative de leurs indisponibilités tant programmées que fortuites. Ces constats devraient inciter à rechercher, pour les futurs RNR-Na dès le palier B, des améliorations significatives dans la fiabilité et la tolérance aux avaries des chaînes de manutention, issues du retour d'expérience d'Astrid.

Concernant la surveillance en service, l'accès pour inspection visuelle et contrôles volumétriques des internes de cuve devra être rendu possible par la conception de la chaudière. Il faudra également que la démarche de sûreté relative à la surveillance en service conduise à ne réaliser ces inspections et contrôles volumétriques que de manière exceptionnelle, l'objectif étant de ne jamais les réaliser sur les réacteurs de série.

Les techniques les plus innovantes devront être développées et rendues industrielles avant le démarrage du palier B, en tirant pleinement bénéfice du Rex généré par Astrid :

- capteurs ultrasonores haute température ;
- chambre à fission haute température ;
- mesure des débits sodium ;
- visualisation sous sodium ;
- détection acoustique, mesures par laser, fibres optiques,...

Un coût de revient du système électronucléaire global cohérent avec les conditions de marché à l'horizon du palier B

A conditions économiques équivalentes avec les conditions actuelles, le coût de construction des futurs RNR-Na devra être aussi proche que possible de celui des réacteurs à eau qui leur seront contemporains, compte tenu du rapport des puissances installées.

Malgré le caractère "tête de série" de la mini série de réacteur qui sera implantée au palier B et des facteurs de surcoût intrinsèques aux contraintes liées à l'emploi du sodium comme fluide caloporteur, il sera indispensable de réaliser des économies significatives par rapports aux concepts français antérieurs (Phénix, Superphénix, EFR, Astrid).

Les pistes d'amélioration des aspects économiques du réacteur peuvent être les suivantes :

- réduire les masses et les volumes de la chaudière ;
- simplifier les organes process et les systèmes (circuits intermédiaires, systèmes auxiliaires, contrôle – commande, manutention du combustible, ...);
- augmenter la proportion de préfabrications ;
- utiliser les gains potentiels liés à la mutualisation d'équipements entre plusieurs réacteurs d'un même site (installations de manutention du combustible par exemple) ;
- tirer parti d'une meilleure maturité du tissu industriel obtenue à l'issue de la mise en service d'Astrid.

A conditions économiques équivalentes avec les conditions actuelles, le coût de revient du kWh produit par les RNR-Na du palier B devra aussi être réduit drastiquement par rapport aux projets antérieurs.

Dans ce cadre, la durée des cycles de fonctionnement entre deux campagnes de renouvellement partiel du combustible devra être allongée autant que possible (18 mois ou plus), ce qui impose également que les absorbants des barres de contrôle et d'arrêt aient une durée de vie suffisante et que tous les équipements (circuits principaux et auxiliaires, salle des machines) puissent fonctionner sur la même durée sans interrompre la production.

De même, il est important que les taux de combustion massique des assemblages fissiles soient optimisés en relation avec les coûts de fabrication et de retraitement du combustible.

Le retour d'expérience du fonctionnement d'Astrid devra être associé à l'objectif de simplification du réacteur et de son mode d'exploitation, afin que les coûts de main d'œuvre et d'entretien soit rendus comparables aux coûts de fonctionnement des réacteurs à eau contemporains.

Les installations pour le cycle du combustible

Avec le déploiement des premiers RNR, le palier B se caractérise par des fonctionnalités nouvelles attendues des usines du cycle : un traitement conséquent de combustibles MOX (75 t/an en régime établi, en équilibre avec les combustibles MOX produits, sans mélange avec le combustible UOX), et la fabrication de combustibles RNR (à hauteur de 25-30 t/an pour la seule partie fissile) permettant de recycler le plutonium issu du traitement des combustibles MOX REP usés. Le palier B comporte ainsi 3 RNR de 1000 MW_e recyclant le plutonium des combustibles usés MOX REP.

Compte tenu de l'expérience passée, ces valeurs paraissent tout-à-fait à portée des technologies actuelles : au cours de plusieurs campagnes réalisées entre 2004 et 2008, l'usine UP2-800 à sur le site de La Hague a traité 64 tonnes de combustibles MOX tandis que l'atelier ATPu de Cadarache a fabriqué le combustible de Superphénix sur une chaîne dimensionnée à 18 t/an (cf. §1.1.1. de la partie 2).

Ce besoin de nouvelles fonctionnalités du cycle peut coïncider avec le besoin de remplacement ou d'évolution des installations actuelles pour le recyclage des combustibles UOX (La Hague et Melox). Pour les besoins de l'étude de scénarios, l'hypothèse a été prise d'une nouvelle usine intégrant les opérations pour le traitement des combustibles usés UOX et MOX, et les opérations de fabrication des combustibles

MOX (pour réacteurs à eau légère et pour réacteurs rapides), nouvelle usine que l'on appellera ici « UP4 ». Cette hypothèse permet de définir une version préliminaire d'un cahier des charges des installations du cycle nécessaires pour soutenir la mise en œuvre du palier B, et d'identifier les évolutions technologiques à développer d'ici là. L'option de prolonger et d'adapter tout ou partie des installations actuelles aux besoins du palier B sera étudiée ultérieurement.

L'usine du palier B se caractérise avant tout par une augmentation modérée des flux de plutonium au sein des installations. Elle se caractérise également par une diversité plus importante d'objets à traiter et à fabriquer (traitement industriel des MOX REP, fabrication de MOX RNR, voire ensuite traitement de MOX RNR si l'on envisage que cette usine pourrait également concerner les paliers suivants.). L'extrapolation à partir des usines actuelles, complétée par une vision prudente des développements technologiques déjà engagés ou atteignables dans le laps de temps disponible, permet d'aboutir à une description de cette usine qui paraît à la fois fiable et réaliste, dans la continuité des installations actuelles.

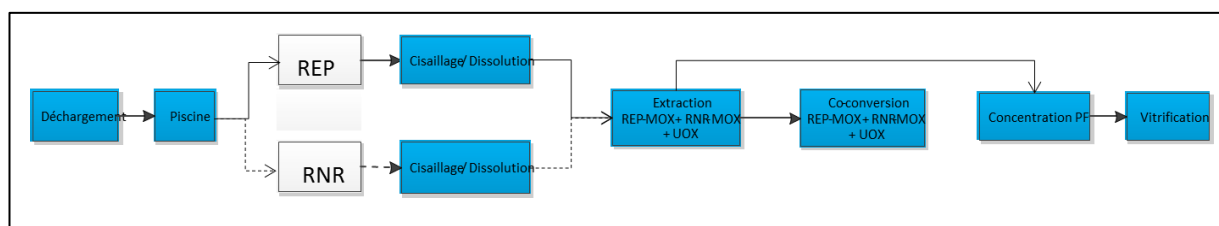


Figure 1- 18 : Usine « UP4 », concept envisageable pour partie traitement

Pour l'essentiel, les technologies d'ores et déjà disponibles permettent de répondre aux besoins identifiés. Les développements en cours sur les installations Traitement des combustibles particuliers (TCP : extension en cours de conception de l'atelier de dissolution de l'usine de La Hague qui traitera différents combustibles et notamment des combustibles MOX RNR) et atelier de fabrication des combustibles (AFC), ainsi que le retour d'expérience attendu de l'exploitation industrielle de ces nouveaux équipements, permettent de se préparer à répondre dans les temps aux besoins identifiés différents de ceux assurés par les usines actuelles (fabrication industrielle et traitement à l'échelle pilote de RNR, en particulier). La recherche d'optimisation des investissements industriels à réaliser est également un moteur de l'évolution des technologies à rechercher pour cette usine.

La structure des combustibles usés MOX RNR, ainsi que l'alliage utilisé pour leur gaine sont très différentes de celles des combustibles usés traités actuellement. La fonction de traitement de ces combustibles rapides, qui apparaît dans la suite du palier B pour servir de pilote à l'usine suivante, est donc ici envisagée sous la forme d'une extension, à la façon dont les usines actuelles ont pu intégrer au cours du temps des fonctionnalités supplémentaires de traitement de divers types de combustibles. La fonction de fabrication de ces mêmes combustibles MOX RNR nécessitera des adaptations (teneur en plutonium accrue, évolution de la teneur isotopique du plutonium...); la figure 1-19 fournit une illustration de ce qui pourrait être envisagé pour la partie fabrication de l'usine « UP4 » (fabrication de MOX REP et MOX RNR).

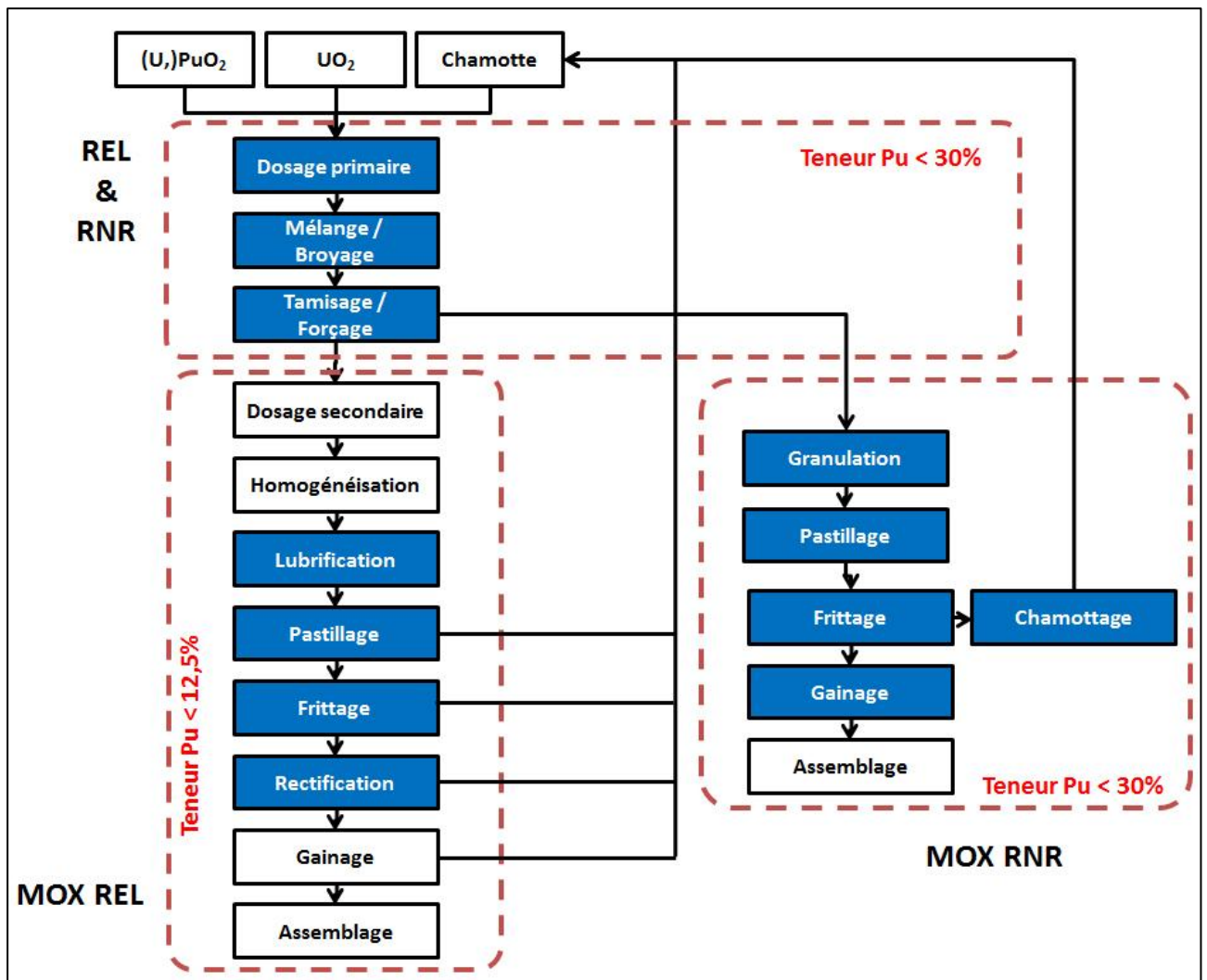


Figure 1- 19 : Usine « UP4 », concept envisageable pour partie fabrication

On voit que l'expérience acquise aujourd'hui permet d'envisager favorablement la faisabilité industrielle d'usines de cycle adaptées aux exigences du palier B (et même vraisemblablement au-delà). La base technologique actuelle peut fournir pour une large part le socle de l'usine « UP4 », avec des adaptations toutefois importantes, parmi lesquelles on peut citer les suivantes (voir développements dans la partie 2 de ce rapport) :

- la dissolution, à l'échelle industrielle des combustibles MOX, des réacteurs à eau légère ou à neutrons rapides, nécessite de qualifier un procédé fiable et contrôlable afin d'assurer la bonne mise en solution des matières, en particulier le plutonium. Cette action de développement tirera bénéfice du projet d'atelier TCP en cours de conception et de son retour d'expérience après la mise en service de cet équipement ;
- les opérations de traitement des combustibles usés devront être adaptées à des teneurs et flux de plutonium plus élevés, avec une exigence de flexibilité accrue et une gestion du risque de criticité qui pourra appeler des dispositifs technologiques appropriés ;
- la fabrication des combustibles rapides à l'échelle industrielle devra être qualifiée avec de nouvelles exigences opératoires ; le retour d'expérience de la fabrication du combustible pour le projet Astrid (projet AFC, voir partie 3 de ce rapport) sera essentiel à cet égard ;
- des dispositifs appropriés pour le transport des combustibles rapides neufs et usés devront être étudiés.

Le programme Astrid, avec la dimension essentielle des études relatives aux opérations du cycle du combustible constitue une étape-clé dans cette démarche. Il s'agit non seulement pour la R&D en ce domaine d'adapter les technologies aux spécificités des combustibles RNR, mais également d'en optimiser les performances économiques : cela passe en particulier par la recherche de solutions toujours plus compactes, qu'il s'agisse des procédés, des technologies ou de leurs conditions de mise en œuvre industrielle.

Vers les paliers plus aboutis

La transition du palier A vers B telle que décrite ci-dessus, constitue, tout en apportant une réponse à la question récurrente du devenir des combustibles MOX usés, un premier pas dans la mise en place d'une filière RNR capable de multi-recycler le plutonium et d'utiliser de manière bien plus efficace les ressources naturelles (voire même de s'en passer totalement à terme). Elle est la première étape vers le multi-recyclage des matières, et partie intégrante du développement aux réacteurs à neutrons rapides.

1.3.5. Principaux enseignements

CEA, EDF et AREVA ont analysé de façon conjointe des « scénarios industriels »²⁰, relatifs à l'introduction de RNR dans le parc français, jusqu'à s'affranchir à terme de toute dépendance à un approvisionnement en uranium naturel.

Pour aboutir in-fine à un tel résultat, plusieurs paliers ont été définis ; l'exercice a été conduit dans l'hypothèse d'une production constante d'électricité d'origine nucléaire, mais les principes et ordres de grandeur des résultats obtenus seraient aisément transposables à une autre hypothèse (repli ou déploiement). L'approche vise à une analyse multi-critères des performances des divers paliers et des résultats obtenus pour les scénarios envisagés, mais il a été décidé de focaliser l'évaluation sur trois principaux aspects dans un premier temps : les déchets générés, les ressources en uranium mobilisées, le coût de production.

Le déploiement progressif de RNR dans le parc a ainsi été décomposé en étapes successives, identifiées comme suit :

- première étape (palier A) : il s'agit de la prolongation du cycle actuel en REP (avec mono-recyclage de l'uranium en URE et du plutonium en MOX) ;
- deuxième étape (palier B) : recyclage des MOX REP usés dans quelques RNR (conduit à la stabilisation de l'entreposage de combustibles MOX REP usés) ;
- troisième étape (palier C) : mise en œuvre du multi-recyclage de l'uranium et du plutonium, via la mise en œuvre d'un parc symbiotique REP UOX, REP MOX et RNR, permettant la stabilisation de l'inventaire global en plutonium ;
- dernière étape : déploiement d'un parc homogène de RNR (ou mixte avec des RNR et des REP chargés en MOX à 100%), pour atteindre la totale indépendance vis-à-vis de l'uranium naturel (palier D).

A noter que l'étude d'un hypothétique parc REP opéré en « cycle ouvert » a également été considérée (« palier 0 »), afin de disposer d'éléments de comparaison vis-à-vis d'une telle stratégie.

Un tel enchaînement, évidemment modulable dans sa mise en œuvre, paraît intéressant dans la mesure où il offre la possibilité de déployer de façon progressive les nouvelles technologies à mettre en œuvre, tant pour les nouveaux réacteurs (RNR) que pour les opérations de recyclage qui leur sont associées. Ainsi, même si chacun des paliers permet de bénéficier de progrès significatifs dans la gestion des matières, ils constituent surtout des étapes vers le palier le plus abouti, minimisant les déchets et matières sans emploi, et ne faisant plus appel à l'uranium naturel. Cet apprentissage permet à ces nouvelles technologies de progresser en maturité, et avec des pénalités économiques de moins de 5% (sur le coût de production électrique) sur le premier palier, l'objectif étant de disposer de solutions pleinement compétitives lorsque le déploiement plus important de ces nouvelles technologies apparaîtra nécessaire.

²⁰ Le terme de « scénarios industriels » s'applique ici à des scénarios prospectifs ou exploratoires, pour lesquels on s'est efforcé, davantage que lors d'exercices homologues antérieurs (lesquels pouvaient être qualifiés de « scénarios de recherche » ou « académiques »), à en vérifier le réalisme industriel (c'était notamment la mission du groupe de travail « faisabilité industrielle », rassemblant des experts d'EDF, d'AREVA et du CEA, en charge de valider les hypothèses retenues pour cette étude).

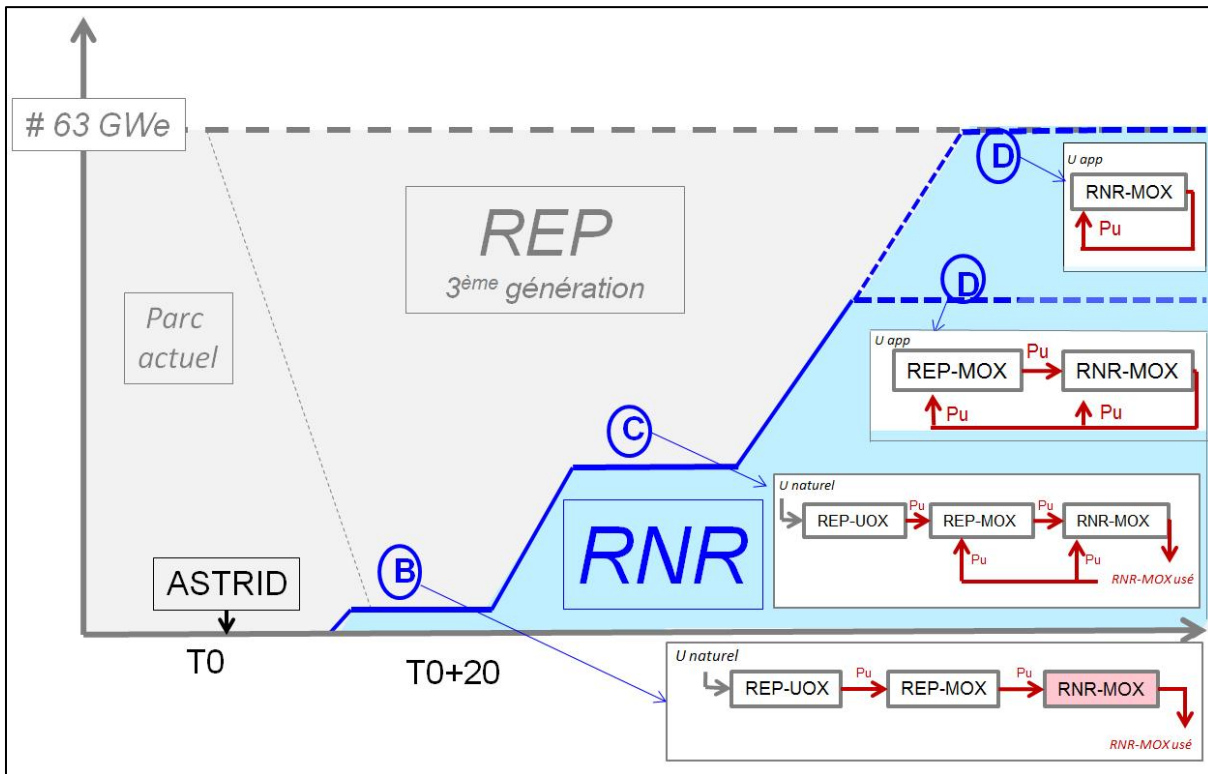


Figure 1- 20 : Schéma de déploiement des paliers successifs

Les principaux résultats obtenus à ce stade sont résumés ci-après :

- la mise en place en France d'une stratégie de recyclage du plutonium par son utilisation en MOX dans les REP à partir de la fin des années 1980 apparaît aujourd'hui présenter des avantages importants dans l'optique d'une gestion durable des matières et déchets. Elle permet ainsi, avec le recyclage concomitant de l'uranium en combustibles URE, une économie annuelle conséquente d'uranium naturel de l'ordre de 17%. En outre, le traitement des combustibles usés UOX mis en place dans le parc français permet une réduction de l'entreposage des combustibles usés (les seuls combustibles usés à entreposer – au-delà d'un « talon historique » - étant les combustibles MOX et URE usés, sans emploi sur ce palier), qui s'élève à plus de 50% en 2015. La poursuite d'une telle stratégie (avec renouvellement des REP en fin de vie par de nouveaux REP) constitue le « palier A » de notre étude ;
- il est possible de valoriser ces combustibles usés MOX REP en mettant en œuvre dans le parc quelques unités de RNR-Na. Ainsi, une puissance d'environ 3 GWe en RNR (assurant 5% de la production électrique d'origine nucléaire) suffit à stabiliser l'entreposage des combustibles usés MOX (c'est le palier B). On pourrait, fort de l'expérience d'exploitation sur le prototype Astrid, envisager de démarrer 3 RNR de 4^{ème} génération de 1000 MWe de puissance unitaire à partir de la fin de la décennie 2040 ;
- par la suite, plusieurs scénarios sont bien évidemment envisageables pour évoluer vers des options plus abouties, et les études confirment, en les quantifiant, les bénéfiques qui peuvent être retirés à chacune des étapes. L'indépendance vis-à-vis de l'uranium naturel peut enfin être obtenue soit en considérant un parc 100% RNR isogénérateurs, soit en déployant un parc mixte composé de 75% de RNR surgénérateurs et 25% d'EPR utilisant uniquement du combustible MOX ;
- de façon générale (voir tableau ci-dessous), plus on accroît la proportion de RNR dans le parc, plus on accroît alors l'ampleur et l'efficacité du recyclage de l'uranium et du plutonium : la progression dans les « paliers » identifiés permet la diminution de la consommation d'uranium naturel d'une part, la diminution (en le valorisant) du stock de matières entreposées. Cet intérêt est déjà perceptible dès la mise en place du palier B, qui ne met en jeu qu'un nombre très limité d'unités RNR.

	Palier A <i>mono-recyclage</i> <i>parc REP</i>	Palier B <i>bi-recyclage</i> <i>parc REP-RNR</i>	Palier D1 <i>multi-recyclage</i> <i>parc RNR</i>	Palier 0 <i>cycle ouvert</i> <i>parc REP</i>
Fraction (GWe) RNR du parc	0%	5%	100%	0
Consommation Unat	6 300 t/an	5 800 t/an	0	7 600 t/an
Inventaire Pu (dont inventaire utile)	+ 7,4 t/an	+ 7,1 t/an	Stable (~1 000 t)	+ 10,5 t/an
Stock combustibles usés	+ 160 t/an (MOX-REP+URE)	+ 100 t/an (MOX-RNR+URE)	Stable	+ 960 t/an (UOX)

Tableau 1- 10 : Principaux flux pour les paliers A, B et D1

- la mise en œuvre de stratégies de recyclage du plutonium (dès le palier A actuel, mais encore davantage avec le déploiement de RNR) peut permettre de réduire l'inventaire global en plutonium à l'arrêt du parc ; ce gain est d'autant plus important que la durée d'exploitation du parc est élevée. On peut par ailleurs mettre à profit la flexibilité des RNR pour réduire les inventaires (utilisation en mode « burner »), ce point fera l'objet d'approfondissements ;
- l'évaluation des déchets produits à chacun des paliers montre que le volume de déchets vitrifiés (HA) reste au premier ordre constant sur l'ensemble des paliers, l'introduction de RNR conduisant à une diminution des déchets d'exploitation (essentiellement FMA-VC) et à un accroissement du volume des déchets de structures (MA-VL). L'évaluation des conséquences sur le stockage doit être affinée, notamment en prenant en compte les évolutions de concept envisagées par l'Andra ; les évaluations menées à partir d'éléments de dimensionnement antérieurs, montrent une tendance à un accroissement limité de l'emprise de l'ouvrage (le recyclage du plutonium conduisant à la production d'américium qui contribue de façon importante à la thermique séculaire des colis, laquelle gouverne la compacité des architectures de stockage). Il est toutefois important de noter que, dans le cas où l'on ne déploierait pas les paliers mettant en œuvre le multi-recyclage en RNR, les combustibles sans emploi (MOX REP usés notamment) deviendraient alors de facto des déchets qui viendraient s'ajouter à ceux qui sont considérés aujourd'hui ; sous une telle hypothèse, l'emprise du stockage géologique serait alors accrue dans des proportions importantes, la valeur la plus élevée étant celle relative à l'option de « cycle ouvert » ;

Le multi-recyclage des combustibles usés permet de réduire d'un facteur 3 environ l'emprise du stockage des déchets HA par rapport au cycle ouvert ; c'est déjà ce que l'on observe avec la mise en œuvre du mono-recyclage en REP aujourd'hui (palier A) ; mais si l'on ne déployait pas les paliers suivants, l'hypothèse d'un stockage des combustibles usés sans emploi dans ce cas (MOX et URE usés) limiterait alors in-fine ce gain d'emprise à moins d'un facteur 2.

- les évaluations économiques menées à ce stade indiquent que l'impact de l'introduction des premiers RNR sur le palier B pourrait conduire à un surcoût du KWh produit de l'ordre de 5% (lié notamment au coût d'investissement des RNR, qui restent toutefois en nombre limité sur ce palier, et, dans une moindre mesure, à des coûts de service de cycle plus élevés pour les RNR,). L'accroissement du coût de l'uranium, qui constitue une perspective crédible pour la seconde moitié de ce siècle, devrait conduire à une augmentation sensible du coût des options de cycle ouvert (palier 0) ou de mono-recyclage (palier A) ; les options basées essentiellement sur un multi-recyclage des matières (avec RNR) devraient alors s'avérer les plus performantes au plan économique, leur compétitivité se trouvant renforcée par le bénéfice d'une maturité industrielle progressivement forgée dans les paliers précédents ;

- la mise en œuvre de la transmutation de l'américium ne peut être menée efficacement que si le parc est équipé d'une proportion importante de RNR. Le palier D nécessite d'équiper les réacteurs du parc d'une rangée de couvertures radiales chargées à 10% en américium pour stabiliser les inventaires en américium (résultat rapporté dans le Dossier CEA 2012). A contrario, la stabilisation de l'inventaire en américium n'est pas atteignable pour le palier C sauf à considérer des teneurs en américium et un nombre de rangées de couvertures jugé rédhibitoire au regard des conséquences sur les problématiques de gestion de tels objets. Une ambition de transmutation sur ce palier paraît plus difficile à concilier avec une stratégie pérennisant les MOX REP fortement chargés en actinides mineurs. Il faut donc envisager la perspective d'un parc comportant une fraction plus importante de RNR pour transmuter efficacement l'américium, même si elle peut être amorcée lors de paliers antérieurs. (Rappel : l'emprise des déchets HA (cf. tableau ci-dessus) pourrait être réduite d'un facteur 7 avec la mise en œuvre d'une transmutation de l'américium) ;
- le transport des assemblages RNR conduirait, en première approche, et avec un regard actuel, à devoir réduire le nombre d'assemblages RNR par emballage et donc vraisemblablement à un accroissement du nombre d'opérations de transport. Cela constitue un enjeu de recherches que de chercher à optimiser les emballages de transport pour combustibles RNR, compte-tenu de leurs spécificités et des contraintes à considérer.

Ces avancées essentielles dans la gestion des matières et déchets passent par la mise au point de réacteurs et installations du cycle qui puissent satisfaire aux exigences qui s'appliqueront aux systèmes nucléaires sur divers champs (sûreté, compétitivité économique notamment). A cet égard, outre le retour d'expérience disponible qui augure favorablement de la faisabilité industrielle des options envisagées, la R&D aujourd'hui menée (et développée dans la partie 2 de ce rapport) et le retour d'expérience du programme Astrid (présenté en partie 3) constitueront des contributions essentielles.

1.3.6. Suite des études

Les premiers résultats présentés ci-dessus indiquent pour la suite des études les principales orientations suivantes :

- Caractérisation des paliers :
 - on s'attachera à préciser les éléments d'évaluation des paliers, notamment en ce qui concerne les aspects économiques, la gestion des déchets générés (tenant compte en particulier des derniers résultats de l'Andra), et la résorption des inventaires en fin de vie (notamment par un approfondissement des performances atteignables avec des RNR en mode « brûleur ») ;
 - l'étude de variantes aux options qui ont été étudiées sera à étendre ; on s'attachera en particulier à examiner la robustesse des conclusions présentées dans ce rapport, vis-à-vis des hypothèses de cadrage de l'étude (en considérant notamment des évolutions de la capacité nucléaire installée) ;
 - la poursuite de l'identification des axes de recherche à développer pour répondre à certains défis technologiques et aussi économiques posés par le déploiement des divers paliers constitue par ailleurs un enjeu essentiel.
- Etude de scénarios de transition : il apparaît difficile et d'un intérêt limité de chercher à préciser ou détailler des scénarios en se projetant à des horizons pour lesquels les hypothèses formulées pour ces études apparaissent incertaines. Il semble toutefois intéressant :
 - d'approfondir la vision industrielle du déploiement du palier B, notamment en ce qui concerne les installations industrielles du cycle ;
 - compte-tenu de la complexité avérée du palier C tel qu'envisagé dans cette étude, d'étudier d'autres options dont la faisabilité d'une transition plus directe entre les paliers B et D.

ANNEXE 1.1: Caractéristiques techniques retenues pour les réacteurs et le cycle

Caractéristiques des REP (EPR) :

	EPR UOX	EPR 30% MOX	EPR 100% MOX
Origine des données	AREVA	AREVA	AREVA
Puissance thermique (MW _{th})	4 300	4 300	4 500
Puissance électrique nette (MW _e)	1 529	1 529	1 600
Rendement (%)	35,6	35,6	35,6
Coefficient d'utilisation (%)	83	83	83
Masse de combustible en cœur (t _{mli})	129,0	129	124,8
Longueur de cycle (JEPP)	517	517	495
Nombre de cycles	3	3	3
Taux de combustion moyen (GWj/t)	51,8	51,8	53,5
Production électrique annuelle (TWh/an)	11,1	11,1	11,6
Durée d'irradiation (jours calendaires)	1 869 (5,1 ans)	1 869 (5,1 ans)	1 789 (4,9 ans)
Flux moyen de combustible (t/an)	25,2	25,2	25,5

Caractéristiques des RNR (RNR-Na) :

	CFV 1000 MW _e	CFV 1450 MW _e	
		Cœur	Couvertures radiales*
Origine des données	CEA	CEA	
Puissance thermique (MW _{th})	2 400	3 600	
Puissance électrique nette (MW _e)	1 000	1 450	
Rendement (%)	41,7	40,3	
Coefficient d'utilisation (%)	83	83	
Masse de combustible fissile (t _{mli})	35,6	51,9	
Masse de combustible fertile (t _{mli})	20,6	33,8	45,4
Longueur de cycle (JEPP)	388	388	388
Nombre de cycles	5	5	10
Taux de combustion moyen (GWj/t)	83,0	81,5	
Production électrique annuelle (TWh/an)	7,3	10,6	
Durée d'irradiation (jours calendaires)	2 337 (6,4 ans)	2 337 (6,4 ans)	4 675 (12,8 ans)
Flux moyen de combustible (t/an)	8,8	13,4	3,5
(dont fissiles)	5,6	8,1	

*dans l'hypothèse d'options avec couvertures radiales

Répartition des éléments lors des opérations de traitement :

	CSD-V (%)	CSD-C (%)	Recyclage (%)	Rejets (%)
Uranium	0,1	0,02	99,88	0
Plutonium	0,3	0,16	99,54	0
Actinides mineurs	99,98	0,02	0	0
Produits de fission gazeux	0	0	0	100
Iode	<1	<0,2	0	99
Tritium	0	15 (REP) / 0 (RNR)	0	85 (REP) / 1 (RNR)
Carbone	10	0	0	90
Chlore	<1	<0,2	0	98,8
Produits de fission non gazeux et produits d'activation	99,8	0,2	0	0

La vitrification des déchets produit des colis avec les limites suivantes :

- masse de verre par colis : 400 kg ;
- teneur maximale en oxyde de produits de fission et actinides (PFA) : 17,5% ou 70 kg d'oxydes de PFA, Zr et particules métalliques ;
- teneur maximale en émetteurs alpha : $2 \cdot 10^{19}$ rayonnements α cumulés sur 10 000 ans par gramme de verre.

ANNEXE 1.2 : PALIER 0 (Cycle ouvert)

Ce palier correspond à un parc français hypothétique qui n'aurait fonctionné qu'en cycle ouvert. Le parc modélisé correspond au parc français actuel avec ses 58 tranches REP mais dans lequel aucun traitement de combustibles usés et, a fortiori, aucun recyclage plutonium ou d'uranium n'auraient été mis en œuvre.

En fin de vie des réacteurs actuels, ce parc est remplacé par un parc EPR produisant une énergie électrique équivalente à celle du parc actuel. Les combustibles usés sont entreposés tout au long du scénario.

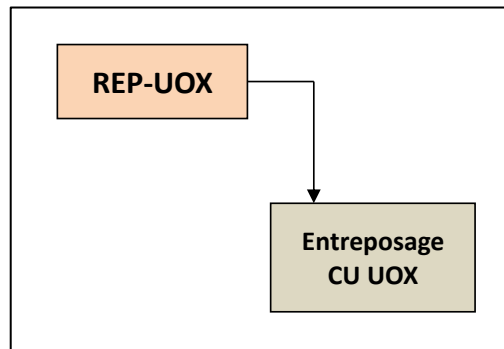


Figure 1- 21 : Caractéristiques typiques d'un parc REP (EPR) en cycle ouvert

Le palier 0 comporterait 38 EPR-UOX produisant 423 TWh/an pour une puissance installée de 58 GW_e.

La consommation d'uranium naturel serait de 7600 t/an Les besoins en fabrication de combustibles seraient de 960 t/an.

La quantité de combustibles usés à entreposer augmenterait de 960 t/an (il s'agit ici de l'ensemble des combustibles déchargés, puisque l'on n'opère aucun recyclage).

Le stock d'uranium appauvri augmenterait de 6600 t/an.

Les inventaires en plutonium et en actinides mineurs augmenteraient respectivement de 10 t/an (25 kg/TWh_e) et de 2,5 t/an (6 kg/TWh_e)

ANNEXE 1.3 : ETUDE PROSPECTIVE DU COÛT DE L'URANIUM

Compte tenu des difficultés liées principalement aux incertitudes sur le développement du parc mondial REL et sur les ressources en uranium naturel différentes hypothèses ont été analysées en termes de scénarios de demande électronucléaire mondiale d'une part et en termes de ressources en uranium naturel d'autre part, conduisant à 4 courbes d'évolution possibles du coût de l'uranium naturel. Ces hypothèses sont rappelées succinctement ci-après.

Hypothèses sur les scénarios de demande électronucléaire mondiale

La Figure 1-1 du paragraphe 1.1.1.2 rassemble de nombreux scénarios d'évolution de la production électronucléaire proposés par diverses organismes de prospective pour des horizons temporels plus ou moins lointains (2035, 2050, 2100), des hypothèses multiples (démographie, PIB, intensité énergétique, décisions politiques) et des objectifs variés (teneur en CO₂, déploiement du vecteur hydrogène...). Ils conduisent également à des résultats extrêmement divers.

D'une manière générale, les scénarios qui, pour lutter contre le réchauffement climatique se donnent comme contrainte de limiter la production de CO₂, conduisent à des productions nucléaires importantes. Un exemple récent est le « 450 scénario » du World energy outlook de 2014 (non publié à l'époque de l'analyse et non représenté sur la figure qui considère que la capacité nucléaire devra plus que doubler d'ici à 2040).

Afin d'encadrer au mieux le futur possible, on pourrait penser à prendre le scénario le plus élevé et le scénario le plus bas. En fait, les scénarios imaginant une production électronucléaire autour de 70 000 à 80 000 TWh en 2100 n'ont pas été retenus : ils supposent des performances techniques des réacteurs ou des quantités d'uranium peu réalistes.

De même, il a été considéré que des scénarios prévoyant peu de nucléaire (ou pas du tout) ne seront pas pertinents pour nos études de déploiement des RNR. Si une telle orientation des marchés devait être constatée, la motivation essentielle pour le déploiement de ces réacteurs serait celle de la gestion des matières (plutonium) et des déchets.

Nous avons donc choisi au final deux scénarios plausibles de déploiement du nucléaire, l'un représentant une hypothèse basse et allant jusqu'à 15 000 TWh, l'autre représentant une hypothèse haute et allant jusqu'à 40 000 TWh en 2100 (Figure 1- 22 : Scénarios électronucléaires mondiaux choisis).

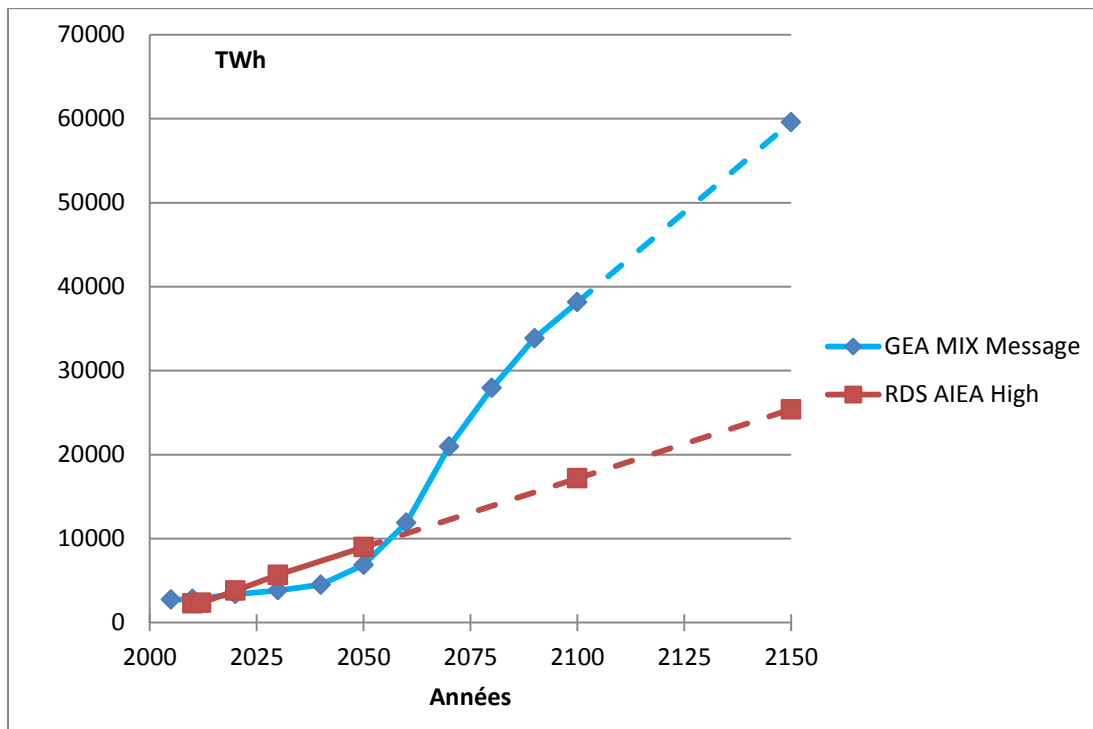


Figure 1- 22 : Scénarios électronucléaires mondiaux choisis

Le scénario bas retenu « RDS AIEA High » provient des Reference Data Series de 2013 publié par l’AIEA : « Energy, Electricity and Nuclear Power Estimates for the Period up to 2050 »²¹ que nous avons prolongé jusqu’à 2100.

Le scénario haut retenu « GEA MIX Message » provient de l’exercice « Global Energy Assessment » réalisé par l’IIASA (International Institute for Applied Systems Analysis)²² en 2012.

Comme il n’existe pas d’études prospectives allant au-delà de 2100, il est nécessaire de prolonger ces courbes au-delà afin de pouvoir réaliser des études de scénarios industriels qui comportent plusieurs renouvellements de parcs et se poursuivent au-delà de cette date. Les pointillés indiquent les hypothèses qui ont été retenues.

Hypothèses sur les ressources en uranium naturel

Pour les ressources en uranium, ont été utilisées les données du « livre rouge » de l’OCDE sur les ressources en uranium conventionnel²³ qui les répartissent par catégories selon leur degré de fiabilité et leur coût d’extraction. Le Tableau 1- 11 rassemble les données de l’édition de 2011 (qui était la plus récente disponible au moment où l’étude a été entreprise, ce qui explique que l’on n’ait pas retenu les valeurs plus récentes, présentées au chapitre 1).

²¹ “Energy, Electricity and Nuclear Power Estimates for the Period up to 2050”, Reference Data Series n°1 édition de 2013 de l’AIEA

²² GEA Scenario database <http://www.iiasa.ac.at/web-apps/ene/geadb/dsd?Action=htmlpage&page=about>

²³ « Uranium: Resources, Production and Demand » (The Red Book) AIEA et OCDE/AEN, 2011

	Ressources conventionnelles (MtU)			
	Identifiées		Non découvertes	
	Raisonnement assurées	Présumées	Pronostiquées	Spéculatives
< 40 \$/kg U	0,5	0,2	1,6	<260 \$/kg ↳ 3,9
40-80 \$/kg U	1,5	0,9		
80-130 \$/kg U	1,4	0,8	1,1	>260 \$/kg ↳ 3,7
130-260 \$/kg U	0,9	0,8	0,1	
Sous total	4,4	2,7	2,8	7,6
Total	7,1 MtU		10,4 MtU	

Tableau 1- 11: Ressources conventionnelles telles que décrites dans le "livre rouge" de l'OCDE/AEN (2011).

Des ressources non conventionnelles peuvent être trouvées notamment dans les gisements de phosphates ainsi que, peut-être à terme, dans l'eau de mer. Dans les phosphates, le coût d'extraction de l'uranium diffèrera selon qu'il sera un sous-produit ou non.²⁴

L'uranium contenu dans les sources de faible teneur ou dans l'eau de mer serait beaucoup plus abondant encore. Pour cette étude, il n'a pas été fixé de limites sur les quantités. En revanche, le coût d'extraction serait probablement très élevé. L'uranium est présent dans l'eau de mer à une très faible concentration (3,3 µg/l), mais compte tenu des volumes des océans cela représente près de 4,5 milliards de tonnes d'uranium. Cependant, cette très faible concentration d'uranium dans l'eau de mer impose de traiter de gigantesques volumes d'eau pour récupérer des quantités significatives d'uranium. Seuls des procédés sans pompages actifs, utilisant des grands courants marins naturels, peuvent être envisagés du point de vue de la rentabilité énergétique et économique.

Depuis les années 50, de nombreux modèles d'usines d'extraction ont été développés. La technologie d'extraction a pu être prouvée à l'échelle du laboratoire mais jusqu'à ce jour, aucune application industrielle ni même semi industrielle n'a été réalisée. La plupart des équipes de recherche ont arrêté leurs travaux, hormis le Japon qui espère atteindre un coût de production de l'ordre de 300 \$/kgU. Ce chiffre est basé sur des hypothèses très optimistes et correspond plutôt à un coût objectif ; les études japonaises avec des hypothèses moins optimistes laisseraient en effet plutôt envisager un coût de 1 800 \$/kgU. De nouveaux efforts sont en cours aux États-Unis pour évaluer les coûts de récupération à l'aide de systèmes améliorés [3]. Néanmoins, même s'il est possible techniquement aujourd'hui d'extraire de l'uranium de l'eau de mer, les estimations de coûts, le taux de retour énergétique ou encore les impacts environnementaux sont tels qu'une application industrielle n'est guère envisageable, sauf rupture technologique majeure. Ceci explique la valeur de 2 000 €/kgU retenue comme seuil pour les courbes d'offre choisies.

La Figure 1- 23 rassemble les deux hypothèses considérées. L'hypothèse 1 est plutôt conservatrice et l'hypothèse 2 plutôt optimiste. Comme pour les scénarios électronucléaires mondiaux, ces hypothèses restent plausibles.

²⁴ Uranium des phosphates, Florian Fizaine, Sophie Gabriel, RT 2011-10

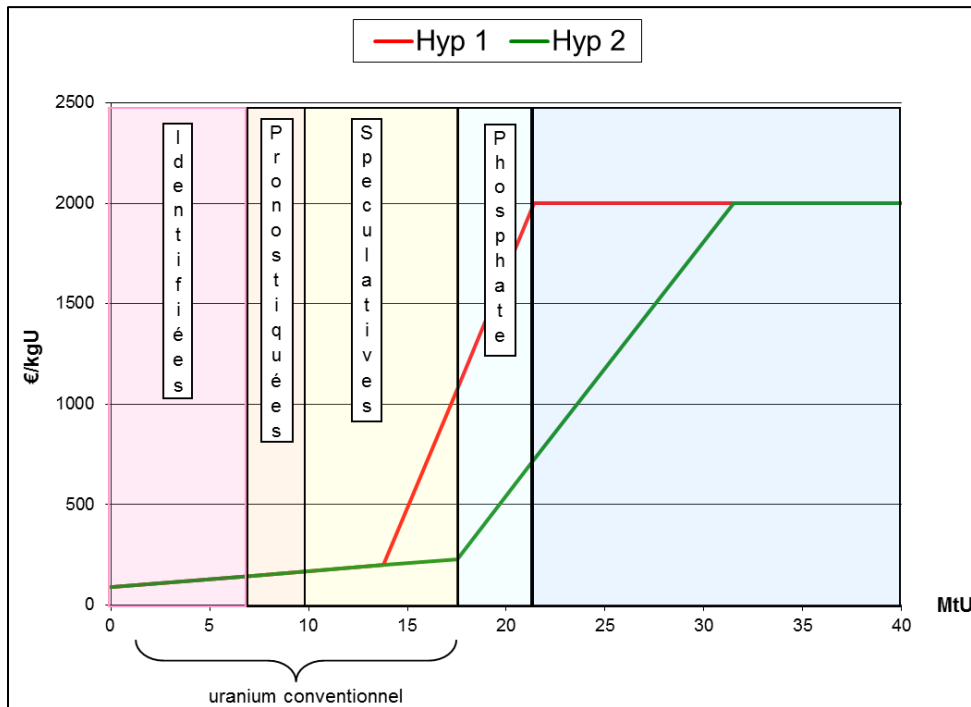


Figure 1- 23 : Modélisation du coût du kg d'uranium en fonction de la quantité extraite de la nature.

Courbes d'évolution du coût de l'uranium naturel

Pour les remontages technico-économiques, il est nécessaire de connaître l'évolution du coût de l'uranium naturel. On cherche à prendre en compte une évolution globale sur le long terme plutôt que des effets à court terme sur les prix tels que ceux liés à d'éventuelles tensions d'approvisionnement ou à la reprise de la prospection.

Ainsi, le prix de l'uranium ne sera pas approché par une valeur de marché équilibrant l'offre et la demande, mais à partir du coût de revient de l'extraction, en supposant que l'ordre d'extraction revient à privilégier les gisements à bas coût de revient.

Un modèle de coût de l'uranium simplifié a donc été retenu. Le coût de production d'une tonne d'uranium naturel est déterminé comme une fonction de la quantité d'uranium déjà extraite.

Les courbes d'évolution du coût de l'uranium naturel sont déterminées à l'aide de GRUS développé au CEA, outil de simulation numérique qui sert à estimer le développement du parc nucléaire mondial sur plusieurs renouvellements de parc, en réponse à différents scénarios de demande en électricité tout en tenant compte de la complexité du système dynamique nucléaire (grand nombre de stocks, de flux et de variables, nombreuses interactions, évolutions temporelles).

En décrivant un scénario de demande, la simulation dans GRUS permet de déterminer la quantité d'uranium consommée en fonction du temps. Ce calcul est obtenu dans les conditions suivantes :

- optimisation de la teneur de l'uranium appauvri (U_{app}) en fonction du coût (on descendra ainsi jusqu'à 0,03 % d' ^{235}U pour un uranium naturel à 2000 €/kg, teneur optimale à ce coût de l' U_{nat}) ;
- réenrichissement possible du stock d' U_{app} si les conditions économiques sont intéressantes.

En combinant la courbe d'offre de l' U_{nat} et les quantités extraites cumulées, on obtient une courbe d'évolution du coût de l'uranium naturel en fonction du temps.

La Figure 1- 24 indique les quatre évolutions possibles du coût de l'uranium naturel en fonction du temps pour les quatre combinaisons possibles obtenues à partir des deux scénarios de demande et des deux courbes d'offre, le Tableau 1- 12 indiquant à quelle combinaison correspond chaque courbe.

Évolutions	Scénarios de demande	Courbes d'offre
a	Sc GEA MIX	Hyp 1
b	Sc GEA MIX	Hyp 2
c	Sc RDS AIEA	Hyp 1
d	Sc RDS AIEA	Hyp 2

Tableau 1- 12 : Définition des évolutions du coût de l'uranium naturel par combinaison entre courbes d'offre et scénarios de demande

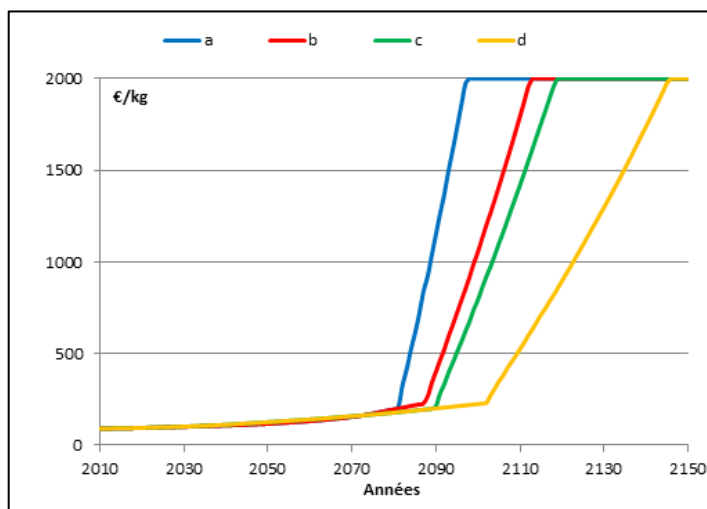


Figure 1- 24 : Évolutions du coût de l'Unat en fonction du temps pour les différents couples d'hypothèses (scénario de demande électronucléaire, courbe d'offre)

Conséquences sur la date de compétitivité des RNR

L'utilisation de ces courbes pour effectuer les premiers calculs de coût moyen actualisé d'un REP en tenant compte de ses dépenses en uranium sur la totalité de sa durée d'exploitation de 60 ans conduit à un horizon de compétitivité des RNR toujours situé au-delà de la moitié de ce siècle²⁵. Pour le moment, ce n'est qu'un ordre de grandeur car ces calculs n'ont pas été faits avec la base de données économique finalisée, mais cette information renforce l'intérêt d'évaluer des scénarios avec une transition accélérée vers le palier D.

²⁵ Les dates calculées sont dans la fourchette située entre 2070 et 2100. Il faut cependant considérer que les anticipations des agents aboutiront à décider la construction de réacteurs de type RNR avant de rentrer dans cette période. D'autre part, les aspects géopolitiques (segmentation des marchés, risques pays, comportements de cartels...) n'ont pas ici été pris en compte : le marché mondial a été supposé totalement fongible. Cette raison explique aussi, comme par exemple pour le pétrole, que des prix élevés peuvent être rencontrés avant que la dernière mine a coût « seuil » ne soit épuisée. D'où la « prudence » de retenir en ordre de grandeur la moitié de ce siècle.

02

**MULTI-RECYCLAGE DU
PLUTONIUM ET
SEPARATION-
TRANSMUTATION DES
ACTINIDES MINEURS**

2. Multi-recyclage du plutonium et séparation-transmutation des actinides mineurs

2.1.	RECHERCHES POUR LE MULTI-RECYCLAGE DU PLUTONIUM.....	103
2.1.1.	ENJEUX ET OBJECTIFS DE LA R&D SUR LE CYCLE DES COMBUSTIBLES RICHES EN PLUTONIUM.....	105
2.1.1.1.	<i>Rappel de l'expérience passée en traitement et fabrication des combustibles riches en plutonium</i>	<i>105</i>
2.1.1.2.	<i>Orientations pour les cycles de nouvelles générations</i>	<i>113</i>
2.1.1.3.	<i>Les objectifs de la R&D pour le multi-recyclage du plutonium.....</i>	<i>113</i>
2.1.2.	AVANÇÉES TECHNIQUES SUR LE TRAITEMENT DES COMBUSTIBLES MOX (REP-RNR) USÉS ET LA FABRICATION DES COMBUSTIBLES RNR.	117
2.1.2.1.	<i>Tête de procédé.....</i>	<i>118</i>
2.1.2.2.	<i>Séparation de l'uranium et du plutonium</i>	<i>124</i>
2.1.2.3.	<i>Conversion des matières purifiées</i>	<i>130</i>
2.1.2.4.	<i>Fabrication du combustible.....</i>	<i>131</i>
2.1.2.5.	<i>Gestion des déchets et des effluents.....</i>	<i>135</i>
2.1.2.6.	<i>Mesures, instrumentation et pilotage des procédés.....</i>	<i>137</i>
2.1.2.7.	<i>Matériaux pour les équipements de procédés.....</i>	<i>141</i>
2.1.3.	OUTILS-CLES ET PARTENARIATS DANS LES RECHERCHES MENEES	143
2.1.3.1.	<i>Apport de la simulation procédé.....</i>	<i>143</i>
2.1.3.2.	<i>Apport des plateformes technologiques de recherche et développement.....</i>	<i>145</i>
2.1.3.3.	<i>Partenariats académiques et industriels.....</i>	<i>147</i>
2.1.4.	CONCLUSION.....	149
2.2.	RECHERCHES SUR LA SEPARATION ET LA TRANSMUTATION DES ACTINIDES MINEURS.....	151
2.2.1.	ENJEUX ET OBJECTIFS DE LA R&D SUR LA SEPARATION ET LA TRANSMUTATION DES ACTINIDES MINEURS	151
2.2.2.	AVANÇÉES TECHNIQUES SUR LA SEPARATION DES ACTINIDES MINEURS.....	154
2.2.2.1.	<i>Les procédés hydrométallurgiques.....</i>	<i>154</i>
2.2.2.2.	<i>Les procédés pyrochimiques</i>	<i>167</i>
2.2.2.3.	<i>Conclusion</i>	<i>174</i>
2.2.3.	AVANÇÉES TECHNIQUES SUR LA TRANSMUTATION DES ACTINIDES MINEURS	175
2.2.3.1.	<i>Les études de transmutation de l'américium en mode hétérogène.....</i>	<i>175</i>
2.2.3.2.	<i>Les études de transmutation en mode homogène.....</i>	<i>188</i>
2.2.3.3.	<i>Conclusion sur les études de transmutation en réacteurs critiques.....</i>	<i>192</i>
2.2.3.4.	<i>Développement des installations spécifiques de transmutation (ADS).....</i>	<i>193</i>
2.3.	RECHERCHES SUR LES REACTEURS A SELS FONDUS A SPECTRE RAPIDE DE TYPE RRSF	201
2.3.1.	INTRODUCTION	201
2.3.2.	DESCRIPTION DU REACTEUR RAPIDE A SELS FONDUS (RRSF).....	202
2.3.2.1.	<i>Géométrie du réacteur.....</i>	<i>202</i>
2.3.2.2.	<i>Principe du retraitement et hypothèses retenues</i>	<i>203</i>
2.3.3.	AVANÇÉES TECHNIQUES SUR LES REACTEURS RAPIDES A SELS FONDUS.....	205
2.3.3.1.	<i>Cycle du combustible du RRSF.....</i>	<i>205</i>
2.3.3.2.	<i>Développement d'outils numériques de couplages multiphysiques</i>	<i>206</i>
2.3.3.3.	<i>Etudes préliminaires de sûreté.....</i>	<i>207</i>
2.3.3.4.	<i>Etudes procédés et matériaux.....</i>	<i>210</i>
2.3.3.5.	<i>Chimie du sel combustible.....</i>	<i>212</i>
2.3.3.6.	<i>Contrôle de la corrosion des matériaux par le contrôle du potentiel redox.....</i>	<i>212</i>
2.3.4.	CONCLUSION.....	213

2.1. RECHERCHES POUR LE MULTI-RECYCLAGE DU PLUTONIUM

La France a mis en œuvre, depuis plus de 30 ans, pour son industrie électro-nucléaire une stratégie de traitement et de recyclage des combustibles usés. Le plutonium et l'uranium sont ainsi recyclés, respectivement en combustibles MOX (oxyde mixte d'uranium et de plutonium) utilisables aujourd'hui dans 24 des 58 réacteurs du parc actuel, et en URE (uranium de retraitement enrichi) utilisable dans 4 réacteurs ; les déchets ultimes sont conditionnés et entreposés de manière sûre, dans l'attente d'un site de stockage dédié.

Derrière cette stratégie globale, c'est tout un ensemble de procédés qui est mis en œuvre industriellement, dans les usines AREVA de la Hague (dédiée au traitement des combustibles usés et au conditionnement des déchets ultimes) et de Melox (dédiée à la fabrication des combustibles MOX). Ces opérations ont aujourd'hui atteint une pleine maturité industrielle, résultat de décennies de R&D. Elles permettent d'atteindre des taux de récupération des matières plutonium et uranium très élevés (supérieurs à 99 %). Ainsi, environ 30 000 tonnes de combustibles usés ont été traitées et près de 2 000 tonnes de MOX ont été fabriquées. Ceci a d'ores et déjà permis de réduire d'autant les entreposages de combustibles usés et d'économiser plus de 25 000 tonnes d'uranium naturel.

Pour des raisons largement évoquées dans la partie 1 de ce rapport, la mise en œuvre de cette stratégie de traitement-recyclage trouve ses limites dans le parc de réacteur à eau légère actuel (REL). Ainsi, les combustibles MOX usés ne sont pas recyclés. Leur recyclage pourra être envisagé avec les réacteurs à neutrons rapides de quatrième génération qui sont capables de multi-recycler (c'est-à-dire de recycler sans limitation) les matières.

C'est tout l'enjeu des recherches qui visent à préparer et à développer les options de cycle des matières pour les parcs de réacteurs futurs. Il s'agit de mettre au point les procédés avancés pour le multi-recyclage de l'uranium et du plutonium.

Les grandes étapes vers la démonstration industrielle du multi-recyclage sont structurées autour des objectifs suivants :

- la capacité à récupérer le plus complètement possible le plutonium des combustibles MOX usés issus des REL actuel (MOX REL), ce plutonium devant être utilisé par la suite dans les premiers cœurs de réacteurs RNR ;
- la définition et la validation des procédés et des technologies de fabrication des combustibles MOX RNR ;
- la faisabilité de traiter les combustibles MOX usés des RNR (MOX RNR), et de recycler industriellement le plutonium contenu dans ces combustibles.

Les réponses technologiques à ces enjeux s'appuient sur les procédés éprouvés du cycle du combustible, à la fois issus de l'expérience passée et tels que mis en œuvre actuellement. Toutefois, des évolutions et adaptations, voire des sauts technologiques, sont à assurer pour tenir compte :

- des différences de conception entre les assemblages REL et les assemblages RNR, en particulier au niveau des matériaux de structure ;
- des teneurs en plutonium et des taux de combustion, plus élevés dans les combustibles MOX RNR usés que dans les combustibles actuellement traités industriellement.

Ainsi, les recherches dans le domaine font l'objet d'un programme pluriannuel destiné à :

- développer les procédés et les technologies pour le recyclage des combustibles MOX (MOX REL et MOX RNR, traitement et fabrication), la disponibilité des technologies bien adaptées au recyclage des combustibles au plutonium étant une condition essentielle des systèmes envisagés ;
- améliorer intrinsèquement les procédés et technologies du cycle (traitement et fabrication), au regard des divers critères à considérer, notamment la sûreté et la compétitivité économique ;

- apporter dans ce sens les éléments nécessaires à la conception des projets d'ateliers pour le cycle du combustible du démonstrateur technologique Astrid : l'Atelier de fabrication des cœurs (AFC) pour la fabrication et l'atelier de traitement des combustibles (ATC) pour le traitement (cf. Partie 3.7 « les installations associées pour le cycle d'Astrid »).

Les enjeux des recherches s'insèrent dans des études globales d'optimisation de stratégies de gestion des matières nucléaires, au sein de déploiement de scénarios industriels à l'instar de ceux présentés en partie 1.

Ces recherches, dont les principaux enjeux sont détaillés dans le paragraphe 2.1.1, bénéficient déjà d'un retour d'expérience sur la gestion des matières des RNR ayant déjà fonctionné en France, qui est brièvement rappelé dans le paragraphe 2.1.1.1. Les principales avancées techniques obtenues dans le domaine du multi-recyclage en réacteur rapide sur la période 2013-2015 sont présentées dans le paragraphe 2.1.2.

2.1.1. Enjeux et objectifs de la R&D sur le cycle des combustibles riches en plutonium

2.1.1.1. Rappel de l'expérience passée en traitement et fabrication des combustibles riches en plutonium

La France dispose d'une expérience industrielle incomparable dans le domaine de la fabrication du combustible MOX pour les réacteurs à eau légère et, avec plus de 70 tonnes de combustibles MOX usés traités depuis 1992, d'une expérience industrielle significative pour leur traitement.

Elle possède par ailleurs une expérience unique dans le domaine du traitement et du recyclage des combustibles RNR, avec la séparation et la purification de près de 25 tonnes d'uranium et de plutonium de combustibles MOX RNR provenant principalement des réacteurs à neutrons rapides Rapsodie et Phénix. Une grande part du plutonium récupéré, soit 3,4 tonnes sur les 4,4 tonnes séparés, a de plus été recyclée dans ce même réacteur Phénix sous forme de combustibles MOX RNR.

Cette expérience a été acquise tout au long de près de quatre décennies de recherches, de développement progressif à échelle pilote, puis d'exploitation d'un atelier industriel de traitement/recyclage, entre les années soixante et quatre-vingt-dix. Ces réalisations ont été obtenues à l'époque dans un contexte spécifique de déploiement volontariste d'un parc de RNR conséquent, avec les technologies et critères d'alors.

Par-delà les recherches menées majoritairement dans des unités dédiées au CEA à Fontenay-aux-Roses et à Cadarache, les principales unités pilote et industrielle de traitement/recyclage des combustibles RNR sont représentées figure 2-1, avec indication des capacités de traitement ou de fabrication. En remarque, les combustibles MOX RNR traités dans l'usine UP2-400 de La Hague, qui représentent au total l'équivalent de 10 t d'uranium et de plutonium, l'ont été à des cadences de l'ordre de 2 t/an, en dilution avec des combustibles uranium issus de la filière UNGG²⁶ : de par la conception initiale de l'usine pour des combustibles essentiellement à base d'uranium, cette dilution était requise à partir des étapes de séparation, principalement pour respecter les critères de sûreté/criticité des technologies implantées.

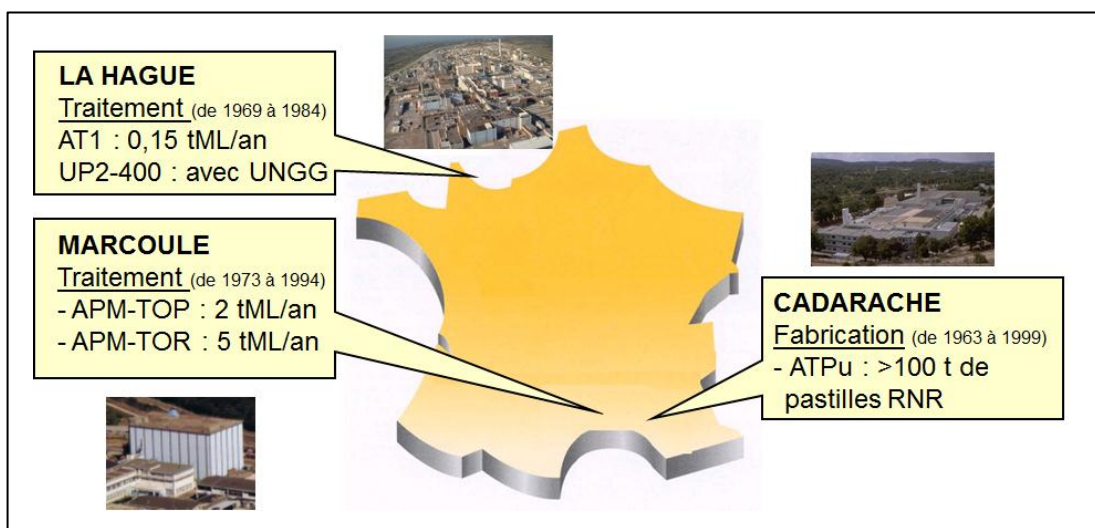


Figure 2- 1 : Principales unités pilotes et industrielles de traitement et de fabrication des combustibles RNR illustrant l'expérience nationale passée dans le domaine (ML = métaux lourds, soit U+Pu).

²⁶ Filière uranium naturel graphite gaz, correspondant à la première génération de réacteurs ayant fonctionné en France.

Traitement des combustibles MOX usés (issus des réacteurs à eau légère, REL)

Pour les combustibles usés MOX REL, les premières campagnes de traitement à échelle semi-industrielle ont été menées début 1992 à l'Atelier Pilote de Marcoule. Environ 2 tonnes de combustibles MOX en provenance d'un REL allemand ont été dissoutes avec des cinétiques de dissolution conformes aux données déduites de la R&D en laboratoire au CEA. Les taux de recouvrement du plutonium ont approché 100% à chaque étape du procédé Purex appliqué. Seul 0,2% du plutonium initial a été détecté dans les fines particules constituant les résidus de dissolution. Quant aux teneurs de matière fissile résiduelle dans les coques, elles se sont révélées très faibles, à savoir similaires à celles observées lors du traitement industriel des UOX.

A la lumière de ces essais, Cogema a réalisé une première campagne industrielle de traitement à partir de fin 1992 à l'usine UP2-400 de La Hague portant sur 4,6 tonnes de MOX irradiés en provenance de réacteurs allemands et présentant une solubilité initiale en Pu répondant aux spécifications de fabrication standard. Le traitement de ces combustibles n'a pas révélé de différence notable avec le traitement des UOX mené dans cette même usine. Les teneurs résiduelles de Pu mesurées dans les coques industrielles ont représenté des pertes très faibles (moins de 0,1 % du plutonium initial). Une seconde campagne a été menée dans cette même usine en 1998 sur près de 5 tonnes de MOX (16 assemblages) en provenance de Chooz-A avec globalement les mêmes performances.

Plus récemment, quatre campagnes industrielles plus conséquentes de traitement de combustibles MOX irradiés ont été conduites dans l'usine UP2-800 AREVA de La Hague, en 2004, 2006, 2007 et 2008. Elles ont porté sur du combustible MOX en provenance de réacteurs allemands (au total environ 60 tonnes) dont les caractéristiques figurent dans le Tableau 2-1.

Campagne (année)	Masse traitée (tMLi**)	% (Pu+Am)/(U+Pu+Am) _{ini}	Durée (jours)	Nombre d'assemblages	TC* moyen (GWj/tMLi)
MOX D1 (2004)	10,6	~ 4%	12	20	33,2
MOX D2 (2006)	16,5	~ 4%	12	31	38,7
MOX D3 (2007)	31,3	~ 4%	21	63	40,4
MOX D4 (2008)	5,1	~ 7%	5	12	52

*Taux de combustion

**Tonne de métal lourd initial

Tableau 2- 1 : Campagnes industrielles de traitement de combustibles MOX.

Le procédé Purex appliqué à ces combustibles dans des conditions similaires à celles utilisées pour le traitement des UOX a permis de traiter ces 60 tonnes (exprimées en métal lourd) de combustibles sans différence notable observée dans les caractéristiques des flux de matières purifiées et des déchets à traiter/conditionner. Moyennant quelques adaptations du traitement en tête de procédé, ces campagnes ont permis d'atteindre les objectifs de traitement industriel ciblés.

Fabrication des combustibles RNR.

1962-1998. Atelier de Technologie du Plutonium de Cadarache. ATPu

Les fabrications des combustibles oxydes pour RNR (Rapsodie, Phénix, Superphénix) étaient réalisées en France à l'ATPu²⁷ sur le site CEA de Cadarache. Cette installation a commencé à fonctionner en 1962 pour la production des cœurs des réacteurs Rapsodie puis de Phénix qui divergera en 1973. Cette installation a été conçue pour la production des cœurs fissiles composés d'assemblages combustibles à base d'oxyde mixte de plutonium et d'uranium.

A partir des années 1990, Cogema installe une nouvelle chaîne de fabrication pour la fabrication d'assemblages MOX pour les réacteurs de la filière REP. Cette nouvelle chaîne monte rapidement en puissance et représente rapidement l'essentiel des fabrications. In fine, la capacité de cette ligne de fabrication est d'environ 45 tonnes par an.

Ainsi, les années 1988 à 1992 sont marquées par des évolutions essentielles des installations, tant d'un point de vue procédé que d'un point de vue sûreté et qualité produit avec la baisse des fabrications MOX RNR au profit des fabrications MOX REL.

La dernière campagne de fabrication Phénix a lieu en 1998.

Une chronologie simplifiée des fabrications de l'ATPu est proposée sur la figure 2-2.

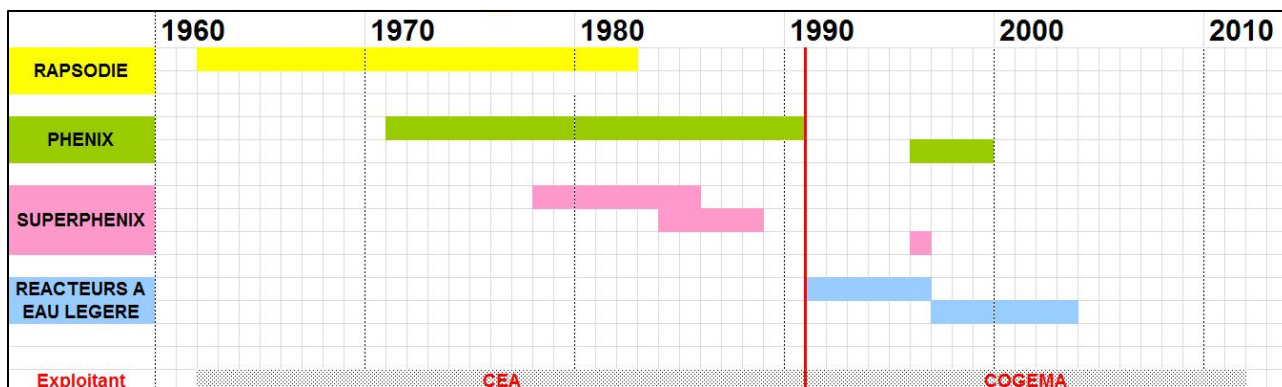


Figure 2- 2 : Chronologie des fabrications de combustibles (U,Pu)O₂ à l'ATPu de Cadarache

Durant son exploitation, avec plus de cent tonnes de pastilles MOX RNR fabriquées, l'ATPu a permis de démontrer la faisabilité de la fabrication du combustible pour les RNR à une échelle industrielle. Le tableau 2-2 détaille pour chaque réacteur, les bilans quantitatifs des productions qui se caractérisent, en comparaison du MOX REL :

- par de grandes quantités d'aiguilles dues à la faible longueur combustible par aiguilles (inférieure à 1 mètre pour les RNR comparée à environ 4 mètres pour les REL) ;
- par d'importantes quantités de Pu car les teneurs en Pu ont pu approcher les 30% massique (pour les MOX REL, la fraction de Pu est inférieure à 11%).

²⁷ Atelier de Technologie du Plutonium

Réacteurs	Nb d'aiguilles	Nb de pastilles (millions)	Pastilles (t_{ML})	Masse Pu (t)
Rapsodie	28 536	1	1,2	0,35
Phénix	180 941	12,6	32,4	8,2
Super-Phénix	208 396	16,9	71,2	12,7
PFR (réacteur GB)	9 555	0,7	1,6	0,54
Total	427 428	31,2	106,4	21,8

Tableau 2- 2 : Fabrications de combustibles oxyde pour RNR de 1963 à 1999

Lors de la quarantaine d'années d'exploitation, les pastilles combustibles pour les RNR ont été élaborées à l'aide d'un procédé basé sur le co-broyage de poudres de PuO_2 , d' UO_2 et de chamotte (poudre élaborée à partir des rebuts de fabrication), selon les étapes précisées sur le schéma de la figure 2-3. On notera que les technologies associées aux autres étapes (granulation, lubrification et mise en forme) ont régulièrement évolué au gré de l'expérience acquise et des difficultés rencontrées.

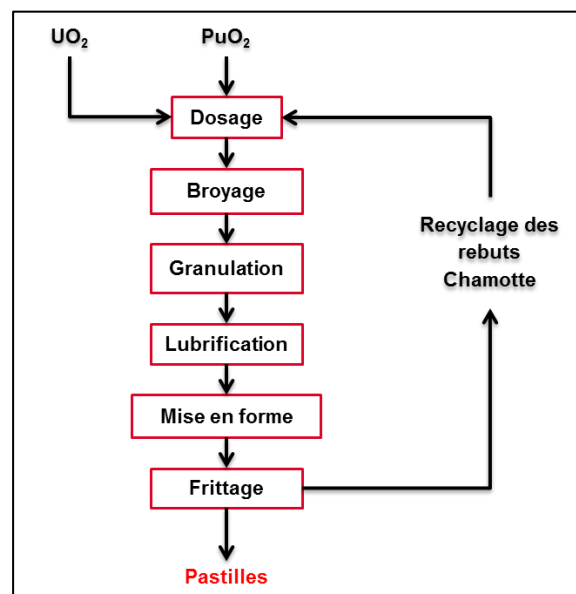


Figure 2- 3 : Procédé de fabrication des pastilles $(U,Pu)O_2$ mis en œuvre à l'ATPu

Traitement des combustibles usés RNR

Les différents stades de ce développement industriel sont décrits plus en détails dans la suite, la figure 2-4 illustrant les quantités de combustibles traitées à ces stades, du premier atelier pilote de La Hague, jusqu'au plus récent à Marcoule préfigurant l'usine de traitement des combustibles du parc de RNR alors en projet.

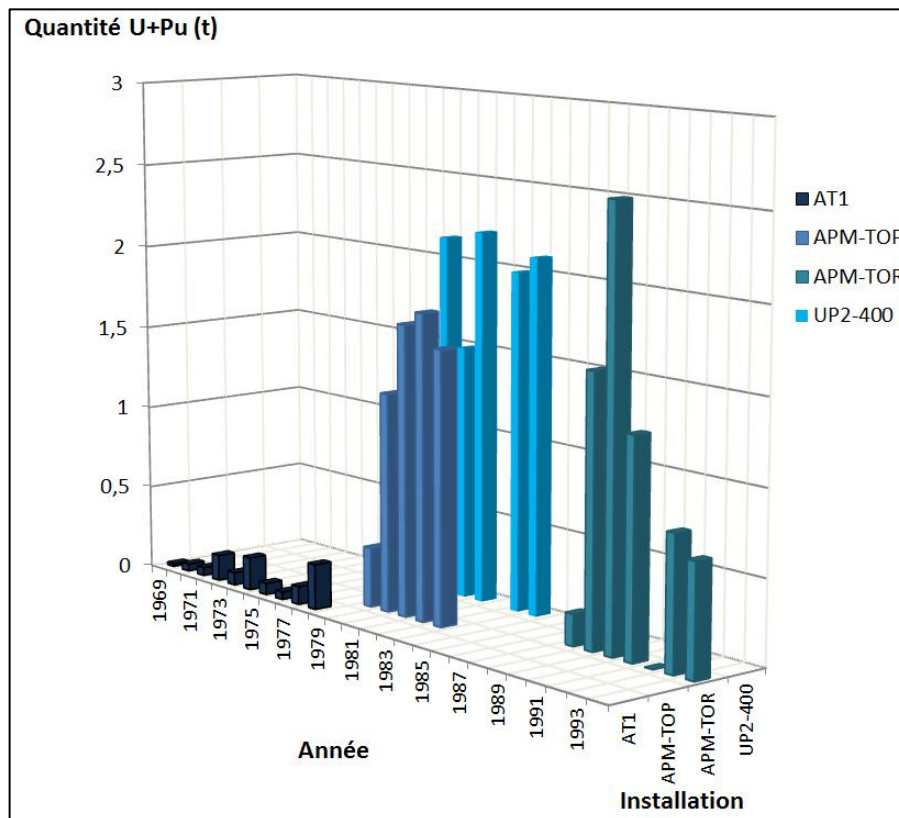


Figure 2- 4 : Quantités de combustibles MOX RNR traitées entre 1969 et 1997 dans les différentes unités pilotes et industrielles mises en service dans le contexte d'alors de déploiement rapide et significatif d'un parc de RNR.

1969-1979. La Hague. Atelier AT1.

Pilote CEA alors implanté sur le site de La Hague, AT1 (figure 2-5) a été le premier atelier mis en service pour tester les procédés et technologies de traitement des combustibles RNR conçus dès les années 60 par les équipes de recherche de Fontenay-aux-Roses. Les premiers combustibles traités, à partir de 1969, sont ceux du RNR expérimental alors en service, Rapsodie. A partir de 1975, des combustibles Phénix ont également fait l'objet de campagnes de traitement à titre expérimental. Ces campagnes ont ainsi permis d'éprouver le procédé et les technologies de traitement initialement implantées et modifiées tout au long des 10 ans d'exploitation de cet atelier pionnier. 19 000 aiguilles RNR MOX ont été traitées dans cet intervalle, représentant environ 1 tonne d'uranium et de plutonium séparés et purifiés, avec des teneurs initiales en Pu pouvant atteindre 25% en métal lourd (ML) et des caractéristiques variées en matière de taux de combustion (de quelques GWj/t_{oxyde} à 120 GWj/t_{oxyde}) et de temps de refroidissement (de 45 jours à quelques années).

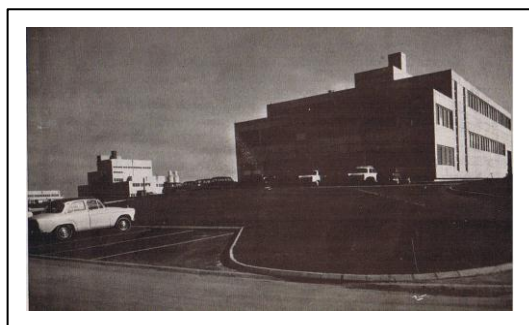


Figure 2- 5 : Atelier AT1 à La Hague

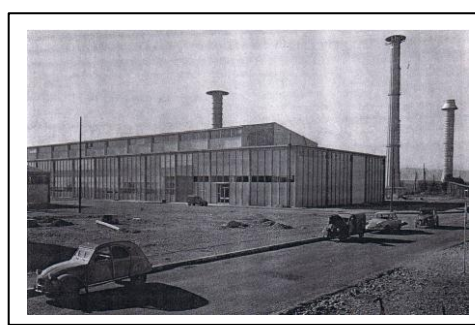


Figure 2- 6 : Chaîne APM/TOP à Marcoule

1973-1983. Atelier pilote de Marcoule. APM TOP

Fort des premiers résultats concluants obtenus sur AT1 à une capacité de plusieurs dizaines d'aiguilles par lot traité, l'intégration d'une installation de traitement semi-industriel de combustibles oxyde RNR au sein de l'Atelier Pilote de Marcoule (APM), dédié jusqu'alors aux combustibles UNGG, s'est concrétisée par la mise en service de la chaîne APM/TOP (figure 2-6) en 1973. Cette étape marque la reconfiguration de l'APM comme atelier pilote de retraitement des combustibles MOX RNR, dans des conditions aussi représentatives que possible d'une exploitation à l'échelle industrielle. Le procédé utilisé tout au long de l'exploitation de cet atelier jusqu'en 1983 est une adaptation du procédé Purex²⁸ aux combustibles majoritairement d'origine Phénix. Des évolutions ont été appliquées au fur et à mesure des optimisations identifiées conformément à la vocation de cet atelier, conduisant à l'atteinte de la capacité nominale de traitement de l'ordre de 2 t/an de combustibles (exprimée en métal lourd ML), soit une échelle de plus d'un ordre de grandeur supérieure à celle appliquée sur AT1. Avec la même flexibilité, APM/TOP a permis de traiter de l'ordre de 6,8 tonnes de MOX RNR Phénix (exprimée en ML), avec des teneurs initiales en Pu de 18 et 25% ML et des caractéristiques variées en matière de taux de combustion (37 à 105 GWj/t_{oxyde}) et de temps de refroidissement (de 1 à 4 ans).

1979-1984. AREVA La Hague. UP2 400

En parallèle de ce développement du procédé et des technologies du traitement des combustibles MOX RNR pour une future usine dédiée, des campagnes sur une quantité significative de combustibles Phénix essentiellement destinées à la récupération des matières pour recharger le réacteur, ont été menées à La Hague à partir de 1979, peu après la mise en service de l'atelier de tête HAO (Haute Activité Oxyde), figure 2-7, dédié aux combustibles oxyde de l'usine UP2-400. Lors de la dissolution de combustibles MOX RNR dans le HAO, la solution produite était diluée avec un flux issu de la dissolution de combustibles UNGG réalisée sur l'autre atelier de tête d'UP2-400, de manière à pouvoir appliquer le procédé Purex avec le minimum d'adaptation, mais à des cadences significatives. Ainsi, près de 10 t de MOX Phénix (exprimés en ML) ont été dissoutes dans l'atelier HAO, à l'occasion de 5 campagnes échelonnées sur 5 ans (1979 – 1984), et les matières U et Pu séparées suivant le procédé industriel appliqué aux combustibles U, après dilution du flux HAO d'un facteur 60 à 100 environ selon les campagnes. Un seul type de combustible Phénix a été traité (cœur I, 18% ML de Pu), avec des temps de refroidissement plus homogènes (3 à 4 ans) et des taux de combustion dans une fourchette plus resserrée, de 24 à 91 GWj/t_{oxyde}, que les développements précédents décrits.

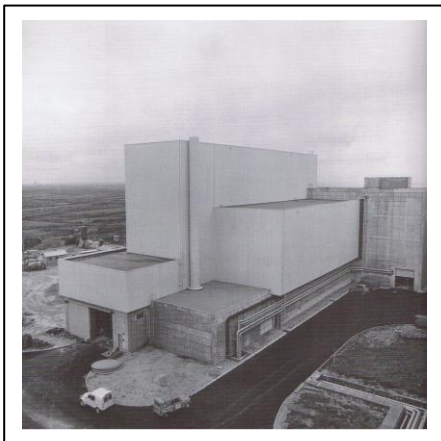


Figure 2- 7 : Atelier HAO (Haute Activité Oxyde) à La Hague



Figure 2- 8 : Chaîne TOR avec les bâtiments 214 et 211 de l'APM à Marcoule

²⁸ Le procédé Purex est le procédé de référence utilisé actuellement à La Hague pour séparer et purifier le plutonium et l'uranium des combustibles usés UOX

1988-1994. Atelier pilote de Marcoule. APM TOR

Porté par ces réalisations technologiques et les perspectives d'alors de déploiement d'un parc de réacteurs RNR avec son cycle fermé associé, une nouvelle étape décidée à la fin des années soixante-dix a été initiée avec l'extension de la capacité de traitement des combustibles MOX RNR de l'APM de 2 à 5 tonnes/an. Au-delà de cette extension, il s'est également agi d'apporter les adaptations requises pour poursuivre la fiabilisation du procédé et des technologies, et aussi d'innover avec des technologies en adéquation avec les capacités de traitement industrielles alors projetées (projet PURR : 150 t_{ML} irradié/an, par exemple) pour le cœur de procédé comme pour la gestion des déchets. Une mise en service progressive de ces installations supplémentaires a permis à partir de 1988 de reprendre les campagnes de traitement de MOX RNR dans la nouvelle chaîne APM/TOR (figure 2-8), avec des objectifs de capacités accrues et de préfiguration de technologies industrielles applicables à une usine dédiée. Entre 1988 et 1994, 5,6 t de MOX RNR Phénix (exprimée en ML) ont ainsi été traités, puis environ 1,5 t de MOX RNR KNKII (réacteur expérimental allemand). Pour les combustibles Phénix, les caractéristiques sont semblables à ceux traités précédemment à l'APM/TOP (soit respectivement 18 et 25% de Pu ramené en ML), si ce n'est des taux de combustion (62 à 105 GWj/t_{oxyde}) et des temps de refroidissement (4 à 10 ans) en moyenne plus élevés et plus proches des valeurs qui seraient envisagées aujourd'hui pour le cycle des combustibles d'Astrid, par exemple.

Plus globalement pour le procédé de traitement, ce retour d'expérience peut être synthétisé ainsi, dans le Tableau 2- 3 suivant.

Atelier/Fonction	AT1	APM-TOP	UP2-400 (HAO)	APM-TOR
Désassemblage	Réception de conteneurs de 111 aiguilles. Cisailage aiguille par aiguille.	Réception d'étuis d'une centaine d'aiguilles. Cisailage aiguille par aiguille.	Réception et cisailage d'étuis d'une centaine d'aiguilles	Réception d'étuis d'une centaine d'aiguilles. Cisailage aiguille par aiguille.
Dissolution	Discontinue 10 L 1,7 kg U+Pu	Discontinue 120 L utile 25 kg U+Pu	Discontinue 3 500 L 54 kg U+Pu	Discontinue 350 L 55 kg U+Pu
Séparation (molécule extractante/nombre de cycles de purification)	TBP 4 cycles	TBP 3 cycles	En dilution avec flux UNGG TBP 3 cycles	TBP 3 cycles (puis 2 cycles Pu)
Conversion/Matières	Ammoniacale Pu et U puis oxalique Pu	Oxalique Pu	En dilution avec flux UNGG Oxalique Pu	Oxalique Pu
Conditionnement des déchets et traitement des effluents HA	Hors atelier, sauf rinçage expérimental des coques.	Rinçage des coques puis entreposage en conteneurs. Concentration et vitrification (pour part, en pilotes expérimentaux) du flux de produits de fission et d'actinides mineurs.	Rinçage des coques puis entreposage en conteneurs. Produits de fission et actinides mineurs gérés en dilution avec ceux issus des UNGG.	Rinçage des coques Fusion des déchets métalliques en projet. Vitrification des produits de fission+ fines de dissolution et de cisailage, hors atelier (AVM)

Tableau 2- 3 : Synthèse du retour d'expérience français sur le traitement des combustibles RNR à échelle pilote ou industrielle.

Les enseignements de cette expérience globale tiennent essentiellement en la démonstration de la faisabilité et de la maîtrise globale du traitement des MOX RNR à échelle semi-industrielle par un procédé de type Purex, du cisailage des aiguilles du combustible irradié à la production des matières, avec les exigences requises de récupération, de séparation et de purification des matières. Cela a impliqué au total plus de 25 tonnes de matières U+Pu, entre 1969 et 1997.

Les étapes successives de cette démonstration ont souligné également la relative complexité des opérations liée aux concentrations accrues de plutonium dans les flux (en comparaison à celle des combustibles UOX usés) et aux exigences de récupération complète de cette matière. Ces exigences tiennent aux besoins de recyclage des matières mais tout autant à l'optimisation continue de la gestion des déchets solides (minimisation de la matière fissile résiduelle).

Les progrès réalisés à chaque étape ont bénéficié des recherches menées en laboratoire (à Fontenay-aux-Roses, par exemple) et du retour d'expérience de l'étape précédente, aboutissant lors des dernières campagnes RNR à des taux de recouvrement du plutonium supérieurs à 99,9 % du plutonium dissous et à un niveau de pureté équivalent à celui de la matière récupérée des combustibles uranium.

L'entraînement des matières dans les déchets solides a dans le même temps atteint un niveau de l'ordre de 0,1% ou moins, avec des marges identifiées pour progresser si besoin dans la minimisation de ce taux résiduel (traitement complémentaire) en lien avec le développement de procédés innovants de gestion des déchets solides spécifiques aux combustibles RNR.

La gestion des flux de matières RNR a conduit également à dimensionner les technologies et le procédé selon les exigences requises de sûreté-criticité. Cela a été réalisé de diverses manières suivant les échelles de ces unités pilotes et selon leur conception initiale dédiée RNR (AT1, APM-TOP&TOR) ou non (HAO couplé à UP2-400).

La gamme étendue des caractéristiques des combustibles irradiés objets de ces campagnes (% Pu, temps de refroidissement, taux de combustion jusqu'à 120 GWj/t_{oxyde}) a permis d'identifier les contraintes liées à la gestion de la thermique, de la radiolyse et des fines particules solides de produits de fission dans le procédé, et d'identifier successivement des solutions préventives ou curatives qui restent à optimiser pleinement. Certaines de ces contraintes n'ont pu toutefois être intégralement évaluées à échelle représentative et/ou sur la durée, de par la dilution des flux et/ou le recours à des solutions de gestion intermédiaire (entreposage) pour une part des campagnes menées (UP2-400, gestion des effluents et déchets). L'isotopie du plutonium dans ces premières campagnes était également plutôt favorable d'un point de vue radioprotection pour les étapes de recyclage (conversion, fabrication) par rapport à une situation initiale de déploiement de parc à partir du plutonium issu des MOX REL telle qu'analysée dans le cadre des scénarii industriels actuels.

Les solutions utilisées dans le passé pour le désassemblage des combustibles irradiés et l'optimisation de la gestion des déchets de structure générés à ce stade restent toutefois insuffisantes pour répondre à des cadences industrielles.

2.1.1.2. Orientations pour les cycles de nouvelles générations

Le mono-recyclage du plutonium réalisé aujourd'hui via le combustible MOX permet d'une part de valoriser cette matière lors d'un premier recyclage en REL, se concrétisant par une préservation de l'ordre de 10% des ressources naturelles en uranium, puis de conserver le plutonium mono-recyclé dans les assemblages de combustibles MOX usés en prévision d'un recyclage dans les réacteurs de Génération IV.

Toutefois, un nouveau recyclage de ce plutonium en réacteur de génération actuelle à neutrons thermiques s'accompagne d'une dégradation du vecteur isotopique de cette matière, la rendant de moins en moins fissile et de plus en plus difficile à gérer dans ce type de parc. Comme déjà indiqué plus en détails dans la partie 1, cette limitation ne se présente pas en RNR de par l'efficacité des rendements de fission des principaux isotopes du plutonium.

Pour le futur, accéder à un cycle nucléaire plus économe des ressources naturelles en utilisant de manière optimale le potentiel énergétique des matières valorisables, et produire un déchet ultime de volume, inventaire radiotoxique et puissance thermique réduits, militent fortement dans le sens du multi-recyclage du plutonium, matière fissile générée à partir de l'isotope majoritaire fertile ^{238}U . Progresser dans la fermeture du cycle des combustibles, revient donc à constituer progressivement ou par étapes un parc de RNR, et à accéder, par recyclage récurrent des matières, à la quasi-intégralité du potentiel énergétique des ressources naturelles, plutôt qu'à moins de 1 % actuellement. Le multi-recyclage des matières, particulièrement du plutonium, implique également des unités de traitement du combustible pour séparer périodiquement de l'U et du Pu les produits de fissions et les actinides mineurs empoisonnant progressivement le combustible et des unités de fabrication de combustibles à partir des matières purifiées recyclées et un appoint d'uranium.

Comme présenté dans le chapitre « scénarios industriels » de la partie 1 de ce rapport, deux étapes majeures sont à considérer pour converger progressivement vers le multi-recyclage du plutonium avec une fermeture complète du cycle : tout d'abord le traitement capacitif des assemblages MOX REL dans une évolution des usines actuelles avec, en amont, une R&D essentiellement d'adaptation et d'optimisation des étapes du procédé de traitement, et la fabrication industrielle des premiers combustibles RNR, n'excluant pas l'innovation pour simplifier autant que faire se peut les procédés et faciliter leur mise en oeuvre ; puis, dans un second temps, le traitement des assemblages de combustibles RNR, avec leur spécificité, et donc très certainement dans des installations à terme dédiées, nécessitant une R&D très certainement au-delà de l'adaptation pour plusieurs opérations, *i.e.* une large part d'innovation.

La première étape est la récupération du plutonium des MOX REL pour alimenter les premiers cœurs du parc de RNR, dont le maintien, puis l'extension, nécessitent d'être soutenus par la seconde étape. Ce déploiement serait ainsi progressif, avec possibilité de plusieurs paliers étalés sur plusieurs décennies, supposant des installations du cycle relativement flexibles pour répondre aux besoins du parc mixte REL/RNR en évolution. Cette stratégie suppose bien sûr une exploitation plus que séculaire d'un parc nucléaire dont le niveau de production doit être suffisant pour maintenir une cohérence d'ensemble avec les installations du cycle.

2.1.1.3. Les objectifs de la R&D pour le multi-recyclage du plutonium

Si les démonstrations décrites précédemment pour le traitement des combustibles Phénix ou Rapsodie constituent une base unique de connaissances, le traitement des combustibles RNR d'un futur parc de RNR nécessite encore une part conséquente de R&D et d'innovations, tant sur le procédé que sur les technologies, pour l'avènement d'un traitement/recyclage industriel de quatrième génération.

En référence au procédé éprouvé du cycle industriel actuel, les évolutions/adaptations voire les sauts technologiques à assurer au travers des recherches actuelles et à venir sont liés principalement d'une part au concept d'assemblage RNR distinct de celui des REL et d'autre part à des combustibles plus concentrés en plutonium et présentant des taux de combustions plus élevés.

Sur le premier point, le relatif manque de solutions industrielles pour le désassemblage à fortes cadences des combustibles RNR irradiés et la gestion des déchets récupérés à ce stade a déjà été souligné à l'issue de la description du retour d'expérience antérieur (cf. § 2.1.1.1).

Sur le second point, le Tableau 2- 4 permet de se projeter sur les flux indicatifs de matières et de déchets à gérer dans un cycle avancé totalement fermé associé à un parc de RNR produisant la même énergie que le parc actuel de REL.

Masses annuelles à traiter et à recycler ou à conditionner pour un parc de réacteurs produisant 400 TWh/an	UOX REL (45 GWj/t) (t)	MOX RNR (100 GWj/t**) (t)
U	940	310
Pu	10	90
AM	1,4	1,5 (*)
PF	Env. 50	Env. 50

(*) Hypothèse : 5 ans de refroidissement, pas de transmutation. (**) A titre indicatif.

Tableau 2- 4 : Inventaire des masses de matières à recycler ou des déchets à conditionner pour un parc de réacteurs produisant 400 TWh/an

La principale différence tient au flux décuplé de plutonium dans le cycle avancé, ce qui implique d'adapter, de développer voire d'inventer les procédés et technologies associés aux différents paliers de déploiement de ce multi-recyclage, tout en relevant des défis importants. Aux paliers intermédiaires du déploiement, le traitement des MOX REL à des capacités permettant d'alimenter les premiers cœurs RNR, augmentera également le flux de Pu dans le cycle (jusqu'à un facteur 2 à 3).

Sous l'angle du procédé de traitement, bénéficier des gains de ce cycle avancé suppose ainsi de récupérer quantitativement les matières de combustibles MOX REL puis de combustibles MOX RNR irradiés, matières dont l'accès est technologiquement plus difficile que pour un UOX irradié. A chaque étape du procédé de traitement et de recyclage, la spécificité de la physico-chimie du plutonium définit plus que jamais la gestion des flux, avec un impact majeur sur la conception des technologies à mettre en œuvre, en tenant compte pour chacune de ces étapes des aspects criticité, thermique, radiolyse, radioprotection, protection physique. Il est à noter que les orientations définies pour les systèmes de quatrième génération amènent à considérer comme axe de progrès la gestion des flux de plutonium accompagnés intimement avec les flux d'uranium, évitant ainsi la présence de plutonium pur séparé dans le cycle. Ainsi, par rapport à la gestion actuelle d'un flux de plutonium séparé en fin de traitement et en amont du recyclage, le flux de métaux lourds à transformer (plutonium + uranium) en est d'autant augmenté, concourant au besoin de saut technologique à terme pour répondre aux capacités industrielles.

La R&D menée durant ces dernières années a donc pris en compte les objectifs suivants, déclinés ci-dessous selon les besoins de sûreté, de compétitivité économique, d'acceptabilité sociétale et de minimisation de l'impact environnemental.

Dans cette évolution du recyclage des matières, les principaux objectifs relatifs à la sûreté visent à éliminer ou limiter le recours aux réactifs pouvant conduire à des sous-produits peu stables, à réévaluer les effets de la radiolyse et de la thermique dans les différentes étapes des procédés comme au niveau des déchets technologiques, à assurer un pilotage au plus près et pratiquement en temps réel des opérations via des analyses en ligne. Plus globalement, que ce soit à l'occasion d'adaptations ou de la conception de nouveaux procédés ou technologies, il est important de prendre en compte très en amont du développement et au niveau approprié (démarche ALARA) la protection des opérateurs (ex : radioprotection) et de l'environnement, que ce soit en situation normale ou dégradée.

Eclairée par des évaluations technico-économiques, la consolidation des pistes et solutions proposées par la R&D doit ainsi s'intéresser, sans déroger aux exigences de sûreté, aux items suivants : privilégier une

compacité maximale des installations, dimensionner de façon optimale les lignes unitaires, en fonction des capacités totales nécessaires, optimiser les coûts de construction et minimiser les coûts d'exploitation (mutualisation des utilités, optimisation de la maintenance), associer dès la conception des installations, l'anticipation de leur démantèlement en fin de vie et minimiser les coûts associés. Enfin, lors des étapes de conception du combustible RNR et dans une vision technico-économique système (réacteur et cycle), il semble encore possible d'identifier des gains en amont du traitement du combustible usé (telle que par exemple l'opération de désassemblage ou de démontage de l'assemblage) et dans la gestion des déchets (nature et volume des éléments de structures, produits de corrosion des gaines générés lors de la dissolution, possibilité de recyclage...).

En termes d'empreinte environnementale, et plus particulièrement concernant les rejets et les déchets générés par le traitement/recyclage, les problématiques d'impact sont peu différentes de celles gérées par les usines actuelles, mais peuvent être exacerbées par la nature différente des combustibles riches en plutonium et en particulier RNR (nature et quantités de déchets/effluents pouvant être distinctes de celles des combustibles REL). Le facteur de récupération du plutonium exprimé en pourcentage du flux de plutonium entrant dans les opérations de traitement doit être d'un ordre de grandeur supérieur pour rester dans les limites actuelles (déjà très faibles avec le procédé mis en œuvre industriellement dans les usines de La Hague) des quantités de plutonium résiduelles laissées aux déchets. Par ailleurs, une évolution potentielle des réglementations, des exigences de marges de sûreté accrues, ou encore un environnement différent d'implantation des installations du cycle ou des exutoires des déchets, peuvent induire des besoins de recherches supplémentaires en vue d'une réduction de l'impact avéré ou potentiel.

Les objectifs dans ce cadre sont notamment de cibler des rejets à un niveau d'activité aussi bas que raisonnablement possible, dans le respect des critères et des réglementations, et de leurs évolutions possibles. Il s'agit de privilégier au maximum l'emploi de réactifs incinérables et/ou recyclables, afin de minimiser les quantités de déchets secondaires, d'identifier puis d'adapter ou développer les procédés de traitement et de conditionnement des déchets, en ciblant des performances de confinement et une réduction des volumes ajustées au mieux aux exutoires disponibles. Ceci implique aujourd'hui de prendre en compte les déchets de structure spécifiques des combustibles RNR ainsi que la variabilité de leur nature. Enfin, intégrer dans la conception de l'usine son démantèlement ultérieur permettra de réduire le volume et l'impact des déchets générés.

Ces objectifs généraux du multi-recyclage des matières ont conduit à structurer la R&D autour de cibles concrètes pour le développement du procédé global de traitement/recyclage et des technologies associées. Celles-ci sont précisées dans la suite.

Les spécificités du multi-recyclage conduisent ainsi à se concentrer à minima sur les actions suivantes :

- assurer un taux global acceptable de récupération des matières valorisables, principalement du plutonium, lors du traitement et de la fabrication, malgré des quantités plus importantes de plutonium dans le cycle, afin de conserver un taux minime de plutonium résiduel dans les déchets (i.e. un impact minime) ;
- tenir compte des capacités de traitement/recyclage à assurer avec des flux de plutonium décuplés par rapport aux usines actuelles ;
- atteindre le niveau de flexibilité requis, sans coût rédhibitoire, vis à vis de la variété des combustibles traités ou fabriqués, selon les exigences de la gestion du parc ;
- assurer des taux de disponibilité élevés des installations compte tenu du fait que la seule source d'approvisionnement en combustible des RNR sera le traitement/recyclage.

La R&D sur le traitement et la fabrication des combustibles avancés dédiés au multi-recyclage des matières s'est structurée en conséquence au CEA au sein de la Direction de l'Energie Nucléaire autour des thématiques suivantes :

- la tête de procédé qui correspond globalement au désassemblage du combustible usé, à la séparation des matériaux de structure et à la dissolution des matières, en particulier la mise en solution aussi quantitative que possible du plutonium (taux de recouvrement visé > 99,9%), avec une spécificité RNR élevée à prendre en compte au niveau de cette étape ;

- la séparation des matières valorisables uranium et plutonium (ce dernier étant en co-géré avec une part résiduelle d'uranium), avec une gestion des flux de matières à adapter et à simplifier, tout en tenant compte de rapports Pu/U accrus dans les solutions de dissolution;
- la conversion du plutonium et de l'uranium en matière(s) première(s) engagée(s) dans la fabrication d'un combustible MOX RNR neuf ;
- la fabrication des combustibles qui comprend une mise en forme et une densification du matériau, selon des procédés et technologies extrapolables à des flux de plutonium accrus (cadences et teneurs) et aux évolutions d'isotopie du plutonium tout au long des paliers de déploiement du cycle avancé. Dans l'objectif de réduire les débits de dose aux opérateurs durant les étapes de fabrication, l'un des axes de développement de nouvelles installations de fabrication est de minimiser les rétentions de matières dans ces installations ;
- la gestion des effluents et des déchets, dont la nature et les quantités sont distinctes de celles des combustibles REL, caractéristique par ailleurs exacerbée si les combustibles RNR devaient être traités à des temps de refroidissement courts, requérant alors une évolution significative des principaux procédés de traitement, et des matériaux (matrices de confinement) ;
- le contrôle et l'instrumentation, notamment pour le pilotage du procédé intégrant un suivi des matières exigeant, de par la gestion de flux de plutonium plus élevés. Ces développements intégreront également la simulation de procédé et le traitement des données.

A ces thématiques viennent s'ajouter des sujets plus transverses, tels la conception, le choix et la qualification des matériaux des équipements développés et l'apport de la modélisation/simulation dans la R&D dédiée au procédé.

Dans le chapitre suivant sont présentées les avancées techniques obtenues sur la période 2013-2015 pour chacune de ces étapes du traitement-recyclage des matières et de gestion des effluents et déchets.

2.1.2. Avancées techniques sur le traitement des combustibles MOX (REP-RNR) usés et la fabrication des combustibles RNR.

Structurée sur les thématiques précisées précédemment, la R&D porte sur les deux échéances majeures du déploiement du multi-recyclage des matières :

- un traitement adapté au besoin industriel de cadences de récupération du Pu des MOX REL (de l'ordre de la centaine de tonnes d'U+Pu / an) ;
- un traitement/recyclage avancé des MOX RNR selon les orientations définies pour la quatrième génération de systèmes nucléaires (ce qui suppose d'innover, à partir du retour d'expérience passé).

Comme l'illustre la figure 2-9, les combustibles MOX RNR représentent des objets à traiter et une matière à recycler singulièrement distincts de ceux des combustibles UOX REL dont la gestion bénéficie d'un retour d'expérience industrielle majeur. De par leur conception, les combustibles MOX REL s'apparentent davantage à des combustibles UOX, en cohérence avec leur utilisation similaire en réacteur REL. Les combustibles MOX RNR et MOX REL partagent toutefois quelques caractéristiques communes, la première d'entre elles étant une concentration initiale de plutonium accrue à gérer dans les flux du traitement.

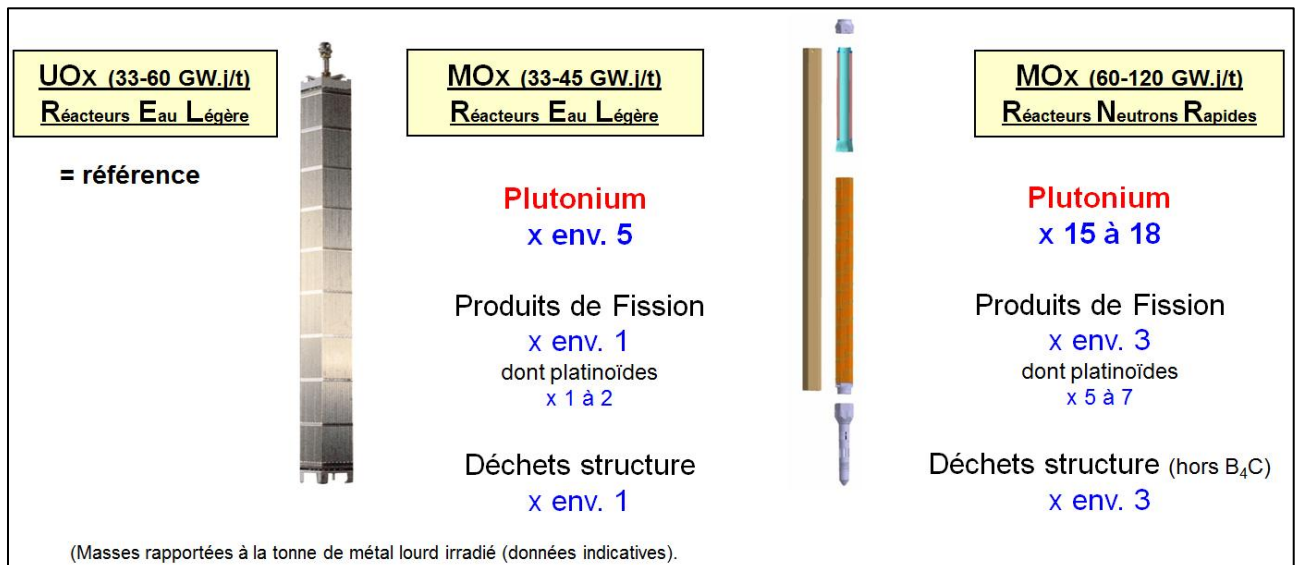


Figure 2-9 : données indicatives sur les combustibles UOX, MOX (REL) et MOX RNR (référence : combustibles UOX).

Deux types de recherches sont ainsi menés parallèlement pour anticiper les différents paliers de déploiement de ce multi-recyclage :

- une R&D d'adaptation aux évolutions de flux de plutonium dans les opérations de traitement et une R&D d'optimisation pour la fabrication de combustibles RNR avancés ;
- une R&D d'innovation pour le traitement/recyclage intégré des combustibles RNR.

2.1.2.1. Tête de procédé

Les opérations en tête de procédé comprennent le désassemblage des combustibles irradiés, c'est-à-dire le démantèlement des assemblages combustibles, et la dissolution des matières. Des déchets solides (gaines, structures) sont générés et des effluents gazeux émis (radionucléides volatils, dont ^3H , ^{85}Kr , ^{129}I , ^{14}C). La gestion des déchets et effluents est abordée au § 2.1.2.5.

La Figure 2-10 traduit les principales différences à prendre en compte lors du traitement des combustibles usés, avec des distinctions importantes entre MOX REL et MOX RNR dans la nature et la variété des déchets. Le principal enjeu de cette opération est de récupérer la totalité du plutonium de ces combustibles initialement bien plus concentrés que la majorité des combustibles traités actuellement, de manière à gérer des quantités résiduelles de plutonium aussi faibles que possible dans les filières de déchets (ordre de grandeur indicatif : inférieur à 0,1% de la quantité de Pu initial dans les déchets de structure des combustibles UOX actuellement traités).

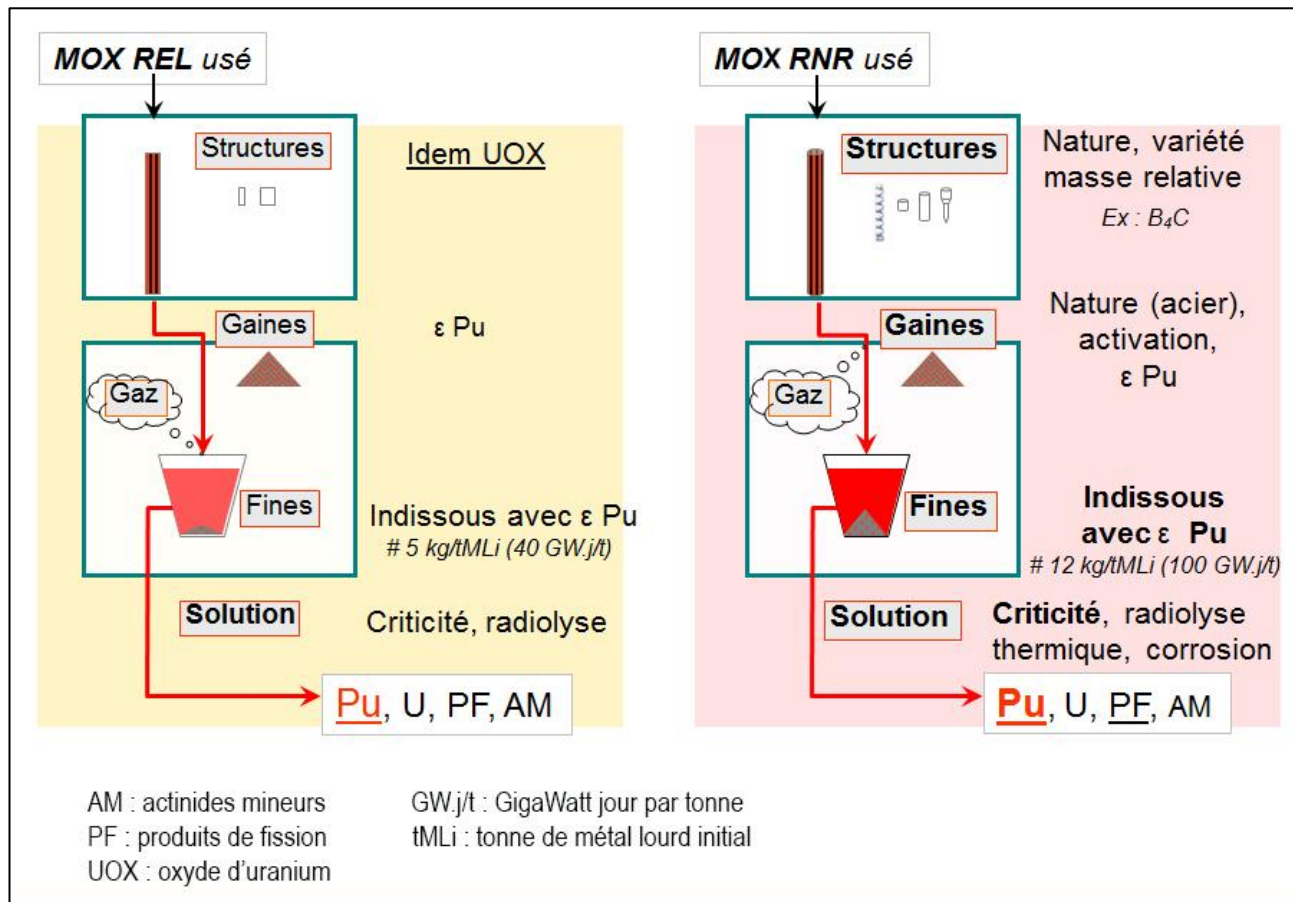


Figure 2-10 : Représentation des principales différences dans le traitement des MOX REL et RNR, en référence au traitement des UOX (les données précisées le sont à titre indicatif).

Désassemblage des structures

Compte tenu des quantités très limitées d'éléments de structure des assemblages MOX REL, il n'y a pas à proprement parler d'opération de désassemblage de ces combustibles, ces derniers étant directement « cisailés » en amont de la dissolution afin de rendre la matière accessible. Cette opération mécanique de cisailage des MOX REL a été menée à cadence industrielle à La Hague. S'agissant d'une conception identique à celle des UOX REL correspondants, aucune action de R&D supplémentaire n'est identifiée. Comme la synthèse sur le retour d'expérience français l'a illustré, celui des assemblages MOX RNR a été le plus souvent réalisé sur les sites des réacteurs, les installations du traitement n'ayant donc réceptionné que des aiguilles (et non des assemblages complets). En conséquence, une part notable de R&D est à dédier à cette opération pour l'extrapoler à des cadences compatibles avec un besoin de traitement/recyclage

industriel pour alimenter un parc de réacteurs. Des orientations ont été identifiées sur la base des réalisations technologiques passées, des développements technologiques récents dans d'autres domaines industriels, et à la lumière de l'évolution de la conception des assemblages RNR (cf. assemblages Astrid notamment). Les développements technologiques n'ont pas démarré actuellement et seront initiés dès que la conception des assemblages RNR sera finalisée. Des recommandations envers les concepteurs d'assemblages ont d'ores et déjà été émises pour faciliter ce désassemblage (pièces démontables).

Dissolution du combustible

Sur la fonction principale de mise en solution des matières, à savoir la dissolution du combustible et les opérations complémentaires de rinçage et/ou de digestion²⁹, menés sur les coques et/ou les résidus de dissolution (« fines »), les recherches actuelles portent :

- pour les MOX REL, sur l'adaptation des conditions de dissolution de manière à ne pas entraîner de quantités significativement accrues de plutonium dans les tronçons de gaines, et sur des acquisitions permettant de s'assurer de l'absence de précipitation secondaire entraînant du Pu ou de la limiter ;
- pour les MOX RNR, sur la reprise des développements afin de garantir une quantité résiduelle de plutonium dans les déchets solides, en cohérence avec la gestion de ces déchets, ce qui revient à progresser encore par rapport au stade acquis par le passé sur l'APM-TOR (pour rappel, < 0,1 % du Pu contenu dans le combustible, hors coques), et donc à innover compte tenu des défis représentés par les proportions initiales de Pu dans ce type de combustible.

Les résultats récents relatifs à l'adaptation du procédé de tête actuel à l'augmentation de capacité de traitement de MOX REL (R&D d'optimisation) sont illustrés par les deux exemples suivants.

Les quatre dernières campagnes de traitement de MOX REL réalisées à La Hague ont fait l'objet d'une analyse complète (bilan matières) et ont démontré la faisabilité d'adapter la tête de traitement des UOX à des capacités industrielles de traitement de MOX. L'adaptation a consisté essentiellement à augmenter l'acidité du milieu de dissolution d'environ 50% et à tripler le temps de séjour dans le dissolvant continu « roue » de manière à réaliser ces campagnes dans les ateliers existants. Des optimisations de ces conditions resteraient assurément possibles pour un atelier de tête de nouvelle génération.

Ainsi, la formation de précipités ou phases dites néoformées, tels les molybdates de zirconium connus pour encrasser les dissolvants continus et responsables d'opérations de maintenance périodiques pour rincer les équipements constituent un sujet de recherches. Une caractéristique de ces molybdates de zirconium est de pouvoir incorporer une part de plutonium par substitution du zirconium. Deux axes d'études sont définis sur ce sujet : comprendre et prévenir l'entraînement de quantités significatives de Pu. Les études de compréhension sont focalisées sur la délimitation du domaine de formation de ces phases et l'acquisition des cinétiques associées afin de vérifier que les conditions physico-chimiques optées dans le futur pour la dissolution des combustibles ne se révéleront pas plus favorables à ces phénomènes de précipitation et ou à l'inclusion de plutonium. Une illustration de ces recherches est proposée en Figure 2-11, avec un exemple d'étude structurale inédite menée sur ce type de phase, en présence de concentration accrue de plutonium en solution, soulignant l'absence de rupture de comportement dans le cadre de traitement de MOX REL.

²⁹ La digestion est une procédure de dissolution complémentaire, dédiée spécifiquement aux à la dissolution du plutonium des résidus de la dissolution primaire

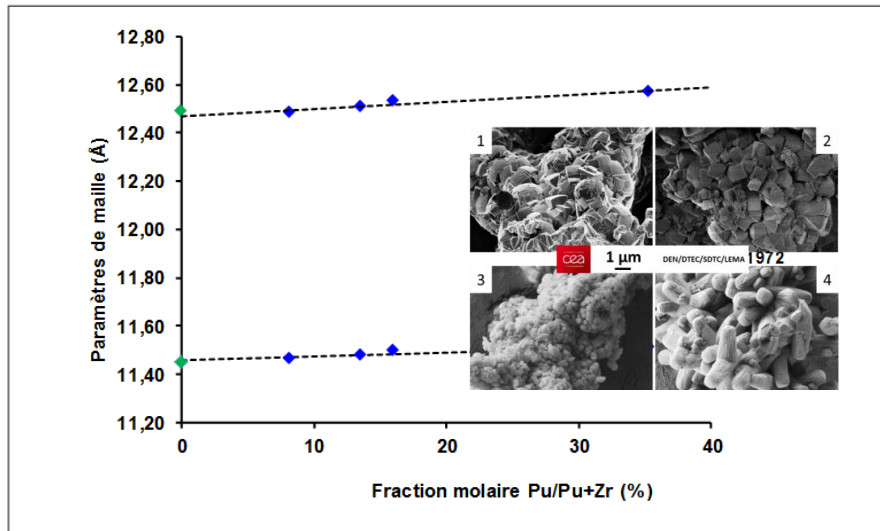


Figure 2- 11 : Evolution de la structure cristalline $(Zr,Pu)Mo_2O_7(OH)_2(H_2O)_2$ pour des fractions molaires $Pu/(Pu+Zr)$ inférieures à 40%. Evolution de la morphologie à titre indicatif.

De ces études, il apparaît que les conditions appliquées à ce jour au traitement des MOX REL dans les installations existantes ne sont pas pénalisantes vis-à-vis de ces phénomènes en termes de quantités de précipités générés ou de teneur en plutonium entraîné, en comparaison aux conditions de référence UOX. Il convient d'étendre ces études aux évolutions de conditions de dissolution, en particulier pour le traitement des RNR associé à un rapport $Pu/(Pu+Zr)$ plus élevé en solution. La seconde orientation, préventive, consiste en l'inhibition totale, à défaut partielle, de la formation de ces phases. Des essais ont été réalisés sur combustibles réels dans l'installation Atalante afin d'évaluer comparativement l'effet inhibiteur d'un additif ajouté en faible concentration dans la solution de dissolution. L'évolution de la quantité de précipité formé et de la morphologie de la phase solide sous l'effet de l'inhibiteur est illustrée Figure 2-12.

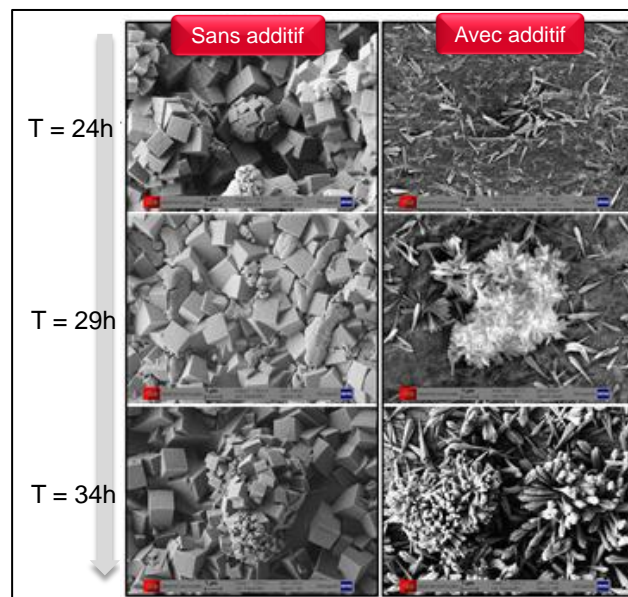


Figure 2- 12 : Evolution comparative de la formation de précipité $ZrMo_2O_7(OH)_2(H_2O)_2$ sur plaques inox immergées dans une solution de dissolution de combustible, avec et sans additif inhibiteur.

L'effet positif de cet additif a été démontré (jusqu'à 50 % d'inhibition de formation du précipité) et des évaluations complémentaires sont en cours en vue d'une transposition aux conditions d'exploitation industrielle des futurs ateliers.

Soutien au développement de l'Atelier de traitement des combustibles particuliers (TCP) d'AREVA (voir aussi partie Astrid / Installations du cycle)

La R&D dédiée au procédé avancé de la tête du traitement dédié notamment aux combustibles RNR s'est structurée depuis 4 ans autour du projet AREVA d'atelier de Traitement des Combustibles Particuliers (TCP, cf. figure 2-13). Il s'agit d'une unité industrielle de tête de procédé, dédiée aux combustibles concentrés en plutonium et/ou plus réfractaires que les combustibles UOX, implantée sur le site de La Hague, dont la mise en service est ciblée dans le courant de la prochaine décennie. De capacité annuelle de plusieurs dizaines de tonnes d'uranium et de plutonium, ce type d'unité flexible mutualisant les besoins de traitement de plusieurs types de combustible préfigure les ateliers de tête requis lors du déploiement progressif du multi-recyclage des matières. Ceux-ci traiteront très certainement, séquentiellement, à la fois des MOX REL et des combustibles MOX RNR, avec en conséquence ce besoin accru de flexibilité.



*Figure 2- 13 : Représentation schématique du nouvel atelier de tête de procédé TCP en projet à l'usine de La Hague
[reproduit avec l'autorisation de l'ingénierie E&P d'AREVA]*

Les recherches menées au CEA en soutien au développement industriel de cet atelier sont focalisées sur la définition et l'optimisation du procédé et comprennent une contribution à la conception, au dimensionnement et à la qualification des technologies en collaboration avec l'ingénierie d'AREVA (voir section 2.1.3.2 « partenariats académiques et industriels »). Les réalisations actuelles portent majoritairement sur l'application du procédé TCP aux combustibles MOX REL (irradiés ou rebuts de fabrication non irradiés, cf. Figure 2-14) et MOX RNR.



Figure 2- 14 : Photographie du réacteur dédié à l'acquisition des cinétiques de dissolution de MOX REL non irradié en boîte-à-gants dans l'installation Atalante du CEA Marcoule (cas illustré de pastilles gainées placées en position verticale).

L'originalité de ce procédé de tête TCP tient en l'adjonction d'opérations complémentaires de récupération des résidus de plutonium contenus dans les déchets solides à l'issue de la dissolution primaire du combustible. Concrètement, il s'agit d'une mise en solution complémentaire de ces faibles quantités de plutonium, lors d'étapes de rinçage poussé des coques, et de digestion des résidus (fines) de dissolution primaire (cf. figure 2-15). Les conditions chimiques employées pour ces opérations, lorsque requises, peuvent s'écarter significativement de celles de la dissolution primaire (recours par exemple à des conditions oxydantes du Pu pour former transitoirement du Pu(VI) plus soluble généralement en milieu nitrique). L'objectif est d'abaisser à moins de 0,1% du Pu du combustible initial, la quantité entraînée dans les déchets solides, pour les combustibles qui le nécessitent à l'issue de la dissolution.

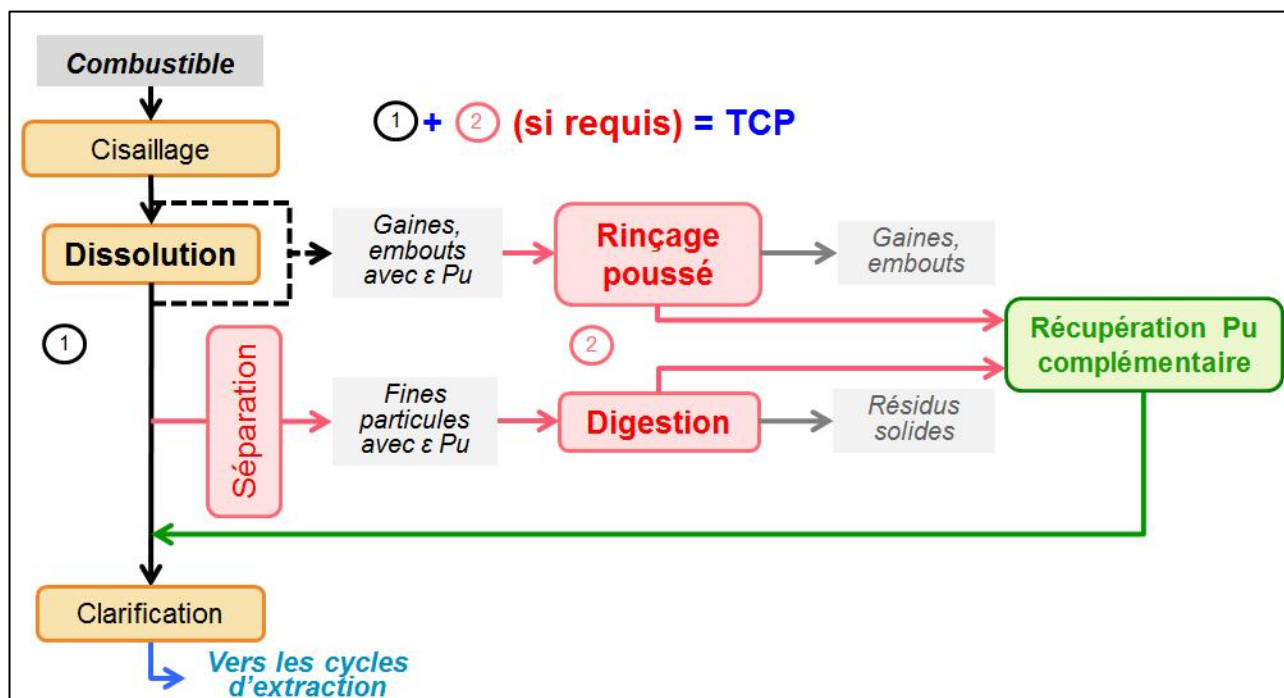


Figure 2- 15 : Schéma simplifié du procédé avancé de tête de traitement des combustibles MOX REL et MOX RNR de TCP.

Les conditions chimiques de ces opérations complémentaires sont testées dans l'installation Atalante (figures 2-16 et 2-17), où des démonstrations récentes sur la digestion de matières PuO_2 et sur résidus de dissolution de combustibles MOX irradiés à faible solubilité initiale (MOX dits particuliers) ont illustré la faisabilité d'assurer en conditions oxydantes une mise en solution quasi-complète du plutonium de ces solides en quelques heures. Cette récupération complémentaire représente de l'ordre de 99% de la part du plutonium résiduel après dissolution primaire, soit une réduction de près de deux ordres de grandeurs de la quantité de plutonium restant avec les résidus. Il faudra toutefois analyser ces performances globalement et au regard de teneurs en plutonium entrant pouvant augmenter de l'ordre d'une décade dans le cas des combustibles RNR par rapport aux combustibles UOX REL.

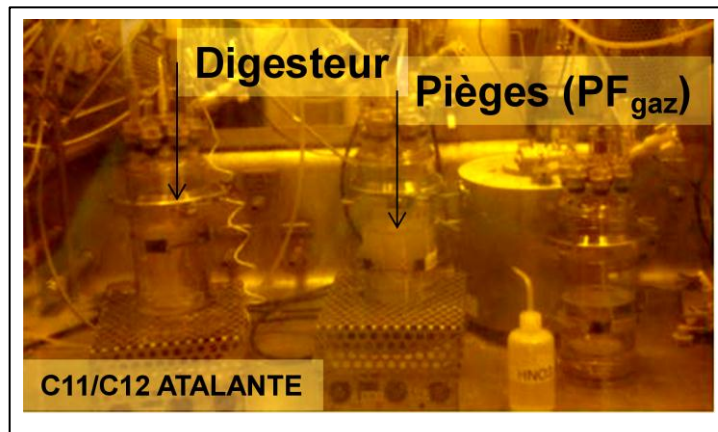


Figure 2- 16 : photographie du montage expérimental utilisé dans l'installation Atalante en cellule blindée.

Il convient en parallèle de vérifier que ces mises en solution complémentaires, dans des conditions plus agressives pour les solides, n'occasionneront pas d'impact dans les opérations aval de l'usine. Des gaines inox d'un combustible Phénix irradié ont ainsi subi ce même traitement oxydant pour s'assurer que les produits de corrosion (Fe, Ni, Cr,...) d'une part n'affectent pas les mécanismes de mises en solution du plutonium et d'autre part ne représentent pas des flux pouvant impacter la concentration des produits de fission et des actinides mineurs avant les étapes de vitrification (corrosion du matériau de l'évaporateur) ou la vitrification elle-même (si hors domaine connu de comportement du verre industriel). Les premiers résultats obtenus fin 2014 et début 2015 traduisent des flux restant dans le domaine connu du retour d'expérience des installations de traitement.

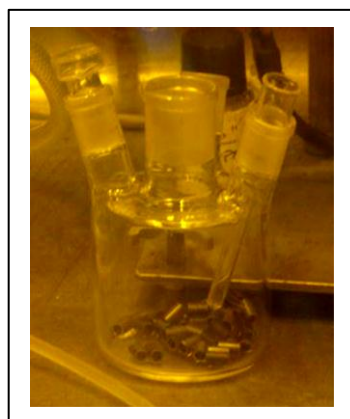


Figure 2- 17 : photographie de tronçons de gaines inox d'une aiguille irradiée Phénix avant application de conditions oxydantes de mise en solution du Pu (chaîne blindée de l'installation Atalante).

Au-delà du soutien au développement industriel de l'atelier TCP, l'orientation des recherches à venir sur la tête de procédé des combustibles RNR comprend la conception de procédés plus en rupture. Dans cette démarche, une première étape consiste à établir plus précisément le lien entre le matériau irradié et l'aptitude à la mise en solution de ce matériau, associé à la caractérisation précise des résidus de dissolution. Cette étape va être initiée en 2015 avec une phase de réception sur Atalante des premières aiguilles RNR issues des combustibles expérimentaux ou standards de Phénix. Ces aiguilles (cf. Tableau 2-5) ont été choisies de manière à évaluer leur aptitude à la dissolution de manière paramétrique selon les matériaux initiaux (% Pu du combustible et type de gaine, en considérant également le cas échéant et pour les plus hauts taux de combustion, les produits à leur interface tels que le « joint » oxyde-gaine - JOG, puis de leur réaction avec la gaine - ROG), la configuration de l'assemblage et l'historique d'irradiation, le temps de refroidissement,... pour ne citer que ces paramètres. Cette étude poussée est essentielle pour conforter le choix du procédé d'une usine dédiée, permettant de traiter avec flexibilité une gamme variée de combustibles RNR tout au long du déploiement et de la mise en équilibre du parc de réacteurs RNR associé au multi-recyclage des matières.

Aiguilles irradiées Phénix identifiées pour la R&D Multirecyclage Pu	Configuration du cœur	% Pu _{ini}	Matériau de gainage	Taux de combustion max (GWj/t ML)	Date de fin de la campagne d'irradiation
OLIPHANT 1bis Oliphant 1 n°99054	Hom.	20,8%	capsule	156,1	13/11/1998
OLIPHANT 1bis Cpd6004 n°400703	Hom.	28,2%	capsule	143,4	13/11/1998
PAVIX 8	Het.	23,5%	AIM 1	124,7	06/03/2009
PAVIX 0	Hom.	23,6%	AIM 1	121,8	06/03/2009
MYOSOTIS (-)	Hom.	28,3%	15-15 Tie	121,8	09/01/1995
Standard 6	Hom.	28,7%	15-15 Ti	1,8	06/04/2009
Standard 4	Hom.	29,1%	15-15 Ti	124,9	06/04/2009

Tableau 2- 5 : Liste indicative des aiguilles irradiées Phénix, expérimentales ou standards, destinées à la R&D sur le traitement avancé des combustibles RNR.

2.1.2.2. Séparation de l'uranium et du plutonium

Le procédé Purex est le procédé de référence utilisé actuellement à la Hague pour séparer et purifier le plutonium et l'uranium des combustibles usés UOX. Il est basé sur le principe éprouvé d'extraction liquide/liquide à l'aide du solvant TBP³⁰. Les recherches menées au début des années 2000 pour faire évoluer ce procédé ont conduit à la proposition d'un procédé permettant de limiter les flux de plutonium isolé pour les cycles de nouvelle génération. Cette évolution est schématisée Figure 2-18 dans sa variante principale. C'est ce schéma qui constitué la référence initiale des développements ultérieurs dédiés à la séparation des matières issues du traitement à capacité industrielle de combustibles MOX REL et/ou de combustibles MOX RNR.

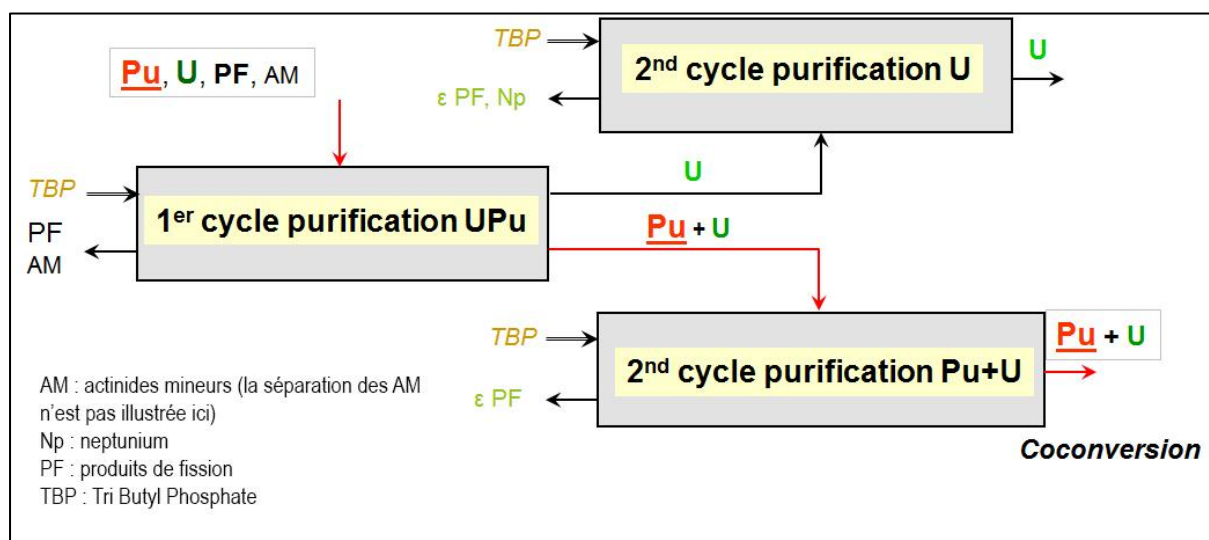


Figure 2- 18 : Principe du schéma de séparation des matières dans le procédé de cogestion de l'uranium et du plutonium.

³⁰ Tri Butyl Phosphate

Deux axes suivis en parallèle ont prévalu dans les dernières recherches menées :

- optimiser la séparation avec le solvant TBP en l'adaptant à des flux spécifiques du traitement de combustibles irradiés MOX (notamment avec des teneurs accrues en Pu) ;
- évaluer de nouveaux systèmes extractants pour explorer d'autres types de sélectivité (notamment sans recours à des changements de degrés d'oxydation du plutonium) et simplifier ces opérations.

Optimisation du procédé avec le solvant TBP

Le retour d'expérience sur l'extraction liquide/liquide avec le TBP est très large et conforte l'orientation maintenue d'adapter ce principe pour les besoins du multi-recyclage des matières. Ce choix est cohérent avec plus de soixante ans d'exploitation industrielle et le fonctionnement dans la durée des pilotes dédiés au traitement des combustibles RNR Phénix et Rapsodie. Ces derniers développements à l'échelle du pilote ont toutefois souligné l'opportunité de simplifier les étapes (cycles) de purification, en limitant leur nombre, et en facilitant la gestion du degré d'oxydation du plutonium. La suppression du 3^{ème} cycle de purification du plutonium avait été d'ores et déjà validée sur l'APM. Les recherches se sont donc récemment davantage focalisées sur la décontamination et la purification du flux uranium. Un premier élément difficile à séparer est le ruthénium, dont la proportion dans les combustibles MOX (REL/RNR) est par ailleurs accrue de par la fission du plutonium (à taux de combustion équivalent). Une meilleure connaissance du comportement chimique de cet élément aux multiples facettes (nombreuses espèces possibles) motive des études de spéciation, avec notamment un recours depuis 2014 à de grands instruments (Synchrotrons ESRF de Grenoble et Soleil en Ile de France). Ces acquisitions permettent de mieux cerner le comportement redox et les phénomènes de complexation, principalement en phase organique TBP où les données restent très parcellaires. Par ailleurs, la conception d'un barrage complexant pour stopper dès le premier cycle les traces de neptunium et de plutonium (par complexation à l'aide d'un ligand ajouté), a été testée avec succès sur solution reconstituée U, Np, Pu, permettant d'atteindre dès le premier cycle les facteurs de décontamination alpha requis pour l'uranium (atteinte des spécifications de référence vis-à-vis du Np et du Pu). Ces résultats ont fait l'objet d'un dépôt de brevet en 2013 et ouvrent la perspective de pouvoir supprimer un cycle de purification uranium, et de simplifier ainsi significativement le procédé (cf. Figure 2- 19)

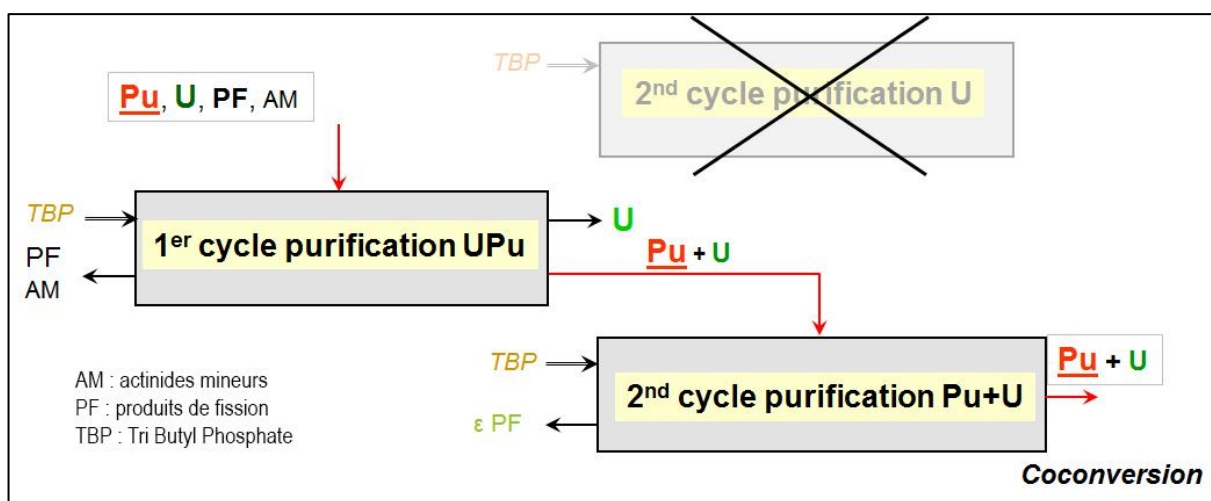


Figure 2- 19 : Principe du schéma de séparation simplifié en cours de développement.

Comme précisé précédemment, le principe de séparation du plutonium avec le TBP est basé sur une différence d'affinité de l'U(VI) et du Pu(IV) d'une part et du Pu(III) d'autre part, vis-à-vis du solvant TBP. Les changements de degré d'oxydation Pu(III)/Pu(IV) appliqués au plutonium lors de la partition permettent donc de jouer sur la flexibilité de l'extraction liquide/liquide de manière à produire les flux Pu+U et U ciblés aux spécifications en sortie de cycles. Ces cycles de changement de degré d'oxydation nécessitent le

recours à des additifs redox : réducteurs ou stabilisants des bas degrés d'oxydation d'une part, oxydants d'autre part pour le retour au Pu(IV) et la destruction des espèces secondaires produites lors de l'étape précédente de réduction. Or, ces ajustements-clés sont directement liés aux quantités de plutonium à séparer, et notamment très dépendants de la solution de dissolution du combustibles initiale : UOX (Pu/(U+Pu) = env. 1%), MOX REL (Pu/(U+Pu) = env. 5%) ou MOX RNR (Pu/(U+Pu) = env. 20%). Une simulation a été réalisée à l'aide du code Parex pour estimer l'évolution des quantités de réactifs redox qui seraient utilisés dans les cycles de séparation selon l'origine des combustibles traités (cf. Tableau 2-6). Celles-ci sont globalement décuplées entre le traitement d'un combustibles UOX et celui d'un MOX REL ou RNR.

Quantité de réactifs redox avec TBP	U(IV)	Hydrazine	NOx
UOX (actuel)	Réf.	Réf.	Réf.
MOX REL ou RNR (traités sans dilution avec un flux de combustible UOX)	Multiplié par 10 à 15	Multiplié par 5 à 7	Multiplié par 5 à 7

Tableau 2- 6 : Estimation des quantités de réactifs redox consommées dans les cycles de séparation en fonction du combustible d'entrée (données indicatives issues de simulations réalisées à l'aide du code Parex).

L'expérience pilote APM a illustré que cela restait gérable à des capacités de l'ordre de 1,5 kg (U+Pu)/h. Les espèces réductrices étaient générées *in situ* par réduction électrochimique dans les extracteurs, ce qui a permis de limiter la consommation de réactifs redox. En dépit de ces innovations, une complexité d'exploitation a été notée. Par ailleurs, en extrapolant à une usine dédiée au multi-recyclage des matières, les capacités à atteindre seraient de deux ordres de grandeur supérieures. Ces aspects constituent un sujet majeur pour la R&D à venir, tant sous l'angle du procédé que des technologies.

Aussi, compte tenu de la toxicité de l'hydrazine et des directives européennes REACH sur l'enregistrement, l'évaluation, l'autorisation et les restrictions d'utilisation des substances chimiques, des développements ont été initiés depuis une dizaine d'années pour tenter de substituer cet agent réducteur et antinitieux par d'autres familles de molécules (de type oxime), ponctués par la réalisation d'essais prometteurs menés sur solutions réelles dans la chaîne blindée procédé CBP d'Atalante en 2011. Les recherches se poursuivent avec l'optimisation du choix de molécule et l'évaluation de l'impact des produits secondaires (y compris générés par radiolyse) sur le traitement du solvant et des effluents organiques et aqueux.

Nouveau procédé en rupture

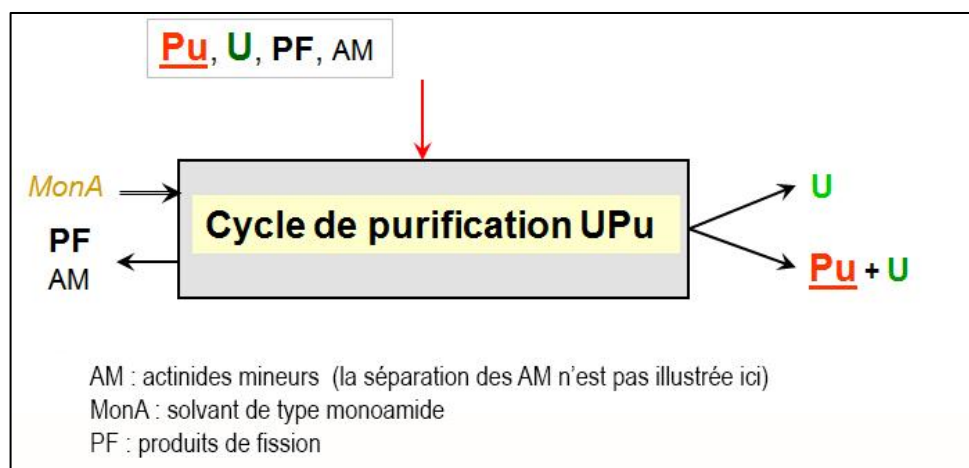
Compte tenu des échéances de déploiement d'usines de traitement dédiées aux cycles des combustibles RNR, le développement d'un procédé en rupture pourrait se révéler pertinent en cas de gains significatifs identifiés comparé au système de référence TBP. Le prérequis de cette innovation tient en la définition d'une molécule extractante a minima aussi performante (rendements de récupération et facteurs de décontamination) et aussi robuste (tenue à la radiolyse, traitement du solvant, sûreté en général) que le TBP. Pour s'affranchir des limites relatives du TBP pour répondre aux besoins du traitement sans dilution des MOX REL/RNR, deux orientations majeures ont été adoptées :

- le choix d'un solvant incinérable (molécule extractante et diluant composé exclusivement d'éléments C,H,O, et/ou N, selon le principe dit CHON) ;
- une séparation simplifiée sans redox pour la partition de l'uranium et du plutonium (accompagné d'une part d'uranium).

De nombreuses familles de molécules extractantes d'intérêt pour la séparation des actinides ont été identifiées, explorées, évaluées, dont certaines testées sur solutions réelles. Cette démarche se poursuit et deux familles font plus particulièrement l'objet d'acquisitions de données de base en amont de l'évaluation de leur potentialité dans le contexte du multi-recyclage : celle des tetraalkyldiamides et celle des dialkylamides (ou monoamides).

Les récents développements de procédé avec un solvant basé sur des molécules de type amide se sont inspirés d'une phase antérieure de R&D menée en laboratoire à Fontenay-aux-Roses, dans un autre contexte. Un solvant de type monoamide avait alors été testé de manière préliminaire sur solution synthétique (reconstitution partielle d'une solution de dissolution de type UOX), contenant de l'uranium, du plutonium et des traces d'américium et de zirconium. La séparation réalisée suivant une partition sans redox de l'uranium et du plutonium au premier cycle s'était traduite par des rendements de récupération et des facteurs de décontamination assez prometteurs pour un essai exploratoire (cf. figure 2-20).

Dans un nouveau contexte avec des objectifs différents (Génération IV), une nouvelle phase de développement a été initiée depuis quelques années par le CEA, plus particulièrement dans les installations Atalante et G1 de Marcoule. Un premier objectif de ces nouvelles recherches est de démontrer sur solution réelle (issue de la dissolution de combustible irradié) la faisabilité de séparer l'uranium et le plutonium (accompagné d'uranium) sans recours au redox pour la partition, avec des facteurs de décontamination et des rendements de récupération a minima analogues à ceux obtenus avec le TBP.



La Figure 2- 20 illustre le type de schéma en cours d'évaluation dans les chaînes blindées d'Atalante, en y intégrant la co-gestion du plutonium et de l'uranium.

La mise en œuvre d'un essai sur une charge réelle issue de la dissolution de combustibles a requis en amont :

- l'optimisation du système extractant ;
- l'acquisition des données thermodynamiques et cinétiques acquises sur solutions reconstituées et sur solutions réelles ;
- l'établissement des modèles et leur intégration dans le code de simulation Parex ;
- le calcul et l'optimisation du schéma de séparation ;
- l'adaptation des contacteurs de laboratoire conçus à l'origine pour l'extraction liquide/liquide avec le solvant TBP ;
- la confrontation des schémas calculés aux résultats des essais sur solution uranium (cf. Figure 2-21), puis sur charge reconstituée U, Pu avec neptunium et produits de fission simulés.

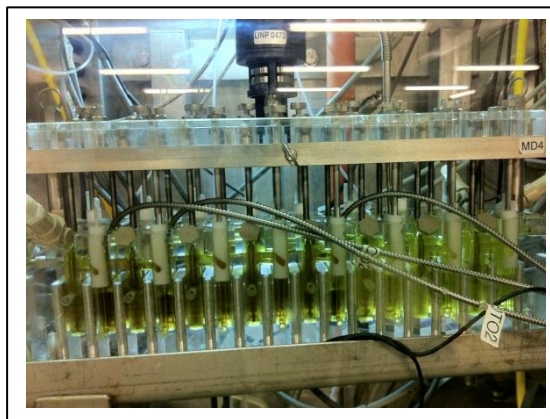


Figure 2- 21 : Test en uranium d'une batterie de mélangeurs-décanteurs en amont de sa nucléarisation pour usage en chaîne blindée.

Une première série d'essais en continu (cf. figure 2-22) a été initiée fin 2014 dans la chaîne blindée procédé d'Atalante à partir de la dissolution de plusieurs kilogrammes de combustibles UOX à taux de combustion élevés et faiblement refroidis. Cet essai vise ainsi à vérifier l'atteinte des facteurs de décontamination et des rendements de récupération souhaités avec cette famille d'extractant, avant de converger vers des flux plus représentatifs de MOX REL ou de MOX RNR. La mise en œuvre de ces combustibles implique en effet la mobilisation en essai en continu de quantités significatives de matières fissiles, complexes à gérer en laboratoire, qui ne sera donc entreprise qu'une fois les optimisations du système extractant et du schéma réalisées.

Conformément aux objectifs précités, cette première série d'essais indique que la partition du plutonium (accompagné d'uranium) et de l'uranium est bien assurée, non pas par l'ajout de réactifs redox, mais par un contrôle de l'acidité. L'acidité des phases en contact régit en effet les affinités relatives de l'U(VI) et du Pu(IV) vis-à-vis du solvant.

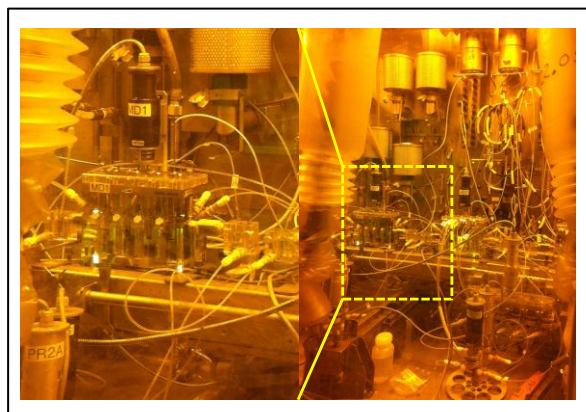


Figure 2- 22 : Vue des batteries de mélangeurs-décanteurs – zone d'extraction principale (avec zoom), lors de l'essai de séparation de l'uranium et du plutonium sans redox réalisé en novembre/décembre 2014 sur charge réelle de combustible (Atalante).

Les premiers résultats démontrent la faisabilité à l'échelle laboratoire de l'application d'un schéma de séparation à une charge de combustible irradié, sur le principe :

- d'un solvant totalement incinérable ;
- d'une partition des matières sans redox ;
- d'une décontamination élevée en produits de fission des flux plutonium (accompagné d'uranium) et du flux uranium dès le premier cycle ;
- de rendements de séparation et de récupération de l'uranium et du plutonium analogues à ceux du TBP.

A ce premier stade de démonstration sur combustible réel de la viabilité d'un tel concept de séparation, il convient d'associer un plan de développement afin de mieux prendre en compte les aspects procédé en matière de sûreté, de gestion du solvant et des effluents, d'extrapolation d'échelle et d'adaptation des technologies, et plus globalement toutes les étapes de qualification du procédé une fois le système extractant optimisé.

L'acquisition de données relatives à la stabilité hydrolytique et radiolytique des systèmes mis au point est planifiée avec des essais sur boucle procédé couplée à un irradiateur gamma en 2015 (cf. Figure 2-23).



Figure 2- 23 : Boucle d'irradiation Marcel dans l'installation G1.

En perspectives à ces recherches sur la séparation, ce plan de développement prévaut donc aussi bien pour les nouveaux systèmes extractants à l'étude que pour le système TBP de référence toujours adaptable et optimisable, afin de simplifier globalement le cœur du procédé de séparation ainsi que la gestion du solvant et des effluents organiques. Ces progrès s'entendent avec un maintien de taux de récupération des matières de l'ordre de 99,9% et de facteurs de décontamination compatibles avec un multi-recyclage du plutonium en RNR.

2.1.2.3. Conversion des matières purifiées

La conversion des matières se situe juste en amont des étapes de fabrication ou de refabrication du combustible MOX REL (cf. figure 2-24). Cette étape consiste à porter les matières purifiées de l'état en solution à l'état solide. Les orientations précitées sur le multi-recyclage amènent à ouvrir l'éventail de concepts, compte tenu des objectifs poursuivis :

- cogérer le plutonium et l'uranium ;
- anticiper des besoins de capacités industrielles décuplées (à noter que la gestion actuelle de recyclage du Pu en MOX REL mobilise déjà 5 réacteurs de précipitation, certes compacts, chacun alimentant l'une des 2 lignes de filtration continue et de calcination en four continu dans les ateliers de La Hague) ;
- fournir les matières de base pour la fabrication du combustible des RNR.

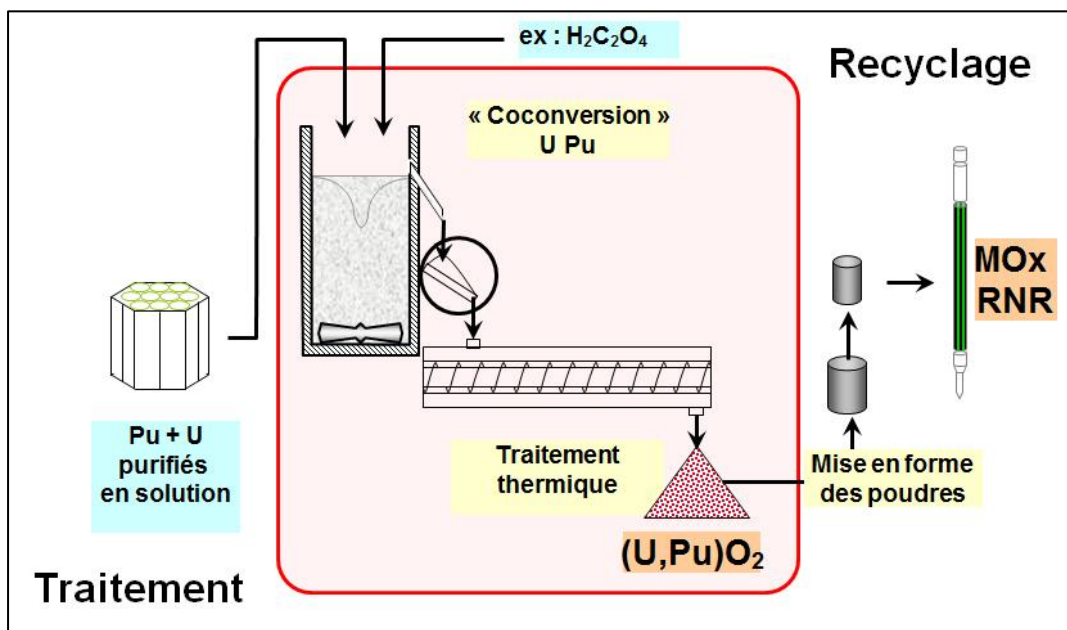


Figure 2- 24 : Schéma indicatif de la coconversion du plutonium et d'uranium en oxydes mixtes, (U,Pu)O₂, matière de base de la fabrication du combustible. N.B. : les technologies actuelles, prises ici en guise d'illustration, ne présentent pas des choix futurs et développements à venir.

Les principales matières de base de la fabrication des MOX REL et employées par le passé pour la fabrication des MOX RNR sont l'UO₂ et le PuO₂. Le procédé de conversion usuellement employé pour produire le PuO₂ est basé sur le principe de la conversion oxalique, comprenant :

- une précipitation de l'oxalate de Pu(IV) dans des conditions où il est très insoluble (rendement de récupération > 99,9%) ;
- une filtration en continu du précipité en suspension ;
- une calcination en oxyde.

La flexibilité et la robustesse de ce procédé sont illustrées par les multiples expériences passées et l'exploitation industrielle actuelle.

Ce procédé a été adapté en début des années 2000 à des mélanges de plutonium et d'uranium, selon le principe de la coconversion oxalique, de manière à produire des matières (U,Pu)O₂ à des teneurs en plutonium fixées selon le besoin de dilution appliquée à la fabrication, pour ajuster la teneur finale en Pu du combustible. Plus récemment, ces matières ont ainsi été testées suivant deux modes envisageables de fabrication de pastilles de combustible RNR, avec ou sans dilution avec de l'UO₂, dans le cadre de la réalisation d'une expérience d'irradiation de combustibles, fabriqués à partir de poudres coconverties dans le réacteur Phénix.

En perspectives, ces premiers résultats se doivent d'être complétés par des développements technologiques pour anticiper les capacités requises pour un parc composé de RNR, même en nombre modeste dans un palier intermédiaire de déploiement. Avec les technologies actuelles, deux cœurs RNR filières exigeraient l'équivalent d'une ligne de conversion de La Hague. Des temps de séjour raccourcis dans les équipements, autrement dit des réactions rapides, conduisant à des solides facilement transférables d'un équipement à l'autre, aideraient à l'atteinte de capacités accrues et/ou au maintien d'installations compactes. Plus à titre d'illustration, et sans présager de la pertinence de telles méthodes pour les applications et capacités visées (conduite sûre du procédé, aptitude à la céramisation des poudres), la conception d'un mode de synthèse d'oxydes mixtes (U,Pu)O₂ par combustion propageante a été pour la première fois expérimentée dans l'installation Atalante. Appliquées pour l'instant à l'échelle du gramme, de telles méthodes permettent de réaliser la coconversion en une seule étape et en quelques minutes.

Enfin, une attention toute particulière est portée à l'interface entre les opérations de traitement et de fabrication, de manière à bénéficier d'une simplification globale du procédé. Autrement exprimé, il s'agit de convertir le plus directement possible la solution purifiée de plutonium accompagné d'uranium en un solide mixte (U,Pu)O₂, tout en obtenant à cette occasion des caractéristiques de produit les plus aptes à une mise en forme pastille par pressage et répondant après frittage aux spécifications des combustibles RNR.

2.1.2.4. Fabrication du combustible

Le combustible envisagé pour les futurs réacteurs de la filière RNR est dérivé de la conception de celui prévu pour le cœur du prototype Astrid. Celui-ci se différencie quelque peu de ceux du passé du point de vue géométrique et de la teneur en Pu dans la céramique nucléaire. Les plus grandes différences par rapport aux réacteurs précédents sont principalement liées au contexte qui a fortement évolué.

Ainsi, il est prévu que le futur combustible RNR puisse être tout d'abord fabriqué à partir de Pu issus du retraitement des combustibles MOX REL. Ces lots de Pu ainsi extraits ont des caractéristiques isotopiques particulières par rapport à ceux qui avaient été mis en œuvre pour Phénix et Superphénix. On les qualifie désormais d'isotopies dégradées impliquant des difficultés supplémentaires dans leur mise en œuvre. Les futurs Pu qui seront utilisés pour la fabrication du combustible RNR comportent les points notables suivants :

- une plus faible proportion de ²³⁹Pu, nécessitant d'augmenter la part de Pu dans le combustible afin d'assurer la réactivité requise pour sa mise en réacteur ;
- une plus forte concentration de ²³⁸Pu, isotope très fortement émetteur alpha, multipliant ainsi de plusieurs fois l'énergie spécifique et les températures de mise en œuvre, et contributeur majeur à la dose neutron ;
- une plus forte teneur en ²⁴¹Pu qui décroît naturellement en ²⁴¹Am. Cet isotope, émetteur gamma à faible énergie, augmente les débits de doses à faible distance. Les quantités d'²⁴¹Am dépendront aussi du temps de vieillissement des combustibles avant traitement, l'américium étant alors séparé du plutonium recyclé.

Le cahier des charges lié au développement des procédés de fabrication du combustible RNR est donc compliqué par rapport au passé à cause de l'évolution attendue de l'isotopie du Pu, mais également par les contraintes réglementaires et de sûreté qui ont évolué. Ce sont ces contraintes qui guident essentiellement les études de recherche et développement actuelles menées dans les laboratoires du CEA en complément des développements déjà menés par AREVA dans son usine Melox sur les combustibles MOX REL.

Pour la fabrication des pastilles, il a été retenu, en référence, un procédé dérivé de celui indiqué sur la figure 2-3, avec des objectifs :

- de simplification des étapes de préparation des poudres afin de minimiser leur manipulation et par conséquent de réduire les rétentions dans les enceintes de confinement dans un objectif de réduction des débits de doses pour les opérateurs ;
- de meilleure maîtrise du procédé dans sa globalité afin de minimiser les quantités de rebuts à recycler ;

- d'adapter les différentes technologies et postes de travail afin de prendre en compte les fortes énergies thermiques et les aspects dosimétriques. On peut citer par exemple, la nécessaire évolution du poste de lubrification car l'adjuvant organo-métallique ajouté à la poudre (U,Pu)O₂ avant mise en forme, se dégrade à partir d'une température atteinte avec les nouveaux vecteurs isotopiques du plutonium mis en œuvre. Différentes options de recherches ont été initiées pour pallier cette difficulté potentielle.

Au cours de ces dernières années, les études de R&D menées au CEA ont permis de mieux caractériser le procédé de fabrication de référence ainsi que les technologies qui lui sont associées. Les principales avancées sont présentées ci-dessous.

Vers une préparation du milieu granulaire simplifiée

Les concepteurs des assemblages des cœurs d'Astrid ont spécifié des pastilles annulaires, avec un diamètre élevé (~ 9mm, trou ~2,4mm). Côté fabrication, cette conception requiert des propriétés de coulabilité particulières des poudres lors de leur manipulation, en particulier pour pouvoir remplir à cadence élevée et de manière reproductible l'espace annulaire des moules de presse (~4 mm).

Pour Superphénix, ces propriétés étaient atteintes grâce à des opérations de granulation mécanique du milieu suivie d'un tri granulométrique. Ces opérations sont considérées aujourd'hui comme contraignantes et potentiellement dosantes, aussi cherche-t-on à les éviter dans l'Atelier de Fabrication des Cœurs (AFC) d'Astrid. Il faut également noter qu'une meilleure maîtrise de l'opération de pastillage des poudres est également visée afin de supprimer l'étape de rectification (opération également dosante par les poussières générées au niveau des meules de rectification).

Cette optimisation du milieu granulaire, qui est fortement liée aux caractéristiques physiques des poudres de départ, est étudiée dans un premier temps sur des poudres d'UO₂. Dans ce contexte, le laboratoire UO₂ de Cadarache a équipé sa nouvelle presse de pastillage d'un sabot de remplissage automatique qui permet de reproduire les conditions de remplissage industrielles (vibration du sabot au-dessus de la matrice avant arasage).

De premières pastilles annulaires ont ainsi été produites (figure 2-25) à partir de deux lots de poudres d'UO₂ ayant subi des pré-traitements différents dans le but de cerner les caractéristiques limites du milieu granulaire :

- l'une, granulée mécaniquement, conduit à des agglomérats cohésifs qui subissent un tri granulométrique (élimination des fines et des grosses particules) ;
- l'autre, préparée avec une technologie différente, est constituée d'agglomérats moins cohésifs dont la taille varie d'un micron à plus d'un millimètre.

Ces poudres conduisent à des empilements granulaires différents dans les pastilles avant frittage, qui vont avoir des répercussions sur les caractéristiques géométriques des pastilles frittées :

- comme attendu, la première permet un remplissage très reproductible (masse constante au 1/100g) et produit des pastilles après frittage avec un écart sur le diamètre très faible (< 40 μm) ;
- la seconde conduit à une variabilité en masse et diamètre plus importante, tout en restant conforme aux spécifications. Un résultat plein de promesses quant à la possibilité de remplir les moules annulaires sans granulation mécanique préalable. Une contribution majeure au choix de l'option technologique qui sera retenue pour l'AFC.



Figure 2- 25 : Pastilles UO_2 de géométrie représentative du combustible Astrid

En parallèle, une option est analysée : l'adjonction de vibrations calibrées pour améliorer les performances de coulabilité. Depuis plusieurs années, des programmes expérimentaux couplés à la modélisation des écoulements granulaires sont mis en place sur des poudres d' UO_2 . Ces derniers mois ont permis de démontrer, à l'aide d'un dispositif expérimental (Figure 2- 26), que des vibrations horizontales d'amplitude et de fréquence déterminées permettent de remplir très efficacement un moule de presse annulaire de géométrie représentative du combustible du prototype Astrid.

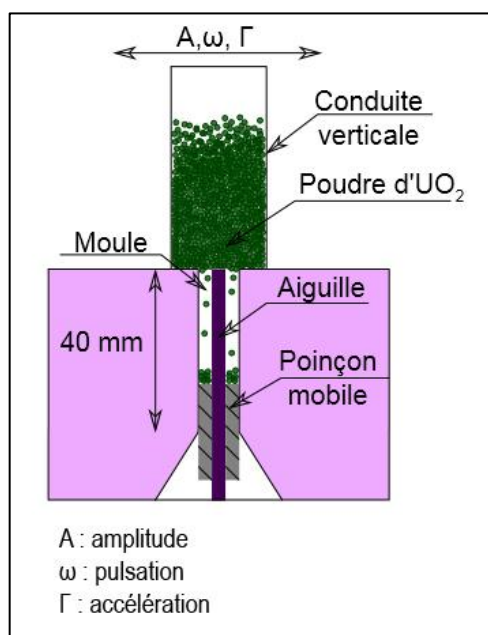


Figure 2- 26 : Dispositif d'alimentation de poudre assisté de vibrations horizontales

Ces résultats très prometteurs vont permettre de mettre au point des systèmes d'alimentation couplés à la presse de mise en forme du Laboratoire UO_2 de Cadarache afin de valider l'apport de cette innovation.

Une meilleure connaissance des limites de fonctionnement du lubrifiant de mise en forme

La résistance thermique du lubrifiant, le stéarate de zinc, habituellement utilisé dans le procédé de référence pour améliorer la tenue mécanique des pastilles pressées avant frittage, a été testée à différentes températures pour en connaître ses limites. Les tests ont été réalisés sur des poudres d' UO_2 lubrifiées au stéarate de zinc, traitées thermiquement dans la gamme 70-110°C. L'effet cinétique de la dégradation a été évalué à travers des traitements thermiques de différentes durées. Les poudres ainsi

traitées ont été pressées et l'indice de friction, représentatives de l'effet du lubrifiant, a été déterminé pour toutes les conditions de traitement thermique. Des essais similaires ont aussi été réalisés sur un mélange UO_2 - 30% PuO_2 traité uniquement à 110°C pendant 24 heures. Après frittage, des mesures de densité hydrostatique ont été réalisées avant d'observer la microstructure des pastilles par céramographie.

L'étude a révélé une augmentation de l'indice de friction pour les traitements à 110°C, dans le cas du pressage d' UO_2 mais aussi du pressage d' UO_2 - 30% PuO_2 . Un accroissement de la valeur de l'indice de friction avec la durée du traitement thermique est observé à cette température. Même si la dégradation de la lubrification ne paraît pas influencer sur la densité des pastilles frittées obtenues en fin de procédé de fabrication, une déformation des pastilles (forme conique) est tout de même observée à partir d'un traitement du stéarate de zinc à 90°C pendant 24 heures.

A ce stade de l'étude, les premières recommandations proposent de limiter la température de mise en œuvre des poudres lubrifiées à une température inférieure ou égale à 90°C et des durées inférieures à 24 heures.

Des conditions de frittage maîtrisées pour des combustibles aux caractéristiques spécifiées

Lors de l'étape de frittage, cinq phénomènes majeurs sont rencontrés :

- le dégagement d'espèces volatiles (lubrifiant, espèces carbonées, ...)
- l'évolution de la stœchiométrie oxygène des différentes poudres ;
- la formation de la solution solide $(U,Pu)O_2$ qui conduit à l'homogénéisation de la répartition du plutonium ;
- la densification et le grossissement granulaire ;
- la mise à l'équilibre thermodynamique du matériau avec l'atmosphère de frittage (écart à la stœchiométrie en oxygène, stabilité des phases), permettant d'obtenir au cours du refroidissement la valeur spécifiée d'oxygène sur métal (O/M).

Dans le passé, l'atmosphère de frittage mise en œuvre était de l'Argon avec 5 à 7% d'hydrogène et des traces d' O_2/H_2O naturellement présentes. A la différence du frittage du MOX REL où l'atmosphère de frittage est tamponnée, ces atmosphères n'étaient pas contrôlées et correspondaient ainsi à une plage de potentiels O_2 .

Pour les combustibles RNR, dont celui d'Astrid, les teneurs en plutonium seront supérieures (24-31%). Ces fortes teneurs Pu, associées à la plage de potentiels d' O_2 correspondant aux conditions non contrôlées du passé, ont toute chance de conduire à des matériaux polyphasés et multi-fissurés (démixtion de phases) et aux rapports O/M dispersés et éventuellement hors spécifications (O/M mini > 1.94). L'enjeu est de définir les conditions de frittage permettant de garantir la conformité des pastilles vis-à-vis des critères O/M, densité et intégrité.

Les études de ces dernières années ont permis d'aboutir à des recommandations du cycle de frittage en températures (vitesses de montée et descente, niveau et durée du palier de frittage) mais également en atmosphère puisqu'une plage de potentiel d'oxygène du gaz vecteur est désormais préconisée pour la conception des fours de frittage.

Les programmes de recherches sur le procédé de fabrication des pastilles ont permis des avancées certaines qui peuvent être intégrées dans le dimensionnement des technologies de l'AFC nécessaires à la fabrication du combustible pour Astrid. Les moyens sont maintenus sur l'ensemble des thématiques présentées ci-dessus afin de confirmer certaines valeurs de référence et pour soutenir les études de développement de l'AFC qui se poursuivent.

Après les pastilles $(U,Pu)O_2$, la fabrication du combustible se poursuit par les étapes de montage des aiguilles et des assemblages. Lors de ces opérations, la principale difficulté vient des fortes masses de matières mises en jeu (un assemblage combustible intègre plusieurs lots de pastilles), ce qui se traduit par des forts débits de doses et des températures élevées des structures aciers, compte tenu de la dégradation

isotopique progressive attendue des lots de plutonium. Les développements de ces dernières années ont mis en avant les difficultés liées à un montage manuel, comme cela était pratiqué lors des fabrications ATPu du passé. Les recherches portent donc sur deux axes principaux :

- l'adaptation de la conception des assemblages afin de simplifier les étapes de fabrication ;
- le développement de technologies alliant automatisme et/ou robotique afin de remplacer l'intervention humaine au contact des assemblages.

Dans le cadre du programme Astrid, l'Atelier de Fabrication des Cœurs est prévu pour la fabrication des assemblages du prototype. Cette installation, dès son démarrage, devra intégrer un certain nombre d'évolutions induites par les nouvelles contraintes sur le combustible. Au cours de son exploitation, des avancées seront possibles sur les développements des procédés et des technologies adjacentes afin de mettre au point et qualifier des innovations nécessaires pour répondre aux futurs enjeux des fabricants de combustibles de la filière des RNR.

2.1.2.5. Gestion des déchets et des effluents

La R&D sur cette thématique comprend une phase initiale d'évaluation de la nature et du volume des déchets et des effluents, en fonction des paliers envisagés de déploiement des RNR et du multi-recyclage des matières associé à ce déploiement.

Déchets de haute activité à vie longue

Les premières évaluations en cours d'affinement suivant les scénarios de déploiement à l'étude, soulignent que le cycle des matières associé aux RNR, rapporté à l'énergie produite, génère une quantité de produits de fission et d'actinides mineurs en légère diminution³¹ par rapport à celle du cycle actuel. L'ordre de grandeur du nombre de colis de déchets vitrifiés (CSD-V) produits, rapporté au TWhe, est donc également légèrement inférieur, comme cela a déjà été présenté dans le chapitre des études de scénarios industriels, à quelques nuances près, liées à la quantités d'actinides à incorporer (respect de la « borne alpha »), à la prise en compte d'une distribution des produits de fission sensiblement distincte (quantité accrue de platinoïdes), au besoin éventuel d'y incorporer des poisons neutroniques, des additifs, utilisés ou non dans le procédé de traitement. Une R&D d'optimisation reste donc à mener dans ce domaine pour prendre en compte ces spécificités des RNR.

Le traitement de MOX REL à flux plus important amènera des quantités plus importantes d'actinides mineurs et tendra donc à un accroissement transitoire du nombre de CSD-V rapporté au TWhe (d'un facteur dépendant du mode de gestion des usines concernées, en dilution ou non avec les effluents de haute activité résultant du traitement concomitant des UOX et de l'évolution des spécifications des verres).

Déchets de structure

Par ailleurs, ces évaluations préliminaires illustrent que le concept intrinsèque des combustibles RNR amène à des volumes accrus de déchets de structure à conditionner, rapportés à la même quantité d'énergie produite, et cela d'un facteur deux à quatre suivant les options retenues de conception et de démantèlement de l'assemblage (pièces démontables, recyclables,...) et de conditionnement des déchets. La solution industrielle actuelle de compactage reste applicable.

La nature des déchets de structure RNR, essentiellement à base d'inox, et la stratégie de récupération de la matière fissile résiduelle des déchets solides, pourraient aussi amener à développer plus en avant, à partir de l'expérience antérieure à échelle prototype (APM) et de quelques essais récents en laboratoire, un procédé basé sur la fusion des pièces métalliques. Au lieu d'un rinçage poussé des coques avant

³¹ En effet, si la quantité de produits de fission exprimée par MWh_{th} est globalement équivalente entre REL et RNR, elle est pour les RNR de l'ordre de 15% inférieure une fois ramenée au MWh_e du fait principalement de l'amélioration des rendements des cycles thermiques des RNR (cycles à plus haute température)

compactage et d'une digestion des fines par un traitement hydrométallurgique, tel que celui à l'étude pour l'atelier TCP (cf. § 2.1.2.1 et Figure 2-27 : option 1+2), les coques pourraient être fondues et les fines de dissolution et de cisailage incorporées au métal en fusion. Comme précisé précédemment (cf. § 2.1.2.1) et illustré Figure 2- 27 (option 1+3), le recours à un laitier³² adapté permettrait d'abaisser notablement la teneur en plutonium résiduel de ces déchets. Par ailleurs, produire des colis de déchets de structure conditionnés par fusion plutôt que par compactage conduirait à :

- un gain supplémentaire de réduction de volume du déchet ultime de l'ordre de 35% ;
- une distribution plus homogène de la contamination dans le colis de déchet ;
- une moindre surface exposée à la corrosion.

Une phase de développement technologique reste toutefois nécessaire pour porter cette option au même stade de maturité que le procédé par compactage exploité à La Hague pour des déchets de structure essentiellement à base de Zircaloy.

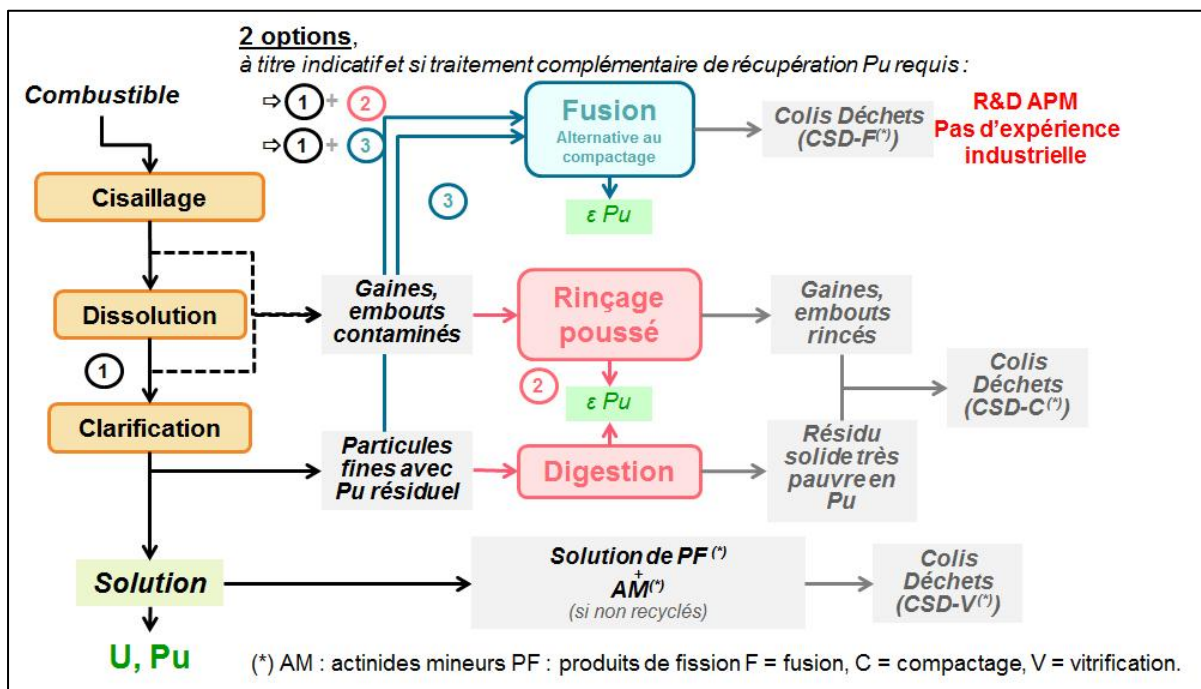


Figure 2- 27 : Illustration des options possibles de gestion des déchets, en considérant l'introduction d'opérations complémentaires de récupération du plutonium résiduel de ces déchets.

Un déchet solide spécifique des combustibles RNR-Na est constitué par les protections neutroniques à base de carbure de bore (B_4C). Certains de ces éléments, après désassemblage du combustible, peuvent contenir des traces résiduelles de Na lorsque le B_4C s'est trouvé en contact direct avec le caloporteur. Plusieurs voies ont été évaluées pour rendre compatible ces déchets avec les exutoires actuels :

- découpe laser des étuis puis carbonatation expansive du Na ;
- traitement thermique du B_4C et conditionnement du bore dans un verre.

En l'état, ces procédés restent assez complexes avec, en supplément, une gestion des gaz contaminés en radionucléides gazeux (tritium).

Par ailleurs, selon une démarche similaire d'évaluation de procédé à partir de résultats acquis à échelle laboratoire, l'option de recyclage du bore enrichi a été considérée. Celui-ci représente un processus complexe mais faisable. Son intérêt économique reste à évaluer.

³² phase mise en présence du métal en fusion permettant d'extraire des impuretés ciblées du métal (= laitier de fonte).

Effluents gazeux

Les effluents gazeux qui seraient générés au cours du traitement des combustibles RNR sont globalement similaires en quantité et en nature à ceux gérés dans les usines actuelles, à quelques nuances près et notamment les suivantes. Le flux de tritium rapporté au TWhe est moindre d'un ordre de grandeur compte tenu de la perméabilité des gaines inox en cœur vis-à-vis de ce radionucléide. D'autre part, compte tenu de la restructuration du combustible en réacteur, la majorité du ^{85}Kr gazeux est émis au cisailage du combustible et non à l'étape de dissolution comme pour les combustibles REL. Ainsi, un pic instantané d'émission plus intense de ^{85}Kr est potentiellement à anticiper en tête du procédé de traitement des combustibles RNR, compte tenu des durées relatives de cisailage et de dissolution, qui plus est en tenant compte de taux de combustion plus élevés des combustibles RNR.

Au-delà de ces évolutions sommes toutes mineures sur le terme source global des radionucléides volatils, la question d'une alternative aux rejets est explorée pour une future usine de traitement. Ce sujet est non spécifique au multi-recyclage des matières et ne sera donc pas abordé dans ce rapport. Il faut toutefois noter qu'il fait l'objet de recherches depuis plusieurs années au CEA (comme à l'international) avec deux axes actuellement suivis plus particulièrement :

- la mise au point de modes de piégeage par des cycles d'adsorption et de désorption sur des sorbants de type zéolites, appliqué dans un premier temps au ^{85}Kr avant extension aux autres espèces ;
- le conditionnement de l'iode avec, en préalable, la définition de matrices permettant de confiner l' ^{129}I sur des durées cohérentes avec sa période radioactive égale à $16 \cdot 10^6$ ans.

2.1.2.6. Mesures, instrumentation et pilotage des procédés

Les usines actuellement en fonctionnement comprennent de multiples points de prélèvement et de mesure destinés au contrôle et au pilotage des procédés. Les échantillons prélevés sont transmis au laboratoire de contrôle analytique. Les mesures *in situ* dédiées au contrôle du procédé sont majoritairement des mesures physiques conventionnelles (débit, masse, niveau, densité, température, pression,...) et des mesures nucléaires. Les résultats issus des mesures et des analyses en laboratoire permettent globalement de suivre le procédé Purex et de le contrôler au niveau des salles de commandes dédiées.

Le procédé dédié au multi-recyclage des matières impliquera la gestion de flux accrus de plutonium avec un besoin de suivi exacerbé pour se prémunir de tout risque de criticité mais aussi pour assurer la conduite de l'ensemble des étapes amenant au produit fini, constituant la matière première du combustible à refabriquer (MOX RNR).

Les progrès accomplis dans le développement de capteurs en dehors du nucléaire depuis les années 2000, conjugués à ce besoin de suivi du procédé au plus près (lieu, temps), motivent une nouvelle approche dans le contrôle et le pilotage du procédé, objet d'un regain de réflexions et de recherches depuis cinq ans, notamment au CEA. Les principales orientations de cette nouvelle phase de R&D comprennent :

- le développement de capteurs, si possible miniaturisés, dédiés à l'analyse en ligne, *in situ* ou *ex situ* (i.e. après prélèvement d'un volume dimensionné au juste besoin de représentativité), en parallèle de la continuité du développement de la mesure nucléaire ;
- le développement de modèles de procédé prenant en compte les mécanismes réactionnels et l'effet des principaux paramètres opératoires pour chaque opération unitaire, dans un réacteur ou dans un contacteur ;
- l'intégration des mesures et de ces modèles au sein d'un algorithme de conduite, ouvrant à terme la voie à un pilotage de procédé au plus près, plus instrumenté et automatisé, pour une marche globale de l'usine améliorée.

Il est à noter que cette démarche amène en parallèle à s'intéresser aux technologies du procédé et donc à leur évolution, à optimiser l'intégration globale des étapes de procédé souvent développées individuellement, et à l'architecture générale de l'usine avec des marges certaines de simplification, d'optimisation et d'économies.

Compte tenu de l'ampleur du sujet, les recherches dans le développement de la mesure en ligne se sont focalisées avant tout sur le suivi du plutonium et de l'uranium, ainsi que de l'acidité. Le suivi de l'acidité devient en effet un paramètre déterminant, compte tenu du recours à des concentrations d'acide nitrique plus élevées en tête de procédé pour parfaire la récupération du plutonium et de nouveaux procédés de séparation à l'étude basés sur une partition de l'uranium et du plutonium (accompagné d'uranium) dépendante de l'acidité (et non plus du degré d'oxydation comme avec le TBP).

En partant de techniques déjà implantées dans les usines de La Hague, des optimisations ont été apportées pour répondre au besoin de mesures de plutonium et/ou d'uranium à des niveaux différents et dans des matrices autres (exemple de l'inox des gaines RNR, perturbant les mesures nucléaires conventionnelles). Le développement industriel de l'atelier de tête TCP déjà évoqué (cf. § 2.1.2.1) sollicite ainsi une R&D conséquente pour la conception des mesures nucléaires en fond d'équipement afin de vérifier la non-rétention de matières et l'adaptation du suivi de la matière fissile résiduelle dans les déchets solides en entrée et sortie de l'Atelier de Compactage des Coques (l'interrogation nucléaire active par exemple). La mesure par fluorescence X qui est également implantée dans l'atelier R4 de La Hague dédié à la purification et à la conversion oxalique du plutonium en oxyde, a récemment bénéficié d'adaptations. Celles-ci ont permis de gagner en justesse et précision grâce à un traitement des spectres mis au point dans l'installation Atalante.

Dans le domaine de la conception de nouveaux capteurs, trois axes sont actuellement suivis en parallèle dans différentes unités et avec l'apport de collaborations externes :

- la miniaturisation des systèmes avec une adaptation concomitante de la physico-chimie à l'utilisation de ces microsystèmes en comparaison des méthodes usuelles en béchers ;
- l'adaptation de ces systèmes aux milieux agressifs du nucléaire : acidité, phases organiques, radioactivité, ... ;
- l'évaluation de la robustesse de ces microsystèmes et de leur aptitude à répondre aux enjeux.

Le premier axe a amené des avancées significatives autour de la co-intégration de dispositifs microfluidiques et de détecteurs dans un microsystème dédié à la mesure. Des collaborations internes et externes ont permis d'avoir accès à la maîtrise d'élaboration de microsystèmes, dont certains en salle blanche, et le croisement des compétences a conduit notamment à la conception de capteurs miniaturisés innovants. Un des concepts, objet d'un brevet, intègre le prélèvement de micro-volumes de solution et la mesure optique de la concentration pour des analyses particulièrement adaptées au suivi du plutonium et de l'uranium.

Ce même type d'approche est actuellement appliqué à la mesure d'acidité libre en milieu concentré en actinides par des micro systèmes (lab-on-chip).

Le défi reste l'application de ces microsystèmes à l'analyse de solutions agressives et radioactives. Les unités en charge de ces développements au CEA travaillent donc sur le prototypage de puces microfluidiques destinées au prélèvement, à la séparation des analytes (par micro-extraction par exemple) ou aux mélanges des réactifs, à savoir toutes les fonctionnalités utiles d'un laboratoire d'analyse en miniature. La configuration des canaux microfluidiques (dimensions, forme, état de surface,...), dont l'accessibilité dépend aussi fortement des techniques de gravure, doit en effet permettre à la physico-chimie de se réaliser dans les conditions de transport, de mélange, et/ou de contact attendues. Un exemple particulièrement illustratif concerne l'extraction liquide/liquide très souvent utilisée pour isoler un analyte ou pour réaliser des échanges contrôlés. La Figure 2-28 décrit un tel phénomène d'échange rendu possible entre une phase organique statique et une phase aqueuse circulante, grâce au contrôle de l'hydrodynamique dans des canaux de diamètre de l'ordre de la centaine de microns. Cela a été concrétisé après plusieurs optimisations de la configuration de ces canaux et grâce à la faisabilité de les réaliser par gravure.

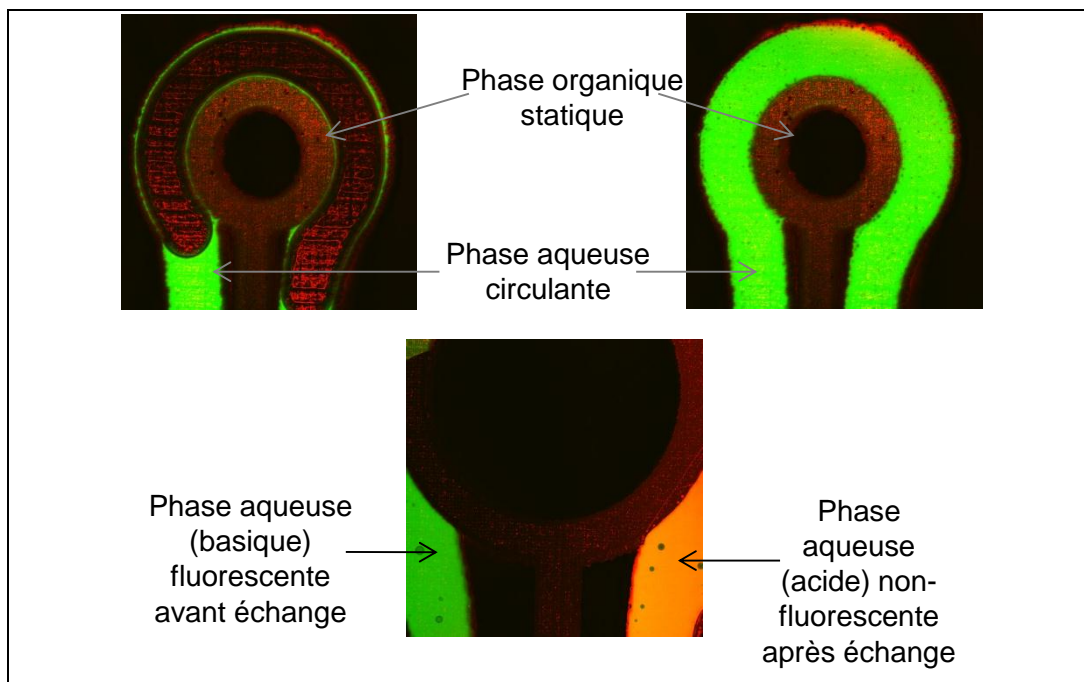


Figure 2- 28 : Tests d'un système microfluidique par microscope confocal.

D'autres types de microsystèmes d'analyse en ligne in situ sont également évalués puis adaptés tels ceux dérivés des méthodes électrochimiques particulièrement efficaces pour obtenir la concentration d'un élément et sa spéciation (ou forme chimique). Les applications des ultramicroélectrodes pour la caractérisation des espèces chimiques du plutonium en phase organique sont ainsi développées depuis trois ans, en partenariat avec les équipes académiques qui appliquent cette technique avec succès à d'autres domaines et milieux.

L'avancement des développements sur ces microsystèmes permet d'envisager leur application à des solutions d'uranium et de plutonium d'ici deux ans, après adaptation, pour leur manipulation en boîtes-à-gants.

Sans attendre les usines de nouvelle génération multi-recyclant les matières, le développement de l'analyse en ligne in situ est applicable dès à présent à l'échelle de la R&D pour le suivi d'essais de laboratoire, tels ceux menés dans la Chaîne Blindée Procédé d'Atalante. Le besoin de démonstration de la faisabilité de procédés de séparation innovants s'accompagne maintenant d'un suivi en ligne de l'uranium et du plutonium, de manière à converger le plus rapidement possible sur les paramètres procédé à appliquer. Pour y contribuer, la spectrophotométrie UV-visible multi-voies a été appliquée pour le suivi analytique semi-quantitatif en ligne des concentrations de l'uranium et du plutonium dans les différents flux des procédés à l'étude. La miniaturisation des sondes de mesure et l'amélioration du traitement chimiométrique de déconvolution des spectres permettent désormais de recourir systématiquement à ce suivi pour les essais menés en moyenne ou haute activité. Associée au code Parex de modélisation/simulation des procédés de séparation, cette exploitation quasi-instantanée des mesures en ligne de la concentration du plutonium et de l'uranium, illustre aujourd'hui la possibilité de piloter pratiquement en temps réel les cycles d'extraction liquide/liquide testés en chaîne blindée (cf. Figure 2-29). En effet, suivant les évolutions observées en temps réel, il est possible de modifier les paramètres procédé dans le sens souhaité, après avoir simulé à l'aide du code Parex le nouveau point de fonctionnement à appliquer.

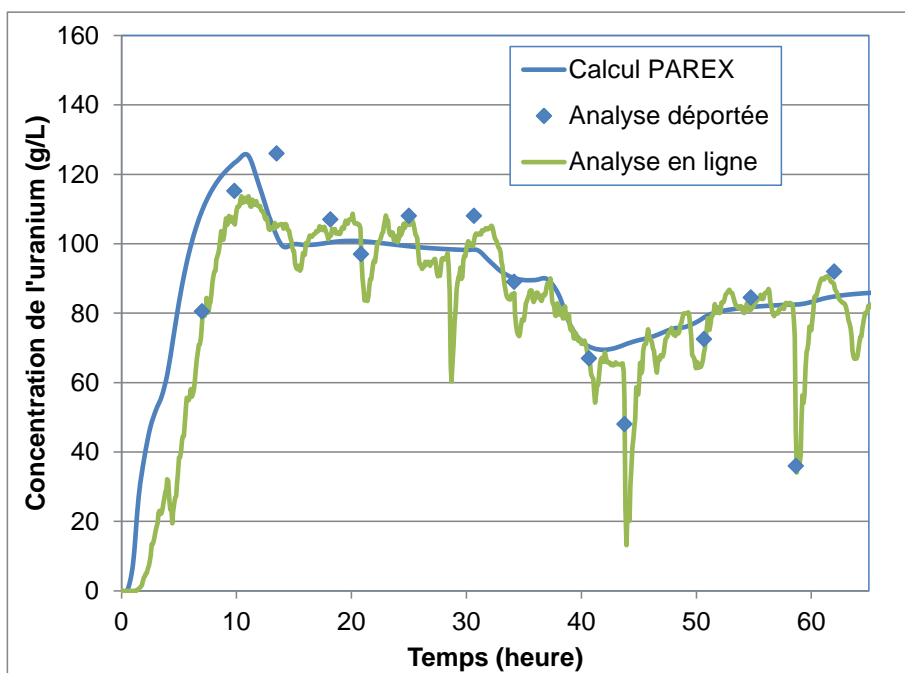


Figure 2- 29 : Comparaison des concentrations d'U(VI) mesurées en ligne in situ, déportées après prélèvement (avec délai de réponse du laboratoire d'analyse), et simulées par le code Parex en fonction de l'évolution des paramètres procédé appliqué (mesures réalisées dans une chaîne blindée d'Atalante à l'occasion d'un essai de séparation pour tester un nouveau système extractant)

Cette expérience de pilotage d'essais à l'échelle de la R&D pour la séparation des actinides préfigure les développements qui pourront être menés le temps venu pour le pilotage des opérations du cycle à l'échelle industrielle. Le couplage entre les mesures in situ implantées dans les différents équipements du procédé et la réconciliation des données impliquant le recours à la simulation de procédé permettront in fine de construire un module complet de pilotage du procédé au plus près.

En guise d'illustration, des modules construits autour du code Parex sont en effet d'ores et déjà disponibles pour l'étape de séparation du procédé de traitement, afin de :

- déterminer un point de fonctionnement (conditions opératoires) tenant compte de la nature de la solution à traiter et des réactifs ;
- maintenir le procédé autour de ce point de fonctionnement en suggérant des actions correctives en cas de déviation ;
- réaliser le diagnostic lors de la détection d'un dysfonctionnement du procédé par l'analyse des mesures en ligne.

Ces modules constituent la préfiguration d'outils d'aide au diagnostic et d'aide à la conduite en ligne. A terme, des actions correctives pourront être suggérées puis appliquées via un contrôle commande et après évaluation de leur conséquence par un algorithme tiré de l'intelligence artificielle. Etendu au-delà de la seule opération de séparation, avec des démarches équivalentes menées dans le domaine du conditionnement des déchets (vitrification), initiées pour la tête de procédé, en projet pour la conversion des matières, l'ensemble pourrait constituer un pilotage avancé du procédé global de traitement associé au multi-recyclage des matières.

2.1.2.7. Matériaux pour les équipements de procédés

Dans cette évolution progressive du procédé de recyclage des matières, les principales problématiques relatives à la tenue des matériaux d'équipements ont été identifiées en analysant les nouvelles conditions physico-chimiques mises en jeu dans ces procédés. Ces conditions physico-chimiques correspondent tout d'abord à des milieux plus agressifs.

La moindre solubilité des combustibles MOX REL et MOX RNR, en référence aux combustibles UOX, associée à l'exigence de produire des déchets les plus exempts possible de plutonium, requiert des acidités nitriques plus élevées en tête de procédé, et/ou des conditions plus oxydantes générées *in situ* ou suite à l'ajout de réactifs. Le plutonium en lui-même, sous la forme Pu(VI), est un oxydant qui sera davantage présent en tête de procédé de par les concentrations accrues dans les combustibles à traiter. Les conditions de température peuvent s'avérer également plus contraignantes, toujours en tête de procédé (dissolution à l'ébullition) ou lors des différentes étapes jusqu'au conditionnement des déchets (selon le mode de concentration des flux ou l'adoption de procédé de fusion des déchets métalliques par exemple). L'impact de la présence de solides ou des sollicitations mécaniques, dans ces conditions chimiques et/ou dans de nouvelles étapes du procédé, peuvent également altérer la tenue des matériaux d'équipement par des mécanismes de tribocorrosion ou simplement d'usure.

Bien que les procédés de multi-recyclage puissent encore significativement évoluer tout au long de la R&D et que la plupart des équipements ne soient pas définis dans le détail, une recherche prospective a été initiée pour anticiper le besoin, le développement et la qualification de matériaux innovants pouvant répondre aux sollicitations spécifiques du traitement industriel de combustibles MOX REL/RNR. Pour converger rapidement dans la conception, les limites d'utilisation des matériaux utilisés entrant conventionnellement dans la construction des équipements ont été étudiées en milieu acide nitrique concentré et oxydant, en référence aux milieux habituellement appliqués au traitement. La figure 2-30 illustre les conséquences de l'application de telles conditions oxydantes sur une nuance d'acier utilisée par le passé pour la construction des dissolvants batch (*ie* procédé discontinu), avec l'apparition de mécanismes de corrosion intergranulaire.

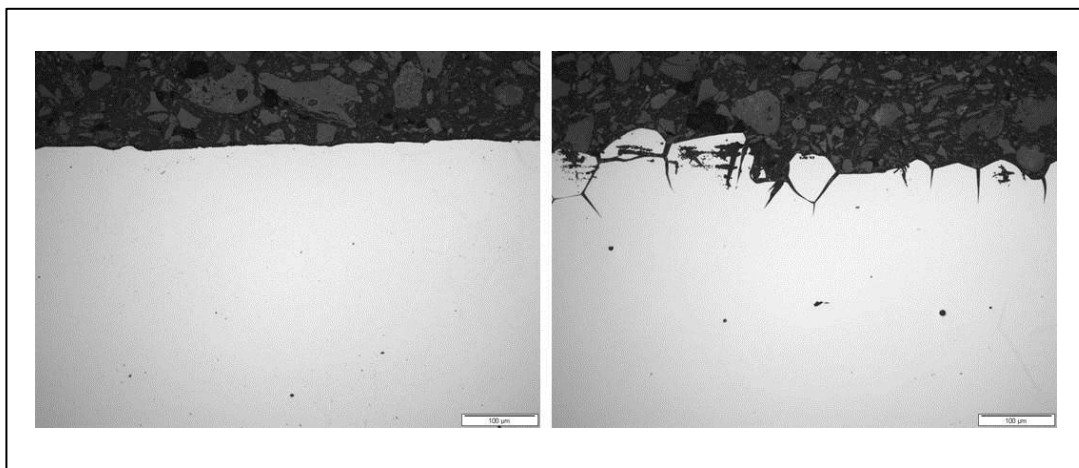


Figure 2- 30 : Examen métallographique d'éprouvettes d'une nuance d'acier, à gauche après environ 1 000 h en milieu nitrique 8M, à droite après environ 1 000 h en milieu nitrique 8M et en présence d'ions oxydants (simulant).

L'optimisation des nuances de ces matériaux connus ou de leur utilisation est en cours, par adaptation des caractéristiques de ces matériaux, tout comme par rétroaction sur les conditions de traitement (ajout après dissolution d'une opération de réduction du Pu(VI) formé par exemple). Le développement de matériaux totalement nouveaux s'inscrit dans la durée compte tenu de l'ensemble des sollicitations à prendre en compte dans ces milieux extrêmes. Les premières étapes se sont traduites par la réalisation d'un état de l'art complet et par l'acquisition de connaissances de base sur les mécanismes de dégradation spécifique (corrosion intergranulaire par exemple).

Deux autres axes font l'objet d'investigations nouvelles :

- la conception d'un suivi corrosimétrique adapté à l'environnement nucléaire, permettant à terme de quantifier la corrosion des équipements en fonctionnement ;
- l'évaluation de moyens de protection appliqués au matériau de l'équipement en fonctionnement, se traduisant par l'augmentation de sa résistance à la corrosion (traitement passivant pendant les inter-campagnes par exemple).

2.1.3. Outils-clés et partenariats dans les recherches menées

Compte tenu du contexte relatif au développement d'un procédé global pour le traitement/recyclage de prochaine génération, le recours à une grille d'analyse du niveau de maturité de la technologie, dénommée communément grille TRL (Technology Readiness Level), s'avère pertinente pour situer les avancées techniques, préciser les outils-clés disponibles et ceux à acquérir, et positionner le rôle des différents acteurs, du monde académique aux partenaires industriels, tout au long du cheminement.

Plusieurs organismes de R&D emploient cette grille pour des développements d'ampleur à vocation d'application industrielle (une norme relative à cette échelle est ainsi entrée en vigueur dans le domaine du développement spatial). Transposée au domaine du nucléaire, ce type d'analyse permet notamment de mieux mesurer l'apport de la simulation de procédé et des différentes plateformes technologiques jusqu'au stade de développement industriel, ainsi que la contribution de chaque acteur de la R&D. Ces différents aspects sont illustrés en annexe 2.1.

2.1.3.1. Apport de la simulation procédé

L'apport de la simulation de procédé dans les opérations de séparation des matières par extraction liquide/liquide a été largement décrite au § 2.1.2.2. Grâce à la qualification et à la flexibilité du code Parex, celui-ci est exploité dès les étapes amont de conception d'un procédé avancé, à partir d'un nouveau système extractant (comme illustré maintes fois dans le domaine de la séparation poussée depuis deux décennies), jusqu'au stade industriel, où il est employé par l'exploitant des ateliers R2/T2, T3 et R4/T4 de La Hague comme aide à la conduite des cycles de purification.

Dans le cadre du multi-recyclage des matières, après complément de la base de données, l'apport de schémas de purification sans recours au redox pour le plutonium a ainsi pu être quantifié en référence au procédé Purex (cf. § 2.1.2.2). Cette simulation a ainsi permis d'économiser le coût et les délais relatifs à de multiples essais pour mettre au point les schémas et les caler par itérations successives en laboratoire inactif, en boîtes-à-gants, puis en chaînes blindées. La démonstration de la faisabilité scientifique d'un nouveau procédé peut être ainsi validée à l'occasion d'un nombre restreint d'essais. Ce gain de flexibilité peut aussi être mis à profit pour préconiser le type d'équipements (choix des contacteurs suivant les cinétiques de transfert par exemple) et les dimensionner (nombre d'étages). Le développement aux échelons TRL 4 à 6 est ainsi significativement allégé, de même que, une fois le code qualifié, le développement industriel et l'exploitation du procédé.

Cette approche est étendue depuis quelques années aux autres opérations du traitement et du recyclage des combustibles, en particulier la dissolution des combustibles, la conversion du plutonium et de l'uranium en oxyde par précipitation/calcination, la vitrification des déchets ultimes, ainsi que le pressage et le frittage des matières en pastilles de combustibles. Ces réalisations concernent à ce stade les échelons TRL 3 à 4, voire l'échelon 5 lorsque que les développements portent sur des optimisations de technologies actuelles. Cette extension est illustrée ci-dessous par les avancées significatives obtenues dans la dissolution des combustibles.

La dissolution d'une pastille de combustible est un phénomène physico-chimique relativement complexe faisant intervenir des mécanismes à différentes échelles. Il s'agit également d'un processus autocatalytique avec des espèces intermédiaires fugaces, difficiles à identifier. Depuis quelques années, des moyens d'investigations implantés en boîtes-à-gants ont permis de suivre in situ les différents processus et de mettre en évidence des mécanismes prépondérants jusque-là non pris en compte. Il en est ainsi du rôle des bulles formées à l'interface, qui permettent le renouvellement des espèces à l'interface, en particulier dans les failles créées au sein du matériau, et qui influent sur la fracturation de la pastille puis de celle des fragments, jusqu'à l'obtention de particules plus réfractaires à l'acide, de par l'absence de bulles à leur surface (cf. Figure 2-31). Ces phénomènes micro- et macroscopiques ont pu être codés et les cinétiques intrinsèques de dissolution d' UO_2 et d' $(\text{U,Pu})\text{O}_2$ déterminées. Cette étape correspondant à l'échelon TRL 3 a été finalisée.

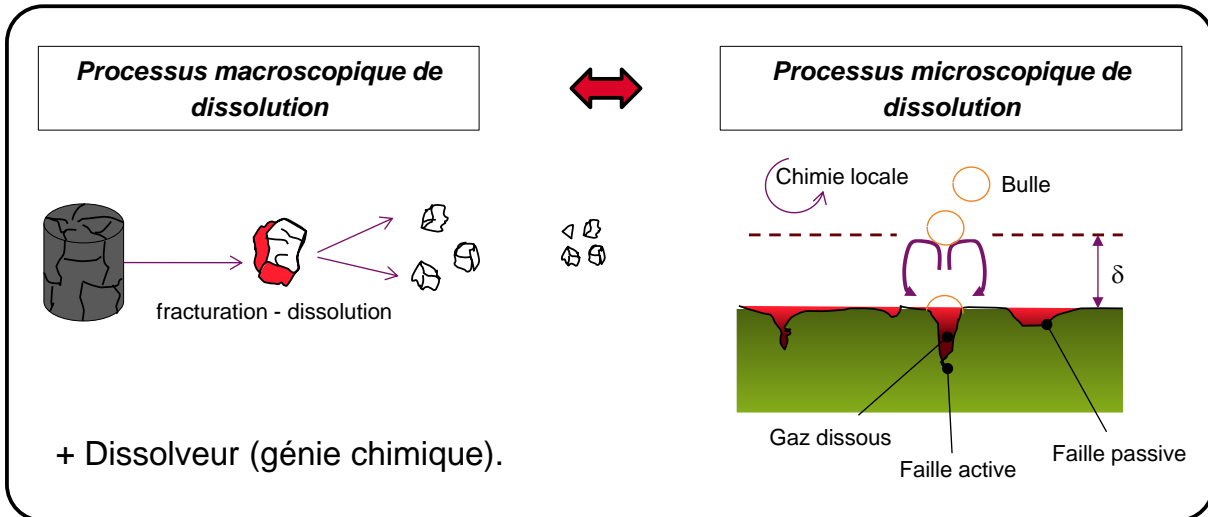


Figure 2- 31 : Illustration des phénomènes pris en compte dans la modélisation de la physico-chimie de dissolution de pastilles de combustibles

L'intégration de ce modèle phénoménologique au sein d'un code de type génie chimique (mécanique des fluides numérique) devrait permettre prochainement de simuler la dissolution de pastilles dans un réacteur (échelon TRL 4). Ces travaux sont actuellement initiés (cf. Figure 2-32), avec la recherche de l'optimum entre précision de la représentation hydrodynamique et temps de calcul après couplage avec le code physico-chimique, pour une simulation du fonctionnement du dissolvant au juste besoin de représentation des phénomènes et de dimensionnement du réacteur.

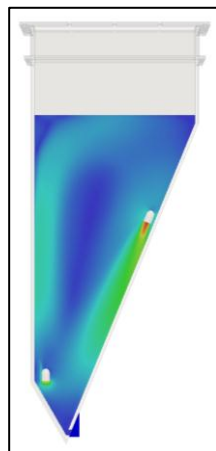


Figure 2- 32 : Simulation de l'écoulement monophasique dans un réacteur de dissolution de résidus plutonifères : contours de vitesses simulés avec OpenFOAM® (code de mécanique des fluides numérique « open source », permettant la mise en œuvre de simulations hautement parallèles).

En cohérence avec une approche moderne de la modélisation/simulation de procédé, cette démarche de couplage de la physico-chimie et de la mécanique des fluides numérique ou des codes de thermique prévaut également dans les autres étapes de procédé déjà évoquées : séparation liquide/liquide (dans la continuité) et solide/liquide, conversion, vitrification,

2.1.3.2. Apport des plateformes technologiques de recherche et développement

Plusieurs plateformes technologiques de la Direction de l'Énergie Nucléaire (DEN) du CEA contribuent actuellement à l'avancée des recherches sur le multi-recyclage des matières. Les principales mobilisées sont :

- la plateforme G1 à Marcoule avec notamment le Hall Essais Cycle dédié principalement à la conception et au développement des technologies du cœur du procédé de traitement ;
- la plateforme de Conditionnement des Déchets à Marcoule englobant 2500 m² de hall d'essais et 800 m² de laboratoires ;
- les plateformes d'essais relatives à l'étude du comportement des matériaux dans leur environnement à Saclay.

Ces plateformes qui manipulent des éléments simulants des transuraniens, et de l'uranium (cas de G1), sont en interaction avec l'installation Atalante pour valider à l'échelle d'essais en boîtes-à-gants ou en chaînes blindées, le potentiel de certaines de ces solutions technologiques lorsqu'appliquées aux actinides et aux produits de fission. Ce lien à établir entre les systèmes chimiques simulés, mis en œuvre à l'échelle de la maquette ou du prototype de laboratoire, et les systèmes chimiques réels manipulés en enceinte de confinement à échelle réduite, est essentiel et contribue au franchissement des échelons TRL 4 et 5 puis à la justification du passage à l'échelon 6 relatif au prototype industriel.

La pertinence de ce cheminement est illustrée dans le cadre du développement du procédé de digestion du plutonium des résidus de dissolution primaire dans le contexte du projet d'atelier TCP à La Hague. Les essais de digestion sur une variété de résidus plutonifères (issus de MOX particuliers par exemple) sont réalisés en chaînes blindées dans Atalante pour vérifier les rendements de mise en solution du plutonium (aussi proche que possible de 100%). Le réacteur utilisé, optimisé pour les essais sur matières réelles, est ensuite instrumenté (pose d'un hublot pour mesures optiques) afin de suivre l'hydrodynamique de ce milieu triphasique (acide nitrique, particules de résidus simulés, bulles de gaz) sur la plateforme G1. Cette plateforme procède en parallèle à des mesures similaires sur une maquette (échelle 1/10^{ème}) représentative du réacteur en cours de qualification pour l'atelier TCP. Ces différentes échelles sont représentées Figure 2- 33.

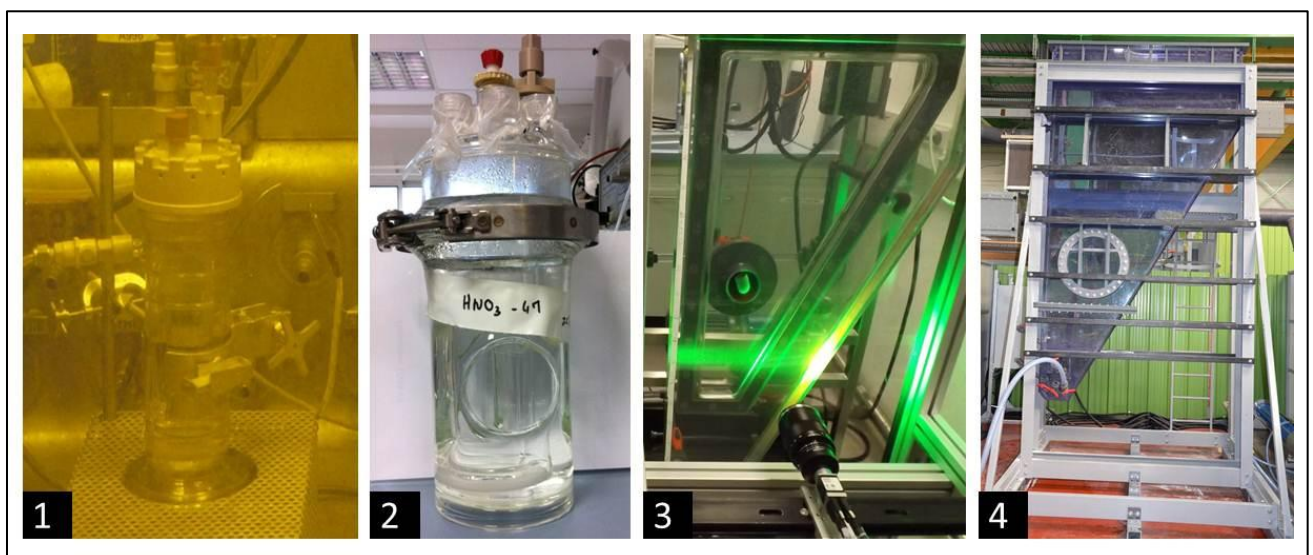


Figure 2- 33 : (1) digesteur C11/C12 0,3 L (Atalante) - (2) digesteur 0,3 L avec hublot pour mesures optiques (G1) (mesures optiques) - (3) maquette réduite instrumentée, échelle 1/10^{ème} (G1) - (4) prototype HRB échelle 1 (Hall de Recherche Beaumont-Hague d'AREVA). (©AREVA)

Au-delà du lien entre systèmes chimiques réels mobilisés de manière ciblée et systèmes simulés autorisant des développements plus paramétriques et systématiques, la plateforme technologique répond à plusieurs objectifs-clés indispensables :

- appréhender dès la réalisation d'essais de faisabilité en laboratoire les paramètres technologiques pertinents pour la conception et le dimensionnement des technologies, grâce à un premier stade de modélisation/simulation, consolidé par des mesures sur maquettes de laboratoire (échelon TRL 4) ;
- itérer entre le développement des modèles et leur qualification, en recourant à des échelles intermédiaires où les équipements peuvent être instrumentés et les essais paramétriques réalisés avec flexibilité (échelon TRL 5) ;
- contribuer partiellement ou quasi-totalement au dimensionnement de l'équipement à l'échelle 1 et à son optimisation, à partir de modèles qualifiés (échelons TRL 5 à 6) ;
- s'assurer de la relative représentativité des systèmes chimiques simulants utilisés à échelle représentative (échelons TRL 5) pour fiabiliser la phase de qualification, la mise en service actif, voire l'exploitation industrielle ultérieure (échelons TRL 7 à 9).

Une démarche équivalente a été menée pour le développement des systèmes de séparation, lors du démarrage des derniers ateliers de La Hague (Atelier de purification et de conversion du plutonium R4 notamment) et se poursuit en amont du développement de nouveaux procédés de séparation adaptés au flux du multi-recyclage des matières. Une nuance par rapport à l'exemple précédent est la possibilité de recourir à des technologies de contacteurs continus (colonnes pulsées) à échelle réduite en haute activité dans la Chaîne Blindée Procédé d'Atalante, après optimisation des paramètres de fonctionnement en hall d'essais G1 à échelle identique (cf. Figure 2-34). Dans le cas précis, cette échelle intermédiaire, utilisée sur système chimique réel, est extrapolable et permet un dimensionnement à l'échelle 1, avec des phases de développement sur équipements prototypes accélérées et mieux ciblées.

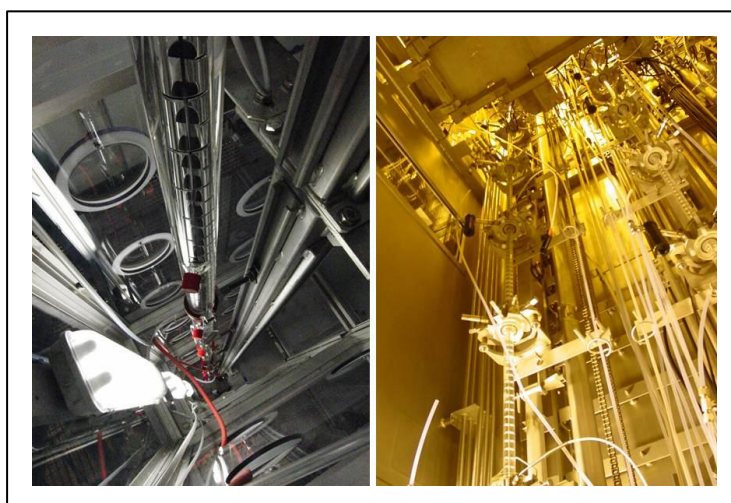


Figure 2- 34 : colonnes pulsées ϕ 25 mm et $h = 4$ m employées à échelle extrapolable en inactif ou en uranium (hall HEC dans G1 à gauche) et en haute activité (chaîne blindée procédé CBP dans Atalante à droite).

Il en est de même pour l'adaptation du procédé de vitrification au flux de traitement des combustibles RNR et pour l'évaluation de technologies innovantes de traitement de certains déchets spécifiques des combustibles RNR (carbure de bore par exemple).

2.1.3.3. Partenariats académiques et industriels

Le déploiement du multi-recyclage des matières par paliers s'étageant sur plusieurs décennies, le procédé et les technologies évolueront, ou bien par adaptation et optimisation des technologies existantes, ou bien par sauts d'innovation avec de réelles ruptures technologiques.

L'ensemble des échelons TRL étant concerné, le CEA a établi des partenariats avec :

- le monde académique dans le domaine de la recherche de base et du développement technologique amont ou sur les approches innovantes ;
- les acteurs industriels pour mettre en application les développements menés au CEA et/ou en partenariat avec les équipes R&D ou l'ingénierie de ces partenaires ;
- des instituts de recherche à l'international pour confronter les approches dans le cadre de collaborations structurées en bilatéral ou en réseaux plus larges.

Sur les recherches amont ou de base (échelons TRL 1 à 2), le dynamisme de la communauté des radiochimistes rassemblés jusqu'en 2011 au sein de Groupements de Recherches (Paris pour Physicochimie des actinides et autres éléments radioactifs aux interfaces et en solution, Matinex pour Matériaux innovants en conditions extrêmes,...) du programme Pacen (Programme sur l'aval du cycle et la production d'énergie nucléaire) a contribué à initier et à faire fructifier de nombreuses réalisations : extension et développement des modèles, évaluation de nouveaux systèmes extractants, conception et données de base sur de nouveaux matériaux pour les combustibles ou pour le confinement des déchets,... Depuis 2012, une partie de cette communauté a intégré le projet Needs (Nucléaire, énergie, environnement, déchets et société) au travers de deux thématiques :

- les matériaux pour l'énergie nucléaire en soutien au développement de matériaux pour les réacteurs de Génération IV, principalement les RNR, des combustibles aux matériaux de structure ;
- le traitement et le conditionnement des déchets radioactifs au travers du développement de méthodes innovantes dans ce domaine avec un double volet procédé et matériau.

Des appels à projets blancs permettent en sus de soutenir quelques collaborations plus centrées sur la radiochimie, notamment relatives à la physico-chimie du plutonium dans divers milieux.

Des projets ANR (Agence nationale de la recherche) ont également permis de maintenir ou élargir des liens entre équipes (CNRS, universités, CEA), tel l'exemple du projet Comp-Act (Composés d'Actinides, 2008-2012) relatif à la synthèse de précurseurs d'oxydes mixtes d'actinides et à la dissolution de matériaux d'actinides, donc directement lié à la thématique du recyclage des matières.

Le CEA Marcoule accueillant une grande part de la R&D sur le traitement et le recyclage des matières, la construction de l'Institut de chimie séparative de Marcoule en 2007 et l'arrivée des premiers chercheurs en 2008 a été un catalyseur dans l'établissement de liens étroits avec les partenaires académiques (CNRS, Université de Montpellier) sur des recherches innovantes et/ou plus en rupture dans le domaine de la chimie et de la physico-chimie au service des procédés (dissolution, séparation, fabrication) et des matériaux du nucléaire du futur. Par ailleurs, l'accès à Atalante offre la possibilité aux chercheurs de cet institut de confronter leurs approches en rupture à la spécificité de la physico-chimie et de la manipulation du plutonium.

A l'international, un réseau européen auquel participe activement le CEA fédère depuis plusieurs années les principaux laboratoires nucléaires européens autour de la science des actinides (réseau Actinet-13 puis Talisman ou Transnational Access to Large Infrastructures for the Safe Management of Actinides). Cette initiative permet de confronter les approches et de faciliter les échanges en promouvant l'accès à une douzaine de laboratoires acteurs au sein de l'Europe, dont Atalante qui a accueilli à cette occasion 12 projets en 5 ans.

Plus spécifiquement dans le domaine de la séparation des actinides, le projet collaboratif Sacsess (Safety of Actinide Separation processes) anime vingt-six partenaires à l'échelle européenne sur plusieurs sujets de R&D relatifs aux procédés hydrométallurgiques et pyrométallurgiques. Ce projet, plus particulièrement orienté sur la sûreté des procédés depuis son lancement, est la continuité des projets Partnew, Europart, Acsept des précédents programmes cadres (ou Framework Program) de l'union européenne. Bien que centrées sur la séparation des actinides mineurs, les thématiques restent transposables aux actinides majeurs.

Un équivalent dans le domaine du traitement/recyclage de combustibles alternatifs aux oxydes mixtes est représenté par le projet intégré Asgard (Advanced fuels for Generation IV Reactors : Reprocessing and Dissolution), avec un focus particulier sur les recherches menées dans le traitement et la fabrication de ces matériaux. Des recherches sur des combustibles carbure, nitrure ou des phases plus exotiques, sont notamment menées fédérant 14 laboratoires. Il convient de noter la participation de trois acteurs industriels, dont AREVA.

Ces projets permettent de pérenniser les compétences autour de la chimie des actinides dans la durée et d'élargir les connaissances et les approches pour l'aval du cycle électronucléaire de prochaine génération, mais aussi de se confronter à d'autres développements à potentialités plus lointaines (traitement pyrochimique associé à des combustibles métalliques par exemple).

A l'autre extrémité de l'échelle TRL (échelons TRL 6 à 9), le principal partenaire de R&D est AREVA. Lorsque des applications identifiées amènent à une phase de développement industriel, les équipes CEA travaillent en partenariat avec l'ingénierie procédé (AREVA E&P), comme l'illustrent par exemple les réalisations actuelles autour du projet du nouvel atelier de tête TCP à l'usine de La Hague. Cet atelier dédié notamment au traitement des combustibles MOX REL et RNR, préfigure la tête de traitement d'une usine purement dédiée au multi-recyclage des matières.

Il convient de préciser qu'AREVA soutient également financièrement les actions de R&D aux échelons TRL intermédiaires, compte tenu de potentielles retombées des recherches pour des applications à plus court terme, y compris des optimisations dans les usines actuelles.

2.1.4. Conclusion

Les recherches dédiées au multi-recyclage du plutonium se sont structurées depuis 2012 autour d'orientations et d'objectifs concrets, définis en cohérence avec un déploiement par paliers de réacteurs RNR (avec des REL) et une évolution progressive des installations du cycle dimensionnées en conséquence. Le contenu de ce programme de R&D s'est également attaché à tirer les enseignements les plus complets de l'expérience antérieure sur le traitement des combustibles Rapsodie et Phénix dans les installations pilotes successives exploitées entre 1969 et 1994. Il en est de même pour les adaptations identifiées dans la fabrication des combustibles RNR, à partir des retours sur la fabrication des pastilles, aiguilles et assemblages des combustibles Rapsodie, Phénix et Superphénix.

Les résultats acquis ces dernières années se sont attachés à répondre d'abord au besoin d'adaptation du procédé et des technologies à traiter des flux de matières plus concentrés en plutonium, pour anticiper le traitement des MOX REL. Ces combustibles qui concentrent le plutonium produit par l'actuelle génération de réacteurs permettront d'alimenter les premiers cœurs des premiers RNR établis. Le multi-recyclage des matières dans un parc de réacteurs majoritairement RNR intervient à plus long terme, mais requiert dès à présent l'identification de solutions innovantes de manière à proposer, le temps venu, un procédé et des technologies robustes répondant aux exigences de sûreté, de compétitivité, d'acceptabilité et d'impact environnemental minime, ce qui ne pourra que renforcer les gains déjà identifiés dans cette évolution vers un cycle totalement fermé.

Deux échéances intermédiaires sollicitent les avancées à atteindre dans les prochaines années : d'une part, la concrétisation du cycle des combustibles d'Astrid, avec les installations associées pour illustrer les gains d'une gestion économe des matières grâce au multi-recyclage, d'autre part, la mise en service de l'atelier AREVA de traitement des combustibles particuliers (TCP), préfigurant les capacités industrielles de traitement de combustibles MOX REL et RNR et exigeant des adaptations significatives pour la gestion de matières plus riches en plutonium.

Les développements relatifs à ces deux échéances ont conduit à des avancées significatives depuis quatre ans, conjointement à l'entrée en phase d'avant-projet de l'atelier TCP et de l'Atelier de fabrication des cœurs d'Astrid (AFC) :

- la faisabilité démontrée en laboratoire d'adjoindre, à la dissolution des combustibles, des opérations complémentaires de récupération du plutonium résiduel des déchets de structure, ouvre une voie d'optimisation dans le traitement de certains combustibles concentrés en plutonium et plus réfractaires à l'acide nitrique ;
- les résultats récents sur de nouveaux systèmes extractants permettent d'entrevoir des simplifications significatives dans les cycles de purification des matières par extraction liquide/liquide ;
- les limites des technologies actuelles ont été cernées pour la conversion des matières en oxyde avec des flux accrus de plutonium accompagné d'uranium, orientant les recherches sur l'exploration de nouveaux principes ;
- l'exigence de simplifier les étapes de fabrication des combustibles RNR et la prise en compte de l'isotopie du plutonium des combustibles MOX usés, a conduit à initier le développement de voies d'adaptation du procédé de référence ;
- dans la conception même des installations du cycle pour les prochaines générations, les premières étapes de conception d'un pilotage innovant du procédé pour une meilleure intégration de l'ensemble des opérations ont été abordées avec les premières conceptions et mises au point de capteurs innovants pour la mesure en ligne ;
- enfin, des évaluations expérimentales préliminaires ont conduit à identifier des options nouvelles de gestion des déchets et effluents prenant en compte certaines spécificités fortes des déchets issus des combustibles RNR, ainsi qu'à orienter les recherches dans le domaine des matériaux pour les équipements et de contourner ainsi les limitations que présenteraient les matériaux actuels compte tenu des évolutions à venir du procédé.

Les études détaillées sur ces deux projets TCP et AFC amèneront à consolider les données, les modèles et à qualifier les technologies et les matériaux pour les étapes du procédé qu'il convient d'adapter ou d'optimiser pour assurer le traitement des MOX REL et RNR et progresser vers le multi-recyclage des matières. Une démarche TRL a ainsi été mise en place et permet de situer le niveau de développement et de qualification technologique de chacune des étapes élémentaires des procédés de traitement-recyclage de ces combustibles. Ce classement prend en compte le degré de maturité industrielle des procédés mis en œuvre actuellement ou par le passé ainsi que leur retour d'expérience, le besoin éventuel de faire évoluer ou d'adapter certaines étapes de ces procédés, voire la nécessité d'introduire des opérations complémentaires nouvelles et spécifiques. Ces développements se situent actuellement sur une échelle de 3 à 5 selon les opérations de procédés considérées et pour les plus élevées font déjà l'objet de qualifications en partenariat industriel (TRL6) comme par exemple dans le cadre du projet TCP.

2.2. RECHERCHES SUR LA SEPARATION ET LA TRANSMUTATION DES ACTINIDES MINEURS

2.2.1. Enjeux et objectifs de la R&D sur la séparation et la transmutation des actinides mineurs

La loi du 28 juin 2006 a retenu le stockage en couche géologique profonde, avec une exigence de réversibilité pour une durée d'au moins un siècle, comme solution de référence pour les déchets de haute activité (HA) et de moyenne activité à vie longue (MA-VL). Elle a aussi confirmé l'intérêt des recherches sur l'entreposage et la séparation-transmutation, en soulignant leur complémentarité. Elle a ainsi confié au CEA la poursuite des études sur la séparation-transmutation dans une dynamique de progrès sur la gestion des déchets radioactifs.

La transmutation ne supprime pas le besoin d'un stockage géologique qui représente la solution définitive pour gérer de manière durable les déchets radioactifs ultimes de haute et moyenne activité à vie longue dont il est impossible d'envisager la suppression totale. La transmutation doit ainsi être perçue comme une piste d'optimisation de la gestion de ces déchets.

Rappelons tout d'abord que le passage en réacteur des combustibles à base d'oxyde d'uranium (UOX) ou d'un mélange d'oxydes d'uranium et de plutonium (MOX) entraîne une évolution de leur composition chimique et isotopique du fait des différentes réactions de fission et de capture neutronique. Les premières réactions produisent les produits de fission, éléments radioactifs essentiellement émetteurs de rayonnements bêta et gamma et répartis en deux familles centrées autour des éléments de masse 100 et 140 (famille des lanthanides). Quant aux réactions de capture neutronique de l'uranium et du plutonium, elles produisent majoritairement les éléments actinides : neptunium, américium et curium dits "actinides mineurs".

Les actinides mineurs n'étant pas mobiles dans le concept de stockage dans l'argile retenu en France, ces derniers étant quasi totalement confinés en champ proche, ils ne contribuent pas aux doses radiologiques à l'exutoire (en scénario d'évolution normale ou altérée). En revanche, le plutonium ayant été extrait, ils représentent la composante majoritaire de l'inventaire de radiotoxicité intrinsèque des déchets ultimes à moyen et long termes (figure 2-35)³³, ainsi que la source principale de leur puissance thermique dans les premiers siècles de leur désactivation progressive.

Les éléments cibles de la stratégie de séparation-transmutation sont donc a priori les actinides mineurs Np, Am, Cm, dans la mesure où une politique de recyclage voire multi-recyclage du plutonium est préalablement mise en œuvre. Il convient également de rappeler que la transmutation des produits de fission à vie longue n'est pas techniquement possible.

Afin de comparer les différentes options de séparation-transmutation, des études de scénarios ont été réalisées en calculant l'impact des scénarios sur la gestion ultime des déchets en prenant en considération différents critères tels que : le volume de déchets, l'inventaire de radiotoxicité, l'impact radiologique du stockage et la puissance thermique des déchets. En ce qui concerne ce dernier critère, les calculs de puissance thermique résiduelle de colis de haute activité contenant les déchets ultimes des opérations de retraitement des combustibles UOX et MOX indiquent qu'au-delà de 100-120 ans, la puissance thermique résiduelle du colis HA provient essentiellement de l'isotope ²⁴¹Am de 433 ans de période radioactive. Les principaux contributeurs à la composante thermique à court terme sont les produits de fission ¹³⁷Cs et ⁹⁰Sr d'une période de l'ordre de 30 ans et le ²⁴⁴Cm d'une période de 18 ans. Ainsi, en envisageant la mise en place préalable d'une durée d'entreposage suffisante avant stockage pour diminuer la contribution thermique à court terme des éléments Cs, Sr et Cm, la transmutation de l'américium permettrait de fortement réduire la composante thermique à moyen et long terme des colis de déchets et donc l'emprise au sol du site de stockage. Selon des évaluations menées avec l'Andra (et rapportées dans le dossier remis par le CEA au Gouvernement en décembre 2012), la transmutation de l'américium couplée à une période

³³ après trois siècles, près de 99 % de la radiotoxicité résiduelle des déchets vitrifiés actuellement produits est due à la présence d'américium, de curium et de leurs descendants

d'entreposage thermique de 120 ans permettrait de diminuer d'un facteur de l'ordre de 7,5 l'emprise de la zone de stockage HA et d'un facteur voisin de 3 l'emprise du site de stockage toutes catégories de déchets confondus.

Parmi les actinides Np, Am et Cm, l'américium est donc la cible considérée prioritairement dans les scénarios de séparation-transmutation ; c'est une conséquence claire du rapport mentionné ci-dessus : la transmutation de l'américium est susceptible d'apporter des gains notablement plus importants que celle des autres actinides mineurs, tout en évitant les contraintes très lourdes liées à la gestion d'éléments tels que le curium. L'ensemble des études relatives à la séparation et à la transmutation des actinides mineurs, menées depuis 2012, et rapportées ci-après, ne s'intéressent qu'au seul américium.

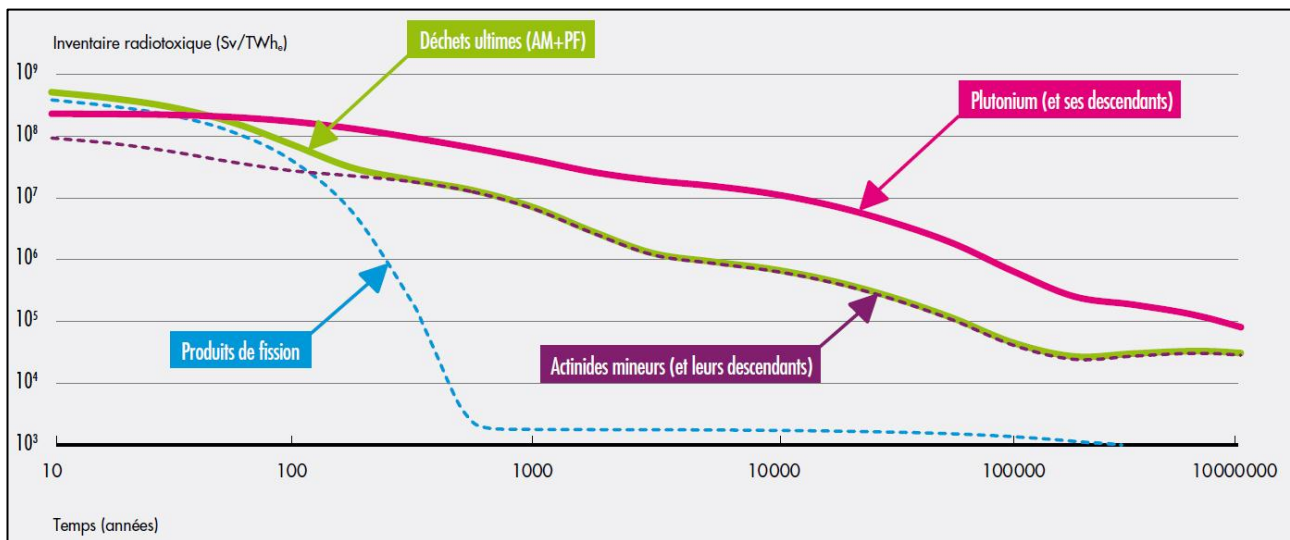


Figure 2- 35 : Evolution dans le temps de l'inventaire de radiotoxicité par ingestion des différents composants d'un combustible usé (UOX 45 GWj/t)

Recycler l'américium (le principe restant applicable à l'ensemble des actinides mineurs) consiste à l'extraire sélectivement des combustibles usés, pour ensuite le transmuter dans des réacteurs à neutrons rapides (c'est-à-dire le fissionner pour obtenir des éléments à durée de vie plus courte, ce qui ne peut être efficacement réalisé que dans des réacteurs à flux de neutrons rapides).

Plusieurs options peuvent être envisagées pour cette séparation-transmutation (figure 2-36) :

- la transmutation en mode homogène : l'américium (ou de manière plus générale, les actinides mineurs) est recyclé en le « diluant » dans le combustible des réacteurs électrogènes (cela conduit à une teneur de l'ordre du % en masse d'atome lourd) ;
- la transmutation en mode hétérogène : l'américium est recyclé dans les réacteurs électrogènes, sous une forme plus concentrée dans un nombre limité de « combustibles dédiés » ; une option particulièrement intéressante semble être le recyclage sous la forme de « couvertures » d'uranium chargées en américium – CCAM³⁴ - (à une teneur de l'ordre de 10 % pour un parc essentiellement constitué de RNR) placées en périphérie du cœur ;
- la transmutation en « système dédié », dans une « strate dédiée » du parc ; c'est l'option de la transmutation dans les systèmes pilotés par accélérateurs (ADS), qui gèreraient l'américium ou de manière plus générale les actinides mineurs de façon découplée du cycle de gestion de l'uranium et du plutonium.

³⁴ On parle de concept CCAM pour Couverture Chargée en Actinides Mineurs et de CCAM pour Couverture Chargée en Américium

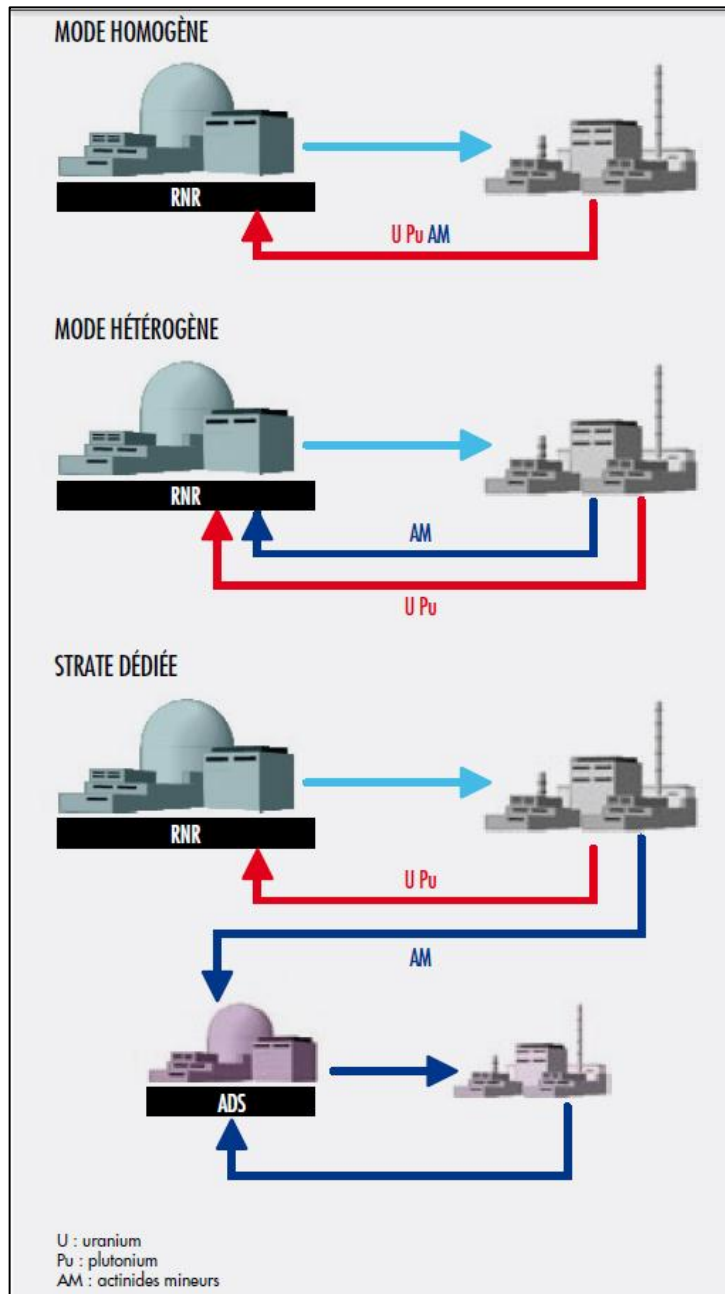


Figure 2- 36 : Différentes options de transmutation des actinides mineurs

2.2.2. Avancées techniques sur la séparation des actinides mineurs

Depuis la loi de 1991, de nombreuses études ont été réalisées sur la séparation des actinides mineurs. Ces études, menées principalement par le CEA, portent pour l'essentiel sur les procédés hydrométallurgiques, parfaitement bien adaptés à une séparation spécifique de l'américium, et dans une moindre mesure et dans un cadre beaucoup plus prospectif, et très largement collaboratif sur les procédés pyrochimiques.

2.2.2.1. Les procédés hydrométallurgiques

Contexte et enjeux : priorité au procédé EXAm

De nombreux résultats ont été obtenus depuis les années 90 sur les procédés de séparation des actinides mineurs par voie hydrométallurgique :

- la première voie étudiée a consisté à adapter le procédé Purex (actuellement utilisé industriellement pour séparer l'uranium et le plutonium des combustibles usés) pour lui permettre de réaliser la séparation du neptunium. La séparation de l'américium et du curium est obtenue dans une seconde étape de séparation sélective de ces actinides, appelée procédé SANEX (extraction sélective des actinides mineurs). Cette option est dénommée la séparation séquentielle des actinides ;
- l'accroissement des connaissances dans le domaine de la chimie extractive des actinides ainsi que les moyens de recherche mis en œuvre ont permis de définir, synthétiser et tester de nouvelles molécules extractantes et complexantes. Il a ainsi été possible de compléter le catalogue des procédés hydrométallurgiques en définissant des schémas permettant de récupérer en bloc le plutonium et l'ensemble des actinides mineurs, par un procédé appelé GANEX (extraction groupée des actinides). Cette option est dénommée séparation groupée des actinides mineurs ;
- plus récemment, en lien avec la stratégie privilégiant la transmutation de l'américium seul, un procédé de séparation spécifique de l'américium, à partir d'un raffinat³⁵ d'extraction provenant du procédé Purex, a été développé. C'est le procédé EXAm (extraction de l'américium). Cette option est dénommée séparation spécifique de l'américium.

Ces trois scénarios de séparation des actinides sont rappelés schématiquement sur la Figure 2- 37.

³⁵ Solution contenant les résidus de l'extraction de l'uranium et du plutonium par le procédé Purex, contenant les produits de fission et les actinides mineurs et actuellement destinés à la vitrification.

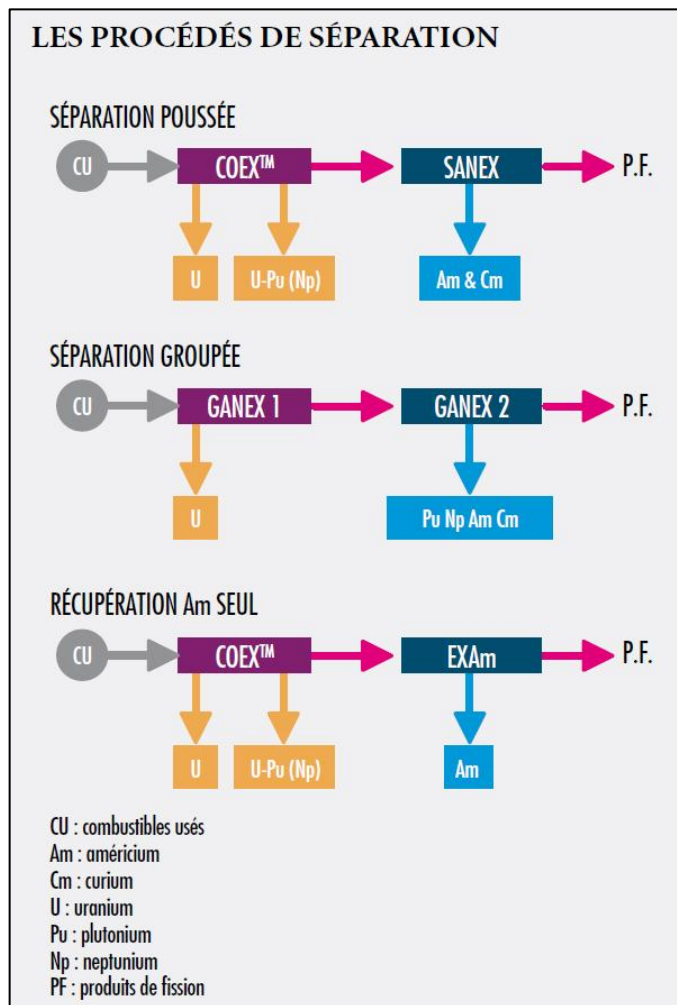


Figure 2- 37 : Différentes options de séparation des actinides mineurs

Ces procédés ont été expérimentés, sur échantillons réels de combustible usé, dans l'installation Atalante du CEA, où a été implantée la réplique à l'échelle laboratoire de ce que serait un atelier industriel mettant en œuvre ces procédés. Les essais menés ont permis d'apporter la démonstration de performance de ces concepts pour la récupération effective des éléments d'intérêt, avec des facteurs de séparation élevés, et ce pour les trois options citées plus haut. A l'issue de l'année 2012, on disposait ainsi de procédés éprouvés à l'échelle du laboratoire, sur des échantillons réels de combustibles nucléaires usés et dans des conditions représentatives de l'échelle industrielle.

Depuis 2012, priorité ayant été donnée à l'objectif de séparation de l'américium seul, couplé à une transmutation en mode hétérogène, les études se sont principalement focalisées sur le développement du procédé EXAm.

Pour ce faire, le CEA s'est engagé dans la réalisation d'une expérimentation dénommée "expérience intégrale" dont l'objectif est la démonstration intégrale de recyclage de l'américium allant de la dissolution d'un combustible usé jusqu'à l'élaboration de pastilles de combustibles chargées en américium (U,Am)O₂ en vue de leur irradiation en réacteur expérimental. La mise en œuvre de l'ensemble des étapes de séparation, conversion et fabrication associées, constitue la finalité des études de séparation menées dans le cadre de la loi de 2006.

Cette expérience intégrale comprend les étapes suivantes :

- un essai d'extraction à partir d'une solution de dissolution d'environ 4 kg de combustible irradié, pour la séparation préalable de U, Pu et Np ; le principe de cette extraction repose également sur la production d'un flux de Pu accompagné d'U (absence de Pu seul dans toute étape du procédé) ;
- un essai de récupération sélective de l'américium par le procédé EXAm à partir du raffinat de haute activité précédent, ayant subi une étape complémentaire de concentration ;

- un essai de co-conversion par voie oxalique à partir de la solution d'américium produite par EXAm et d'une solution d'uranium. L'objectif de cette étape est d'aboutir à un précurseur solide (U,Am)O₂ constituant la matière de base destinée à la mise en forme finale des pastilles de combustibles ;
- une fabrication de pastilles à partir du précurseur solide (U,Am)O₂.

Compte tenu de la masse et des caractéristiques du combustible utilisé traité (4 kilogrammes), la masse d'américium potentiellement récupérable est de quelques grammes. En évaluant les pertes de matière liées à l'enchaînement des étapes nécessaires au traitement de l'américium récupéré, et en considérant par ailleurs le besoin de disposer de quelques pastilles pour le contrôle de fabrication et l'archivage physique, ceci aboutirait à la production d'environ 20 grammes de poudre à 15 %³⁶ d'Am et donc potentiellement à la fabrication de 5 à 10 pastilles d'(U,Am)O₂.

Cette expérience intégrale constituera un aboutissement des études de séparation menées entre 2007 et 2012, en réponse à la loi du 28 juin 2006. Elle entre dans le cadre du programme de simplification du procédé dans la mesure où des flux moindres et des appareils plus compacts seraient ainsi mis en œuvre du fait du traitement d'une solution concentrée. L'expérience contribuera en outre à la consolidation du procédé EXAm puisqu'il y aura un enchaînement de l'ensemble des étapes, depuis la dissolution jusqu'à la fabrication de pastilles, puis l'irradiation ; en particulier, la co-conversion sera réalisée sur le flux réel issu de la séparation, après un traitement de concentration qui permettra d'atteindre la concentration d'Am requise pour le procédé de co-conversion oxalique.

Le procédé EXAm dont le schéma de principe est rappelé dans l'encadré ci-dessous, a été validé en 2010 en traitant environ 3 litres d'une solution de produits de fission issue de la mise en œuvre du procédé Purex, à l'échelle du laboratoire, sur des échantillons de combustibles usés. Cet essai a permis de récupérer de l'ordre de 99 % de l'américium présent dans la solution d'alimentation, avec un taux de purification de l'Am récupéré vis-à-vis du Cm supérieur à 500. Cet essai a également permis de démontrer le bon comportement hydraulique à toutes les étapes du procédé, et la capacité à piloter efficacement le procédé grâce à l'utilisation de mesures en ligne dans les principaux flux du procédé.

Ce test a ainsi permis de valider pour la toute première fois le concept de ce procédé et sa faisabilité de mise en œuvre à l'échelle laboratoire en atteignant les performances visées. Cependant, ce procédé très sensible, nécessite le contrôle de la concentration du complexant TEDGA dans les étapes d'extraction-lavage ce qui conditionne fortement le taux de récupération de l'américium et son facteur de décontamination vis-à-vis du curium.

La preuve du concept ayant été ainsi apportée, les études ont été poursuivies pour améliorer le procédé d'une part et progresser dans son échelle de maturité d'autre part. Les axes de recherche retenus ont ainsi essentiellement porté sur la réduction des quantités d'effluents secondaires produits, et sur la recherche de progrès dans la compacité du procédé. La solution proposée pour ce dernier aspect consiste à concentrer la solution d'alimentation chargée en américium, en amont du procédé de séparation sélective de l'américium EXAm. C'est ce qu'on appellera plus loin le procédé EXAm « concentré ».

³⁶ Une valeur de 15% en Am est retenue pour cette irradiation car jugée enveloppe de la teneur envisagée pour la filière, 10% en masse d'Am, qui correspond au cas d'un parc 100% RNR et de cœurs disposant d'une seule couronne d'assemblages CCAm en périphérie. Par ailleurs, la valeur de 15% est cohérente avec les nombreuses données déjà obtenues à cette même teneur pour la fabrication et l'irradiation des charges Marios, Diamino et Marine, elle facilitera la comparaison des résultats, ainsi que la conception et la démonstration de sûreté de l'expérience dans le réacteur expérimental américain ATR (DOE/INL).

Schéma de principe du procédé EXAm testé en 2010 (figure 2-38)

Le procédé EXAM consiste à effectuer au sein d'un même cycle d'extraction :

- la séparation des actinides mineurs des produits de fission, et en particulier des lanthanides (on retrouve ici le concept générique : coextraction An et Ln, suivie de la dés extraction sélective des An) ;
- la séparation de l'américium du curium, en empêchant dès la première étape l'extraction de ce dernier par l'adjonction d'un complexant sélectif en phase aqueuse, la molécule TEDGA (Am est donc le seul élément actinide extrait avec les lanthanides, dont il sera séparé ensuite ; c'est là que réside l'originalité du concept EXAm) ;
- La séparation de quelques produits de fission au comportement singulier (tels que Ru et Mo), extraits avec Am et qui doivent faire l'objet d'une étape de dés extraction spécifique.

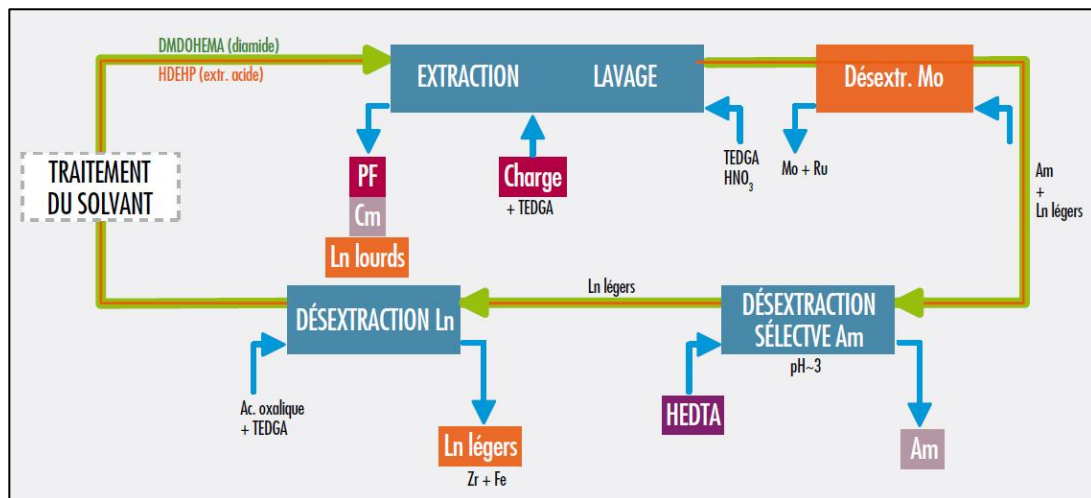


Figure 2- 38 : Schéma simplifié du procédé EXAm

Développement et qualification du procédé EXAm « concentré »

Comme indiqué précédemment, afin de rendre le procédé EXAm adapté à une opération industrielle, il convient de limiter les flux de matières et d'effluents. Cette adaptation du schéma EXAm vers un schéma EXAm concentré, capable de traiter des raffinats Purex concentrés, a nécessité des études et recherches complémentaires qui se sont déroulées en plusieurs étapes successives. Les gains de concentration envisagés au début de ces études étaient de l'ordre de 5. Des gains supérieurs ne paraissent pas atteignables compte tenu de limites physiques ou chimiques qui seraient alors atteintes pour ce type de procédé. Il est important de rappeler à ce stade que par rapport au procédé Purex les concentrations des espèces à extraire sont de 3 ordres de grandeur inférieurs (si on se réfère à l'uranium) pour à peu près les mêmes volumes de solution manipulés. Tout gain en concentration se traduira par une compacité accrue du procédé et de ses équipements constituant un facteur de progrès dans une logique d'opérabilité industrielle.

L'augmentation de la concentration de la solution chargée en Am issue du Purex entraîne nécessairement l'augmentation de la concentration du complexant TEDGA en phase aqueuse. L'impact de cette augmentation et de ses effets doit alors être étudié de près. Il s'agit d'étudier tout d'abord l'effet de cette augmentation sur les performances d'extraction sélective de l'américium (taux de récupération, sélectivité). L'extraction en phase organique du complexant TEDGA introduit dans la solution d'alimentation pour complexer le Cm est faible, mais devient toutefois significative en plus forte quantité. Il s'agit donc de mesurer dans un second temps l'impact potentiel du TEDGA extrait sur les opérations aval de « lavage molybdène » et de « dés extraction américium ». Enfin, les conséquences de l'augmentation des

concentrations des cations dans la charge d'entrée et donc dans la phase organique, entraînent via les mécanismes d'extraction sollicités (solvatation à forte acidité ou échange cationique) des échanges accrus de protons dans le procédé qui peuvent perturber la stabilité du pH dans certaines opérations aval essentielles à l'obtention des performances.

Les recherches ainsi menées ont consisté en l'acquisition de données nécessaires à l'amélioration des modèles, en la validation successive des étapes clés du procédé lors de tests effectués sur des solutions simulées inactives et enfin en la réalisation d'un essai représentatif sur solution réelle du schéma complet dont le fonctionnement a préalablement été validé sur des solutions représentatives simulées. Les principales actions effectuées pendant la période 2013-2014 sont décrites dans les paragraphes suivants.

Acquisition de données et amélioration des modèles

Acquisition de données élémentaires

Le passage du schéma EXAm à une version concentrée a nécessité l'acquisition de données d'extraction supplémentaires (données de base sur les facteurs de séparation des espèces en fonction de l'environnement chimique) et un approfondissement des études de compréhension sur la chimie du procédé afin de maîtriser au mieux les différentes étapes. La première question posée était de connaître quel était le facteur de concentration de la charge en américium maximal admissible dans le schéma EXAm concentré.

Les acquisitions en termes de mesures de coefficients d'extraction des espèces d'intérêt, ont porté tout d'abord sur l'étape clé d'extraction-lavage de l'américium et l'impact de l'augmentation de la teneur en complexant TEDGA nécessaire au maintien d'une bonne sélectivité de la séparation Am/Cm à ces concentrations. Compte tenu de l'augmentation de la charge en cations extraits en association avec la molécule complexante TEDGA, et du risque de démixtion de la phase organique que cela entraîne, des études ont été entreprises et ont conduit à augmenter la teneur en HDEHP dans la phase organique pour repousser les limites de démixtion. Le domaine de fonctionnement acceptable ainsi trouvé permet d'envisager une charge initiale en américium concentrée d'un facteur 3,5 légèrement inférieur au facteur 5 escompté initialement.

La présence de TEDGA co-extrait, en quantité plus importante dans la phase organique entraîne par ailleurs la baisse des coefficients de distribution de l'Am et la baisse de sélectivité Am/Ln (Figure 2- 39), il a donc été décidé d'ajouter une étape supplémentaire de dés extraction du TEDGA de la phase organique en sortie de l'extraction-lavage afin d'en limiter ses effets sur les opérations aval.

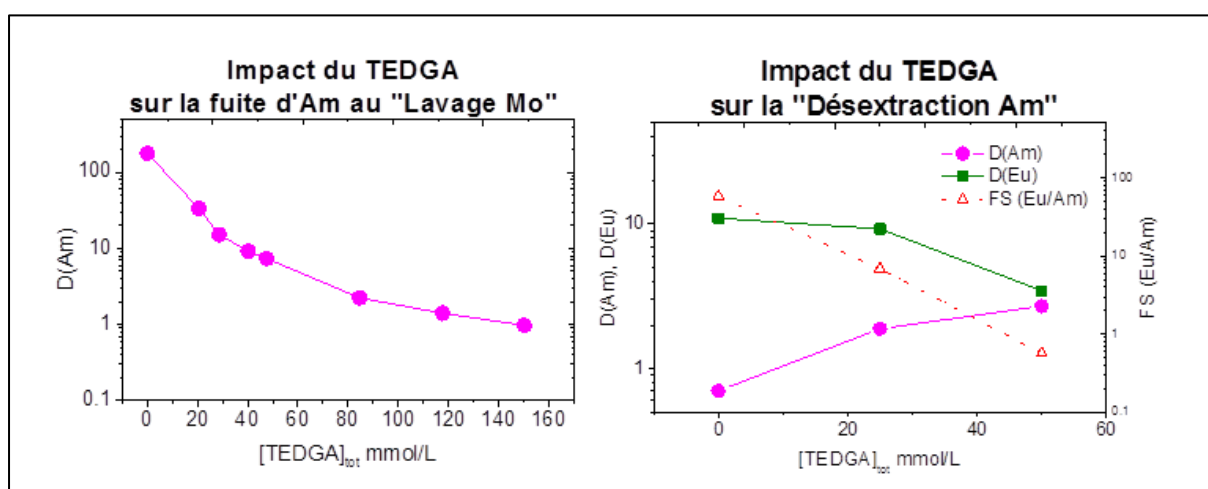


Figure 2- 39 : Impact du TEDGA sur les coefficients de distribution de l'Am au « Lavage Mo » (acide glycolique 0,5M pH3) et à la « Dés extraction Am » (DTPA 30 mM + acide malonique 0,3M pH 2,5)

Enfin, pour appréhender l'impact de l'augmentation des concentrations des cations dans la charge sur la stabilité du pH dans les opérations aval, il a été nécessaire d'adapter légèrement le procédé pour garantir la bonne maîtrise du pH souhaité, particulièrement dans les zones où les performances sont très sensibles à leurs variations (désextraction du molybdène). L'ajout de molécules telles que l'acide citrique pour garantir un effet tampon efficace a été requis.

En résumé, ces travaux ont permis de déterminer le facteur maximal admissible de concentration de la charge (facteur 3,5 par rapport aux conditions de l'essai EXAm 2010, soit une teneur de l'ordre de 35 g/L de produits de fission dans la solution d'alimentation), et d'apporter les adaptations nécessaires au procédé.

Modélisation des phénomènes

L'américium présente une forte similitude de comportement avec le curium et les lanthanides légers. De fait, l'atteinte simultanée d'une récupération quantitative de l'américium et d'une décontamination suffisante vis-à-vis du curium s'avère particulièrement sensible aux paramètres opératoires. Un schéma précis du procédé EXAm appelle le développement d'un code de simulation qui intègre l'ensemble des modèles décrivant les processus de transfert chimique des espèces dans les équipements d'extraction. Le code utilisé pour cela est le code Parex.

Simulation et validation expérimentale

Afin de valider ces modèles, plusieurs essais ont été réalisés tout d'abord dans l'installation G1 entre 2011 et 2013 sur des solutions d'alimentation reconstituées inactives puis en chaîne blindée dans l'installation d'Atalante de Marcoule en avril 2014 (décrit plus en détails au paragraphe suivant) sur une solution d'alimentation reconstituée comportant les éléments américium et curium à l'état de traces.

L'exploitation des essais menés au travers de différentes campagnes à partir de solutions d'alimentations reconstituées inactives a permis de qualifier les adaptations du schéma EXAm aux charges concentrées (Figure 2- 40). Le facteur de concentration maximal a pu être validé, l'efficacité des opérations de lavage TEDGA et de lavage molybdène a été démontrée et la stabilité du procédé a pu être vérifiée après prolongation significative de la durée d'un essai ayant atteint l'état d'équilibre.



Figure 2- 40 : Vue de l'ensemble des batteries de mélangeurs-décanteurs utilisés pour les essais et schéma mis en œuvre pour les essais

Ces essais ont permis en outre de montrer une simulation satisfaisante du comportement des éléments d'intérêt par le code que ce soit sur la simulation des régimes transitoires ou sur celle des profils à l'équilibre en fin d'essai (par exemple l'américium sur la Figure 2- 41).

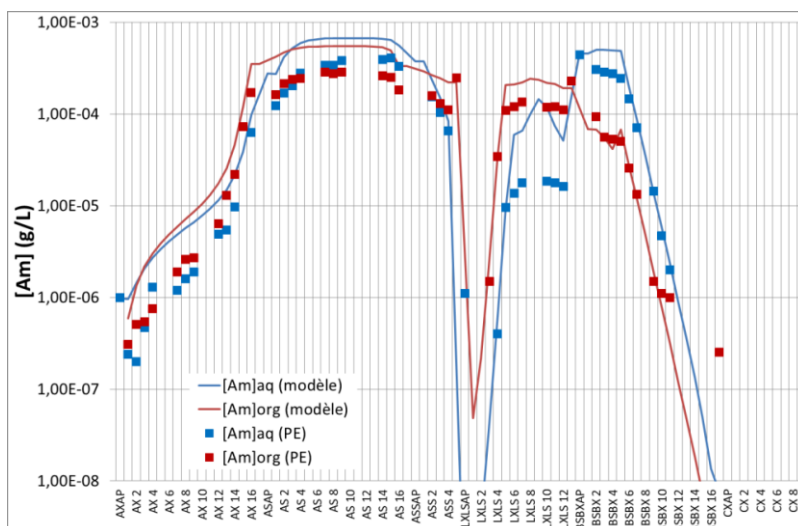


Figure 2- 41 : Profils de concentrations expérimentaux et simulés (échelle logarithmique) de l'américium à l'équilibre en fin d'essai dans Atalante dans les opérations d'extraction Am, de lavage Cm, de lavage TEDGA, de lavage Mo, de dés-extraction de l'américium et de dés-extraction des lanthanides

Ainsi donc, grâce au code Parex validé dans les conditions du procédé EXAm concentré, il est alors possible d'élaborer le schéma de procédé aux performances requises ; élaborer le schéma signifie décrire les conditions de mise en œuvre du procédé, c'est-à-dire le débit des différentes phases aqueuse et organique, les compositions des flux en chacune des espèces réactives (réactifs ajoutés et radionucléides d'intérêt), le nombre d'étages de séparation requis au regard des performances visées, etc. Ensuite, le calcul des performances du procédé permet de prédire avant la réalisation d'un essai, le comportement des espèces séparées en tout point des équipements et à tout moment (régimes permanents bien sûr mais aussi régime transitoires, régimes perturbés ou dégradés,...). Un tel outil permet aussi de mener des études de sensibilité ainsi que des études de propagation d'incertitudes. Enfin, le code Parex est utilisé en temps réel pendant les essais intégraux de manière à optimiser le pilotage des essais (via la comparaison des résultats de mesure en ligne aux résultats calculés) et à disposer ainsi d'une première évaluation en temps réel des performances du procédé.

Test du schéma EXAm concentré sur solution reconstituée (Am/Cm)

A l'issue des différentes études décrites précédemment, un schéma EXAm modifié et adapté au traitement de solutions concentrées d'américium a été proposé. Le schéma du procédé EXAm concentré est présenté en Figure 2- 42. Par rapport au schéma EXAm initial, les modifications apportées sont résumées ci-dessous :

- augmentation de la concentration de HDEHP dans le solvant pour repousser les risques de démixtion ;
- mise en place d'étages de lavage TEDGA sur le solvant chargé provenant des étages d'extraction Am – lavage Cm, afin de limiter l'impact du TEDGA sur les opérations aval (baisse de la sélectivité Am/Ln notamment) ;
- utilisation d'une solution d'acide citrique à pH 3,2 (rôle tampon) pour dés-extraire le molybdène ;
- remplacement de HEDTA par DTPA à l'étape de dés-extraction de l'américium.

Ce schéma adapté au traitement de solutions concentrées a été testé en 2014 sur solutions reconstituées en américium et curium, en chaîne blindée dans l'installation Atalante du CEA Marcoule. Un tel essai constitue une étape intermédiaire nécessaire avant d'appliquer le schéma de procédé sur une solution réelle issue d'un combustible irradié ; il permet de valider la mise en œuvre expérimentale du schéma, et de tester avec de l'américium et du curium en traces (jusque-là simulés dans les essais de mise au point précédemment décrits) les performances du schéma.

La solution d'alimentation était une solution reconstituée représentative d'un raffinat Purex concentré 3,5 fois par rapport à une solution de dissolution d'un combustible UOX3 (teneur en produits de fission voisine de 35 g/L) et tracée avec de l'américium et du curium.

Un taux global de récupération de l'américium de l'ordre de 99,3% a été obtenu. Les fonctionnements nominaux des lavages TEDGA et Mo ont contribué à l'atteinte de cette performance satisfaisante. Néanmoins, ce flux d'américium n'a pas pu être suffisamment décontaminé que ce soit vis-à-vis du curium ou des lanthanides légers, spécialement le néodyme. Les principales performances obtenues lors de cet essai sont reportées dans le Tableau 2- 7.

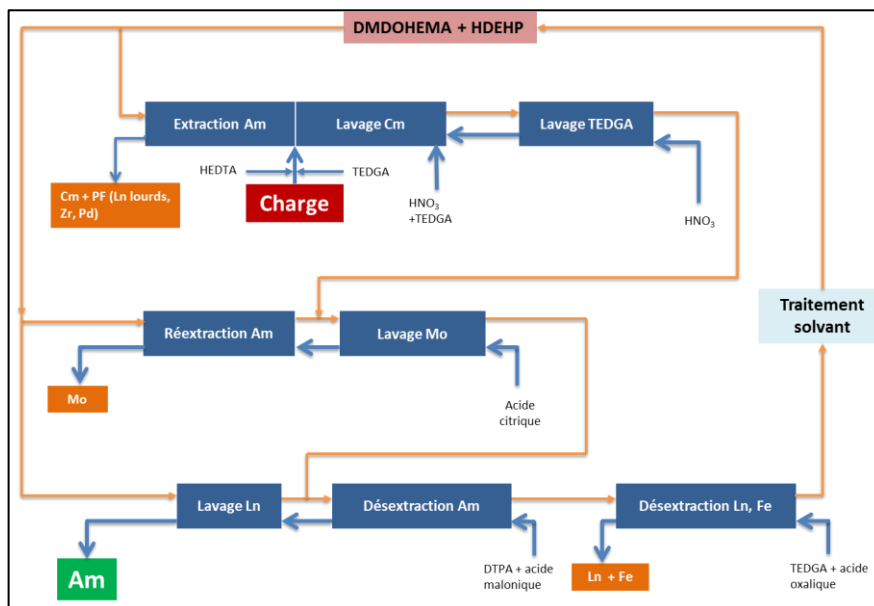


Figure 2- 42 : Schéma EXAm concentré

Cet essai confirme que l'atteinte simultanée d'une récupération quantitative de l'américium et d'une décontamination suffisante par rapport au curium reste difficile. En acceptant une perte d'américium à l'extraction de quelques %, la mise en œuvre du schéma serait moins sensible aux paramètres de procédé et permettrait une meilleure décontamination en curium du flux d'américium produit.

L'interprétation des résultats obtenus a de plus permis d'améliorer le modèle pour l'étape de désextraction Am notamment en adaptant les constantes cinétiques. En prenant en compte ces nouvelles cinétiques, l'exploitation du code de calcul Parex semble indiquer qu'il aurait été possible de piloter le schéma afin d'atteindre la décontamination souhaitée vis-à-vis du néodyme.

Etapes	Performances visées	Performances obtenues
extraction-lavage-lavage TEDGA	Récupération Am > 99% FD(Am/Cm) ≥ 500 [TEDGA] _{aq, LXL, BSBX} < 10 mM	Récupération Am ~ 99,4% FD(Am/Cm) ~ 40 (équilibre non atteint dans la batterie) [TEDGA] _{aq, LXL, BSBX} < 2mM
désextraction molybdène	[Am]_{LW} < 0,1% [Mo]_{LOP} < 0,5%	[Am]_{LW} < 0,01% Mo non détecté dans les sorties autres que la production molybdène
lavage lanthanides -désextraction Am	Récupération Am > 99,9% à cette étape FD(Am/Nd) ≥ 400	Récupération Am > 99,87% FD(Am/Nd) ~ 100 FD(Am/Cm) ~ 7,4

FD(Am/Cm) désigne le facteur de décontamination du flux d'américium vis à vis du curium

Tableau 2- 7 : performances calculées pour l'essai EXAm concentré sur solution reconstituée

Préparation du test du procédé EXAm concentré en conditions réelles ("expérience intégrale")

Pour réaliser le test du schéma EXAm concentré sur solutions réelles dans le cadre de l'expérience intégrale, les actions préparatoires déjà initiées ont consisté en la réalisation en 2009 d'une campagne de dissolution de 4 kg de combustibles usés de type UOX et MOX dans l'installation Atalante. En 2010, cette solution a été traitée par un procédé d'extraction sélective pour en séparer l'uranium, le neptunium et le plutonium. A l'issue de ce procédé environ 30 litres de raffinat et contenant environ 5 g d'américium ont été produits.

Trois phases doivent désormais être enchaînées dans la chaîne de cellules blindées procédé d'Atalante :

- la concentration de cette solution d'américium produite en 2010 (raffinat d'extraction) ;
- la mise en œuvre du procédé de séparation EXAm concentré ;
- la concentration finale de la solution d'américium purifié produite, afin de préparer les opérations aval de conversion de cette solution d'américium en oxyde.

Concentration de la solution

Pour la première phase, il s'agit de concentrer d'un facteur 3,5 la solution issue des opérations de traitement en amont (Purex) contenant l'américium à récupérer ; c'est un procédé par entraînement à la vapeur qui a été retenu notamment pour sa facilité de mise en œuvre, l'absence de recours à de nouveaux réactifs et la possibilité de produire une solution d'acidité requise, c'est-à-dire voisine de 8 M. Ce type de dispositif (figure 2-43) a été testé et permet de concentrer la charge dans le distillat grâce à un ajout continu d'eau.



Figure 2- 43 : Vue du concentrateur lors d'essais sur solutions simulées

Mise en œuvre du procédé EXAm concentré

Pour la seconde phase, et sur la base de l'interprétation et de la modélisation des résultats de l'essai EXAm concentré réalisé en 2014 en moyenne activité et d'un estimatif de la composition de la solution d'alimentation, le schéma proposé pour l'essai dans la chaîne blindée d'Atalante devrait permettre de récupérer près de 99% de l'américium contenu dans la solution d'alimentation, à raison de 75 mg/h en moyenne à partir de 15 heures de fonctionnement, soit pour 80 heures de fonctionnement la production d'environ 4,8 grammes d'Am (Tableau 2- 8).

Etapes	Performances visées	Performances calculées
extraction-lavage-lavage TEDGA	Récupération Am > 99% FD(Am/Cm) ≥ 500	Récupération Am ~ 98,95% FD(Am/Cm) ~ 1120
dés extraction molybdène	[Am]_{LW} < 0,1% [Mo] _{LOP} < 0,5%	[Am]_{LW} < 0,01% [Mo] _{LOP} = 0,3%
lavage lanthanides -dés extraction Am	Récupération Am > 99,9% à cette étape Ln/(Ln+Am) < 5% FD(Am/Nd) ≥ 400	Récupération Am > 99,99% Ln/(Ln+Am) ~ 0,8% FD(Am/Nd) ~ 390

Tableau 2- 8 : performances calculées pour l'essai EXAm concentré

Concentration du flux d'américium

Enfin, pour la troisième phase, le flux d'américium purifié issu d'EXAm sera à nouveau traité par concentration afin d'atteindre les conditions requises et maîtrisées pour l'élaboration, par co-précipitation oxalique, de précurseurs solides constituant la matière de base destinée à la mise en forme finale des pastilles de combustibles. La concentration de la solution d'américium à introduire dans le précipitateur doit en effet être de l'ordre 7 g/L pour garantir des conditions de co-précipitation optimales du mélange. Cette opération sera réalisée par simple chauffage à ébullition de la solution jusqu'à obtention de la concentration d'américium visée. La faisabilité de cette étape a été vérifiée par réalisation d'essais de concentration sur des solutions d'américium représentatives du flux de production EXAm et la stabilité des solutions a pu être observée au cours du temps.

Ces différentes opérations doivent être réalisées dans l'installation Atalante pendant la période 2015-2016. Si les performances attendues et le bon déroulement de l'expérience se confirment, ces essais apporteront la démonstration à l'échelle du laboratoire, de la validation du procédé EXAm concentré, appliqué aux solutions réelles issues du combustible irradié et intégrant les premiers éléments de représentativité de l'échelle industrielle (diminution des flux, des volumes de solution).

Consolidation du procédé EXAm

La perspective d'une éventuelle mise en œuvre industrielle implique de s'intéresser aux opérations dans leur complétude ; ainsi, la gestion et le recyclage des effluents du procédé et l'extrapolation à l'échelle industrielle des équipements de séparation de laboratoire sont des problématiques qui méritent d'être adressées.

Etudes de la stabilité des réactifs et de leur régénération

On vise à développer, pour chacun des flux considérés, un schéma de traitement qui permette d'assurer leur compatibilité avec les opérations en aval (solutions de production et effluents de haute activité), avec leur recyclage (solutions d'acide nitrique), ou avec leur rejet de l'usine (distillats des évaporateurs). Contrairement aux effluents issus du procédé Purex, ceux générés par les procédés de séparation complémentaire, comme EXAm, contiennent de grandes quantités d'espèces organiques, des agents complexants, introduits pour les besoins des procédés. L'étude de leur comportement, de leur gestion et de leur devenir est donc un enjeu important du programme de consolidation.

Ces études, appliquées tout d'abord au flux de production des actinides mineurs (solutions d'américium issues du procédé EXAm), ont permis de démontrer, par la réalisation d'essais en inactif puis avec solutions réelles d'américium, la faisabilité de gestion de ces solutions issues du procédé de co-précipitation oxalique d'américium en présence d'uranium. Les principaux composés organiques provenant de l'étape de dés extraction de l'américium (acide malonique et DTPA) se retrouvent dans ces effluents. Leur traitement par concentration permet de détruire l'acide malonique et les autres résidus organiques.

La gestion des effluents produits à chacune des étapes du procédé EXAm (raffinat de produits de fission, de lavage molybdène et de dés-extraction des lanthanides) est à l'étude. Si toutes ces solutions doivent in-fine être dirigées vers une unité de vitrification, les premiers essais ont montré qu'un traitement préalable spécifique de ces différentes solutions sera probablement nécessaire, compte-tenu de leur nature très différente. Les études à venir ont ainsi pour objectif de préciser les scénarios de traitement de ces différents flux.

Mise en œuvre dans des appareils extrapolables à l'échelle industrielle

En vue de démontrer l'aptitude du procédé EXAm à être opéré à une échelle industrielle, des essais en colonnes pulsées de laboratoire ont été réalisés, en inactif, dans des appareils extrapolables en taille. Plusieurs campagnes d'essais ont été réalisées et ont montré un fonctionnement hydrodynamique jugé satisfaisant.

Toutefois, les performances obtenues en dés-extraction sont à ce stade peu satisfaisantes. Ce résultat pourrait avoir pour origine une cinétique de transfert très lente associée à l'efficacité forcément limitée d'une colonne pulsée de taille réduite. Pour une phase de démonstration plus industrielle du procédé, le choix des appareils à retenir sera donc conditionné par les résultats d'études de cinétique de transfert complémentaires.

Enfin les études sur les opérations de traitement du solvant doivent se poursuivre afin d'en augmenter les performances.

Nouvelles molécules pour l'amélioration des procédés

Les performances des procédés de séparation reposent essentiellement sur le choix des molécules extractantes et complexantes. La recherche de nouvelles molécules et la compréhension de leur sélectivité constitue ainsi un axe récurrent de progrès pour l'amélioration de ces performances.

Pour séparer l'américium du curium dans le procédé EXAm, la molécule complexante TEDGA, est ajoutée en phase aqueuse afin d'améliorer la sélectivité et ainsi réduire le nombre d'étages nécessaire pour la séparation. Cependant, l'utilisation de cette molécule s'avère contraignante pour certaines étapes du procédé en raison notamment de son transfert partiel en phase organique, comme cela a été présenté plus haut. De nouvelles molécules analogues ont été synthétisées et purifiées à l'Institut de Chimie Séparative de Marcoule puis testées dans le laboratoire Atalante vis-à-vis de la séparation Am/Cm dans les conditions du procédé EXAm.

Ces molécules ont permis de mieux comprendre l'influence d'un certain nombre de paramètres (lipophilie, encombrement stérique, taille du site de coordination, etc.) sur la sélectivité et sur les propriétés physico-chimiques des ligands. Mais tous les analogues ramifiés ou à motifs non symétriques du TEDGA entraînent une perte de sélectivité par rapport à la molécule de référence et ne permettent donc pas d'envisager d'amélioration du procédé EXAm.

Une autre voie d'amélioration basée sur une dés-extraction sélective de l'Am est en cours d'étude. Cette voie consiste à co-extraire dans un premier temps les actinides (Am et Cm) et lanthanides par l'extractant TODGA et utiliser ensuite une molécule sélective vis-à-vis de l'américium pour dés-extraire cet élément en phase aqueuse tandis que les autres produits de fission et le curium restent préférentiellement en phase organique. La molécule décadentate TPAEN est la molécule de choix actuellement étudiée pour ce type de schéma (figure 2-44). Cette molécule, initialement synthétisée par les équipes du CEA, de type tétrapode présente une sélectivité Am/Cm plus élevée que TEDGA et permet en plus de séparer l'Am des lanthanides.

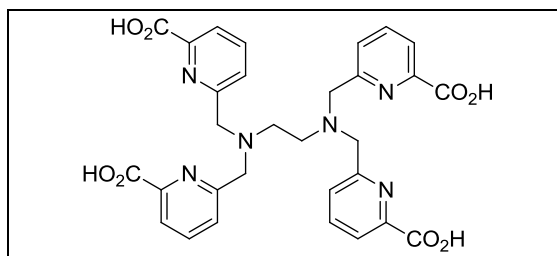


Figure 2- 44 : Structure du TPAEN³⁷

Un procédé basé sur l'utilisation de cette molécule a fait l'objet d'un brevet, et est en cours de développement dans le cadre du programme européen FP7-Sacsess. Un facteur de séparation Cm/Am de 4,3 peut être atteint. Le seul inconvénient de cette molécule est sa faible solubilité en phase aqueuse qui serait limitante pour le développement d'un procédé à partir d'un raffinat Purex concentré. Des synthèses d'analogues plus solubles sont donc à l'étude.

L'ensemble de ces études montre qu'en restant sur un motif simple tel que celui du TEDGA (figure 2-45) avec trois atomes donneurs et une molécule complexante plutôt « linéaire », il sera difficile d'exacerber la sélectivité Am/Cm de manière significative. Des travaux parallèles se tournent donc maintenant vers de nouvelles molécules avec des effets chélates plus importants (molécules tripode, tétrapode ou macrocycliques).

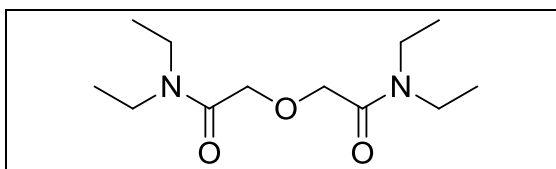


Figure 2- 45 : Structure de TEDGA³⁸

Développement des techniques analytiques pour la compréhension des mécanismes d'extraction sélective

La détermination quantitative de la distribution des actinides et des lanthanides en différentes espèces chimiques, c'est-à-dire de leur spéciation à différents points clefs des procédés est nécessaire pour :

- évaluer de façon fine l'efficacité de leur extraction/dés extraction ;
- acquérir des données fondamentales permettant d'identifier les principales réactions de formation des espèces à considérer lors de la modélisation des procédés.

L'obtention de telles informations est essentielle pour approfondir la compréhension des phénomènes et des mécanismes fondamentaux régissant ces procédés afin de les optimiser.

Dans ce cadre, l'objectif des développements analytiques qui ont été réalisés est d'étudier la spéciation exhaustive des actinides et des lanthanides à certaines étapes du procédé EXAm (phases aqueuses de dés extraction, lavage, etc.). La stratégie adoptée est de mettre au point la séparation chromatographique de ces espèces (chromatographie d'interaction hydrophile - HILIC), couplée à l'analyse des espèces séparées par spectrométrie de masse à source électrospray (ESI-MS), et par spectrométrie de masse à source plasma (ICP-MS). Cette approche intégrée par spectrométrie de masse permet de réaliser en une seule analyse la quantification et la caractérisation structurale des espèces actinides et lanthanides ainsi que la quantification et la caractérisation des lanthanides contenus dans chaque complexe.

³⁷ N,N,N',N'-tetrakis[(6-carboxypyridin-2-yl)methyl]ethylenediamine

³⁸ N,N,N',N'-tetraethyl-3-diglycolamide



Figure 2-46 : Vues de l'équipement nucléarisé pour le couplage simultané d'une séparation chromatographique à l'ICP MS et l'ESI MS

La faisabilité du couplage de la séparation de complexes de lanthanides par chromatographie, simultanément avec l'ESI-MS et l'ICP-MS a été démontrée. Une adaptation des appareils de chromatographie et de l'ESI-MS a été réalisée pour permettre leur implantation en boîte à gants et travailler sur solutions radioactives (figure 2-46). Les principales phases d'installation du dispositif instrumental développé ont été menées avec succès et les tests des performances analytiques de l'ESI MS en version nucléarisée ont été validés.

Conclusion

En résumé, l'ensemble des avancées obtenues sur la période 2013-2015 ont visé principalement à consolider le procédé EXAm, de séparation spécifique de l'américium, dans une logique d'amélioration des performances et d'extrapolation du procédé à échelle industrielle. Elles ont en particulier permis de développer un procédé EXAm concentré, permettant de répondre aux exigences de compacité des équipements et des installations (avec des enjeux en termes de minimisation des flux d'effluents utilisés et de déchets secondaires produits).

La validation des performances du procédé EXAm concentré repose désormais sur la réalisation d'une expérience intégrale, destinée à enchaîner l'ensemble des étapes de ce procédé : concentration du raffinat d'extraction produit en 2010 à partir d'une solution de dissolution de combustible usé, récupération sélective de l'américium à partir de ce raffinat concentré, élaboration de précurseurs solides par coconversion oxalique d'(U,Am)O₂, mise en œuvre de ces précurseurs pour la fabrication de pastilles frittées d'(U,Am)O₂ aux spécifications requises, irradiation en réacteur expérimental. Hors aléa, l'enchaînement des étapes jusqu'à la fabrication des pastilles est prévu sur la période 2015 à 2017. La mise en pile dans le réacteur expérimental américain ATR (DOE/INL), après fabrication des mini-aiguilles puis transport aux Etats-Unis, est aujourd'hui envisagée en 2019.

2.2.2.2. Les procédés pyrochimiques

Des études se sont poursuivies sur l'évaluation des procédés de séparation mettant en œuvre des procédés pyrochimiques, qui peuvent présenter un intérêt de principe, à certains égards et pour certaines natures de combustibles.

Dans les années 80, le concept américain « Integral Fast Reactor » (IFR), utilisant un combustible métallique, a permis de relancer le développement des procédés de retraitement dans les sels fondus, ralenti jusqu'alors par l'essor de la filière des réacteurs à neutrons thermiques à combustible oxyde. Dans ce concept de réacteur rapide, l'ensemble des actinides (uranium, plutonium et actinides mineurs) devait être recyclé sous forme de combustible métallique allié à du zirconium. Pour atteindre cet objectif, Argonne National Laboratory a proposé de combiner une étape principale d'électro-raffinage du combustible irradié dans un sel chlorure à 500°C, et des étapes complémentaires d'extractions dans un système sel fondu/métal liquide. Le programme américain IFR a été stoppé en 1994.

Fort de cette expérience, le procédé d'électro-raffinage a été proposé pour la reprise et le conditionnement des combustibles métalliques U-Zr irradiés du réacteur américain EBR-II. Ces études ont eu pour conséquence de relancer l'intérêt des chercheurs (principalement en Asie) pour les procédés non aqueux du fait des avantages suivants :

- les réactifs et les solvants mis en oeuvre sont très résistants aux radiations. Aussi, il n'est pas nécessaire de laisser décroître la radioactivité du combustible avant son traitement, limitant d'autant la durée d'entreposage des combustibles irradiés avant retraitement et réduisant ainsi l'encours des matières hors du réacteur ;
- les sels utilisés pour l'électro-raffinage présentent une très large fenêtre d'électro-inactivité permettant la récupération des actinides sous forme métallique, directement compatible avec le procédé de mise en forme des combustibles RNR métalliques ;
- la transparence des sels vis-à-vis des neutrons a aussi pour effet de rendre la gestion du risque de criticité moins contraignante ;
- les procédés sont également réputés compacts, réduisant drastiquement, pour un combustible métallique, le nombre des opérations élémentaires successives nécessaires à la purification et au recyclage des éléments d'intérêt.

Il convient de remarquer qu'il s'agit là d'avantages de principe dont on ne sait pas aujourd'hui mesurer les incidences à l'échelle industrielle, et qu'ils sont par ailleurs contre balancés par des inconvénients de principe, dont notamment l'utilisation de conditions opératoires agressives, à haute température, susceptibles de générer d'importantes quantités de déchets technologiques.

Le CEA s'est doté de moyens dans la seconde moitié des années 90 pour développer sa propre expertise et être en mesure d'évaluer les potentialités des procédés pyrochimiques appliqués au traitement des combustibles usés. Aujourd'hui, après bientôt quinze années de recherches dans ce domaine, en forte interaction avec le milieu académique national et fort de nombreuses collaborations internationales, le CEA a acquis de nombreuses connaissances et savoir-faire à l'échelle du laboratoire et a pu explorer de nouvelles voies de procédés de séparation des actinides.

Deux voies seraient susceptibles de constituer un cœur de procédé pour le traitement de combustibles ou de cibles irradiées :

- l'électro-raffinage en milieu chlorure, initialement développé par le DOE à Argonne et testé à l'échelle pilote pour la récupération de l'uranium, qui est en cours d'études dans les pays envisageant l'utilisation de combustibles métalliques dans les RNR (Corée du Sud, Inde...). En effet, les combustibles métalliques se heurtent à des difficultés de solubilisation en milieu nitrique et les procédés pyrochimiques semblent mieux adaptés pour traiter ce type de combustibles, en particulier pour des durées de refroidissement courtes. Dans le cadre du programme européen FP7-Sacsess, le CEA, en partenariat avec les équipes de JRC-ITU et du LGC Toulouse, participe à l'évaluation scientifique des étapes clés de ce procédé telles que la décontamination des bains salins en actinides résiduels ;

- l'extraction réductrice liquide-liquide en milieu fluorure est un procédé original, développé à l'échelle du laboratoire par le CEA (voir figure 2-47 dans l'encadré ci-dessous). Initialement il a été envisagé pour le retraitement de combustibles particuliers ou pour traiter les calcinats de Produits de fission (PFs) issus du procédé Purex. Il est de ce fait particulièrement adapté au traitement des combustibles céramiques oxydes et carbures. Au cours des dernières années, l'objectif était de valider scientifiquement les étapes principales du procédé par la mise en œuvre d'expérimentations au laboratoire. Cette démonstration a pu être obtenue sans faire apparaître de difficultés majeures. Les essais n'ont néanmoins été menés qu'avec des produits simulés et les performances de certaines étapes du procédé demanderaient à être vérifiées sur du combustible irradié réel. Aujourd'hui, avec le programme Européen Sacsess, l'objectif est d'étudier les potentialités que présente ce procédé pour le retraitement des matrices d'incinération des ADS, de type CERCER (à base MgO) ou CERMET (à base Mo) dont on sait qu'elles seront difficilement retraitables via un procédé hydrométallurgique classique.

Le principe du procédé étudié par le CEA est un procédé de retraitement pyrochimique en milieu sels fondus destiné au traitement des combustibles nucléaires oxydes usés fondé sur deux étapes successives d'extraction liquide/liquide (sel fondu / métal liquide) menées à haute température :

- la première est une extraction réductrice, réalisée à 830 °C, permettant d'extraire sélectivement les actinides initialement présents dans un sel fluorure, dans un métal réducteur fondu : l'aluminium ;
- elle est suivie par une étape de dés extraction oxydante qui permet de récupérer les actinides ainsi purifiés depuis le métal vers un sel chlorure fondu pur, à 700 °C, en vue d'une conversion ultérieure en oxydes.

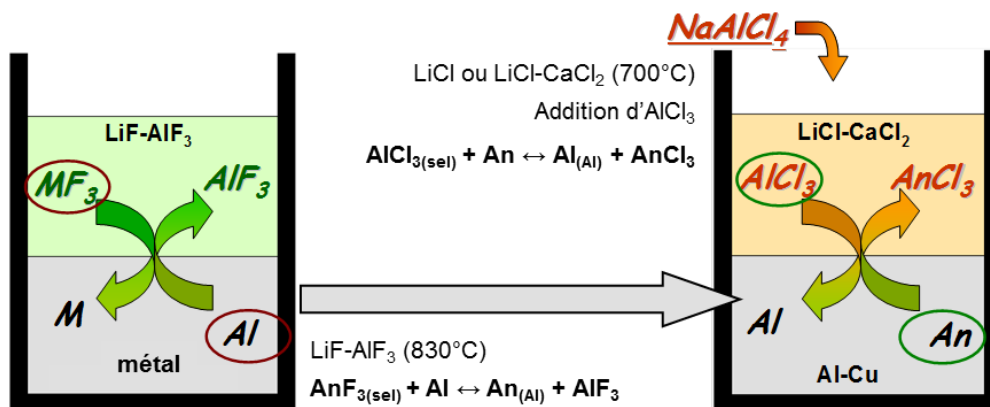


Figure 2- 47 : Schéma de principe du procédé pyrochimique développé au CEA

Les études menées par le CEA, dans un large cadre coopératif, dépassent le seul cadre de la récupération de l'américium : elles s'inscrivent plutôt dans une perspective plus large (et forcément plus lointaine que les procédés hydrométallurgiques qui restent aujourd'hui sans conteste la voie de référence en France) d'étude d'alternatives qui pourraient à long terme se révéler intéressantes, notamment pour de nouveaux concepts de combustibles nucléaires. Le CEA s'est ainsi toujours clairement positionné en appui d'expertise dans ce domaine ; les moyens affectés à ces recherches sont également plus limités et les ambitions se limitent aujourd'hui à une veille technologique de haut niveau, en forte connexion avec les équipes de recherches à l'international travaillant dans ces domaines.

Les études se sont focalisées ces dernières années sur une simplification de la tête de procédé. Dénommée DOS (Direct Oxide Solubilisation), cette simplification propose une approche alternative en mettant à profit l'aptitude du sel fluorure à solubiliser les oxydes.

Application du procédé DOS aux combustibles nucléaires oxydes

Initialement le procédé DOS prévoyait une conversion des éléments du combustible en fluorures, en vue de leur mise en solution dans le sel, par une opération délicate d'hydrofluoruration à chaud. En mettant à profit l'aptitude du sel LiF-AlF_3 à solubiliser les oxydes, une simplification du procédé a été proposée. Elle consiste à éliminer l'étape de conversion par hydrofluoruration et à la remplacer par la dissolution directe des combustibles oxydes dans le sel. Après solubilisation, les actinides sont sélectivement extraits par la phase d'aluminium liquide. A la suite d'une approche thermodynamique et d'une étude expérimentale élément par élément, le procédé DOS a été validé expérimentalement (figure 2-48) en étudiant le comportement d'un mélange d'oxydes le plus représentatif possible d'un combustible usé. La validation portait aussi bien sur l'aspect solubilisation dans le sel fluorure que sur la sélectivité de l'extraction réductrice des actinides. Les résultats ont montré qu'à l'issue d'un seul contact liquide/liquide la majeure partie (80 à 95%) des actinides initialement présents sous forme oxyde sont extraits par l'aluminium. Les facteurs de séparation obtenus entre actinides et produits de fission montrent que les actinides sont très bien séparés d'une très grande majorité des produits de fission qui restent préférentiellement dans le sel. Cette observation est particulièrement vraie sur la séparation actinides/lanthanides (facteur de séparation supérieur à 300). La sélectivité entre les actinides et les métaux nobles ou le zirconium présents dans les produits de fission est moins importante du fait d'une co-réduction partielle de ces éléments dans le métal qui est cohérente avec les prévisions thermodynamiques. Ces résultats concluants ont ainsi permis de breveter le procédé DOS à l'échelle nationale en 2013, puis internationale en 2014.

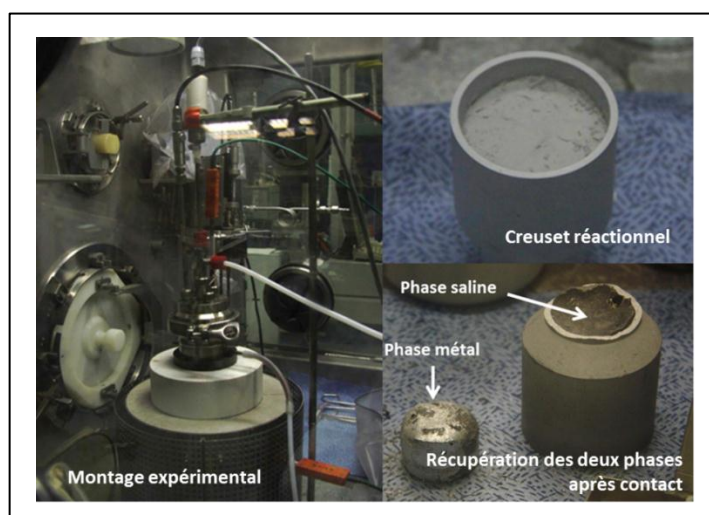


Figure 2- 48 : Expérience de validation du procédé DOS sur un mélange d'oxydes représentatif d'un combustible oxyde usé

Application du procédé DOS aux cibles de transmutation

Plus récemment, dans le cadre du programme Européen Sacsess, le CEA a été chargé d'étudier les potentialités d'application du procédé DOS pour le retraitement des combustibles de transmutation des réacteurs ADS, en particulier les cibles constituées d'une dispersion d'actinides dans une matrice céramique oxyde (MgO).

Le comportement de l'oxyde MgO dans le procédé DOS a tout d'abord été étudié. L'attention a été portée sur sa solubilité maximale ($\approx 3\%$ en masse de Mg) dans le sel fluorure, la cinétique de solubilisation (figure 2-49) et le comportement du Mg vis-à-vis de l'extraction réductrice par l'aluminium. L'étude s'est par la suite focalisée sur l'impact de la magnésie (MgO) sur les rendements d'extraction des actinides. En particulier, le procédé a été testé sur une pastille non irradiée Futurix : $\text{Pu}_{0,5}\text{Am}_{0,5}\text{O}_2\text{-MgO}$, fabriquée dans le cadre du programme FP6-Eurotrans (figure 2-50). Lors de ce test, de l'oxyde de néodyme a été ajouté pour simuler le comportement des produits de fission. Les résultats obtenus à l'issue du contact liquide/liquide montrent que 97% de l'américium et 99% du plutonium initialement présents dans la pastille céramique sont récupérés dans la phase métallique, séparés du néodyme et du magnésium.

Enfin l'impact de l'accumulation de MgO dans le sel au fur et à mesure des opérations de dissolution, sur l'extraction des actinides, a été étudié dans le but de dimensionner les volumes de sel dans le procédé. Sur la base des pastilles Futurix, il a pu être déterminé qu'on pouvait traiter jusqu'à 150 pastilles par kilogramme de sel sans que l'accumulation de MgO n'entraîne une diminution du rendement du procédé : au-delà, le traitement du sel serait nécessaire avant son recyclage.

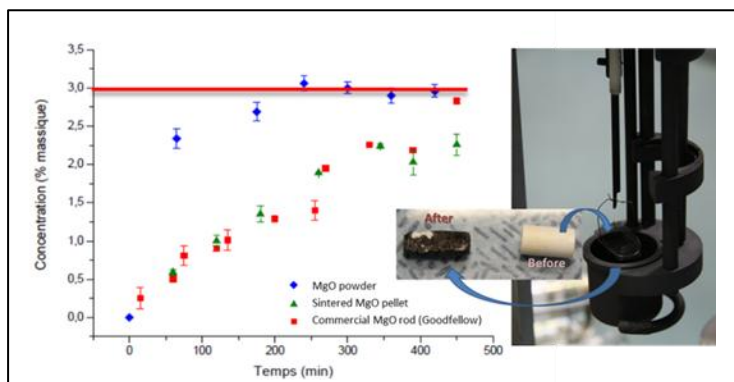


Figure 2- 49 : Solubilité maximale et cinétique de dissolution de MgO dans le procédé DOS



Figure 2- 50 : Pastille Futurix non irradiée, $Pu_{0,5}Am_{0,5}O_{2-\delta}-MgO$

Conversion des actinides séparés

En complément du procédé pyrochimique étudié au CEA qui aboutit à la récupération des actinides solubilisés dans un sel chlorure à 700°C, une étude de conversion de ces actinides sous forme oxyde a été réalisée en vue de leur recyclage sous forme de combustibles. La production des oxydes a été réalisée par bullage d'argon humide (apport d'oxygène) dans le sel fondu et dans un premier temps testée sur la co-précipitation du néodyme et du cérium utilisés en tant que simulateur des actinides. Les taux de conversion observés sont de l'ordre de 99,9%. Les poudres obtenues sont composées principalement d'oxychlorure mixte et d'une faible proportion d'oxyde mixte pour les mélanges les plus riches en cérium.

La méthode a dans un second temps été appliquée à la conversion de l'uranium en oxyde UO_2 . Elle permet de ne produire qu' UO_2 avec un rendement de conversion supérieur à 99,9%. La sensibilité de l'uranium vis-à-vis de l'oxydation a été confirmée lors de l'étude de la co-conversion U-Pu et se traduit par la précipitation successive des deux éléments, aboutissant à la formation quantitative d'un mélange d' UO_2 et de PuO_2 .

En résumé, ces études ont permis de valider à l'échelle du laboratoire l'ensemble du cœur de procédé DOS, jusqu'à l'étape de conversion des actinides en oxydes purifiés. La représentativité des mélanges d'oxydes étudiés permet d'envisager le recours au procédé pyrochimique DOS aussi bien pour le retraitement d'un combustible oxyde (de filières rapides ou thermiques) que pour le retraitement de cibles de transmutation à base d'oxydes (CERCER). Il paraît néanmoins nécessaire de poursuivre la qualification du procédé par un essai en haute activité qui pourrait être appliqué à une ou plusieurs pastilles de combustible réel.

Un tel essai n'a jamais été mis en œuvre mais serait techniquement faisable dans la cellule haute activité du JRC-ITU dédiée à la pyrométallurgie. Il n'est toutefois pas programmé à ce jour.

Dans le cadre du programme Sacsess, les potentialités du procédé restent à étudier pour le cas du retraitement de matrices d'incinération type CERMET (matrice métallique à base de Mo). Dans ce cas, il est en effet nécessaire de reconsidérer l'approche de tête de procédé.

Si la faisabilité du procédé DOS a pu être démontrée dans son principe, la validation de certaines étapes clés reste encore à effectuer :

- l'impact de l'accumulation d'alumine (Al_2O_3), produit de la solubilisation des oxydes dans le sel fluorure, sur le rendement d'extraction des actinides doit être étudié. A l'échelle d'un procédé, l'alumine pourrait apparaître comme le facteur limitant sur le nombre de pastilles traitables par kilogramme de sel ;
- l'aptitude au recyclage du sel, par distillation, doit également être évaluée. Des études ont déjà montré que le sel peut être aisément séparé des produits de fission solubilisés par distillation. Cette étude doit être poussée plus en avant pour évaluer le cas des produits de fission restés sous forme de fines d'oxydes non dissoutes ;
- enfin la caractérisation des oxydes formés par précipitation, en fin de procédé, et la refabrication de combustible neuf n'ont pas encore été abordés à ce jour.

Pyrométallurgie appliquée aux combustibles métalliques

Outre le procédé de retraitement des combustibles oxydes, le programme de R&D de pyrométallurgie du CEA s'est récemment recentré sur le retraitement des combustibles métalliques, notamment via les programmes de recherche Européens FP7-Accept puis FP7-Sacsess ainsi que dans le cadre de la collaboration CEA-JRC ITU-LGC (Toulouse). Ce programme vise à évaluer les réelles potentialités du procédé de retraitement par électroraffinage des combustibles métalliques en milieu chlorures fondus développé dans les années 1980-1990 aux USA (DOE) et repris ensuite par d'autres pays : Corée du Sud (KAERI), Japon (CRIEPI) et la Commission Européenne (JRC-ITU).

Les thématiques de recherche se focalisent sur les étapes clés du procédé de retraitement par électroraffinage.

Le cœur du procédé est basé sur une dissolution anodique du matériau de combustible, dans un sel fondu (LiCl-KCl) et la récupération sélective d'un flux d'uranium métallique (ou U + AM) sur une cathode inerte ou réactive, la sélectivité étant assurée par l'écart qui existe entre les potentiels d'oxydoréduction des différents actinides et ceux des différents produits de fission, notamment les lanthanides (figure 2-51). La récupération sélective d'actinides, sur cathode d'aluminium, lors de l'électro-raffinage d'un combustible métallique irradié a été récemment démontrée (irradiation METAPHIX) par le JRC-ITU. Parmi les étapes les plus importantes de ce procédé figure le traitement du bain salin. Le sel se chargeant progressivement en produits de fission (lanthanides) lors de l'électro-raffinage, l'écart entre les potentiels redox des actinides et des lanthanides s'amointrit jusqu'à atteindre un seuil critique au-delà duquel la sélectivité n'est plus assurée. Lorsque l'électro-raffinage est interrompu, il reste une quantité non négligeable d'actinides non électrodéposés dans le bain salin.

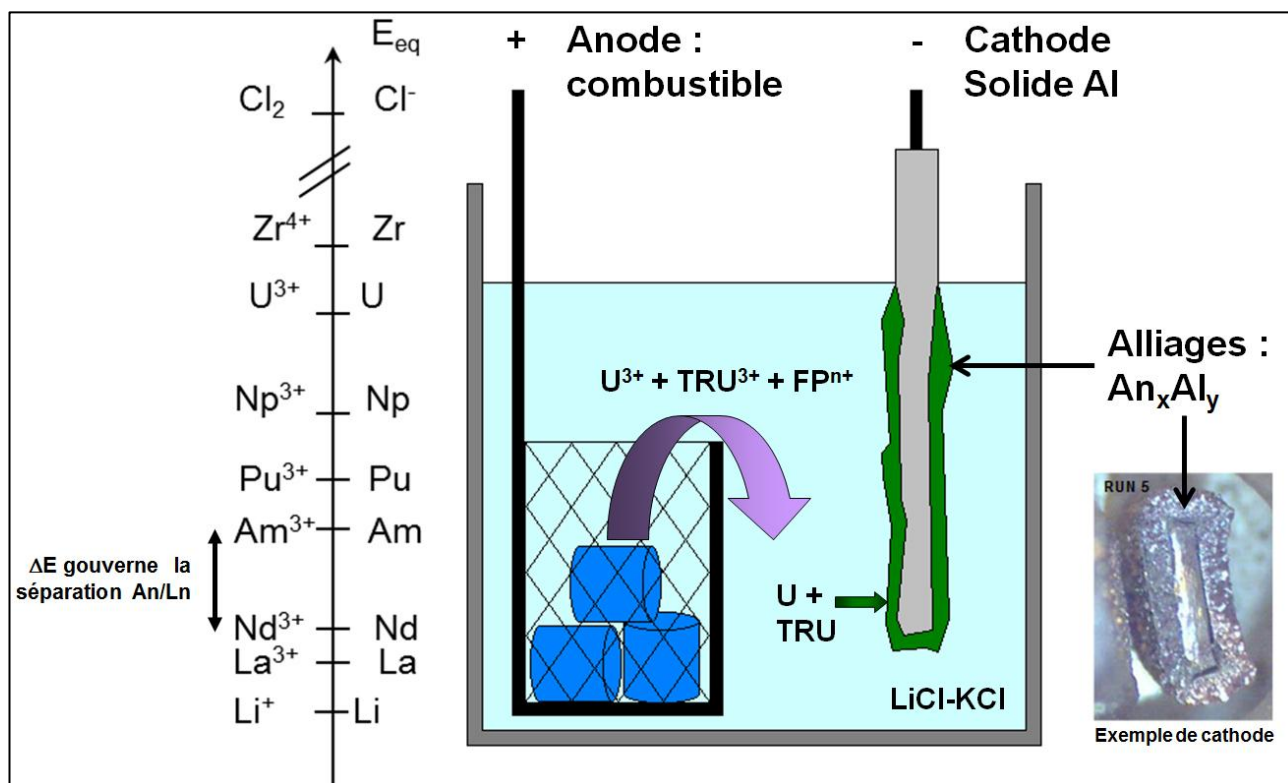


Figure 2- 51 : Principe de l'électro-raffinage de combustible métallique sur cathode solide d'aluminium

Pour les récupérer, une étape appelée électrolyse exhaustive est étudiée par le CEA. Le principe consiste à remplacer la réaction anodique de dissolution du combustible par la production de chlore issue de l'oxydation électrochimique des ions chlorures constituant le solvant. L'objectif est de récupérer la totalité (ou quasi-totalité) des actinides tout en limitant au maximum la co-réduction des produits de fission. Les difficultés inhérentes au procédé (gestion du chlore, baisse de la concentration...) ont été abordées à travers différentes approches expérimentales, répondant à une volonté d'optimisation, à la fois des conditions opératoires et des paramètres d'électrolyse. Ainsi, les principaux points étudiés ont concerné l'évacuation du chlore formé pour éviter tout phénomène de réoxydation des métaux électrodéposés et le choix des matériaux d'électrode. Ces tests (figure 2-52) ont permis de valider avec succès les conditions d'opération qui vont être maintenant appliquées, au laboratoire alpha de pyrochimie d'Atalante, sur des bains salins comportant à la fois de l'uranium, du plutonium et une forte concentration de lanthanides.

Pour réaliser l'étude de l'électrolyse exhaustive, un électrolyseur dédié a été spécifiquement développé via les fonds de recherche européens (FP7-Accept et FP7-Sacsess) et la collaboration CEA-ITU-LGC. Les équipes du CEA ont défini la géométrie de l'appareillage qui a ensuite été fabriqué par les équipes de l'ITU. Ce réacteur a été réceptionné par le CEA pour réaliser les tests de faisabilité au laboratoire de pyrochimie d'Atalante.

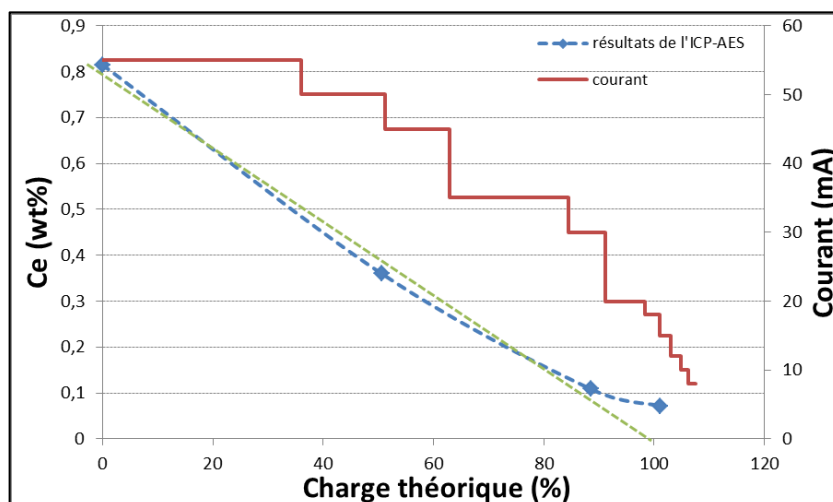


Figure 2- 52 : Evolution de la concentration de Ce^{3+} dans le bain pour une électrolyse exhaustive (EE) réalisée dans $LiCl-KCl-CeCl_3$ sur une cathode en aluminium

Potentialités de la pyrométallurgie pour la séparation poussée américium et curium

Enfin, une réflexion est à l'étude pour évaluer les potentialités que présentent les procédés de séparation pyrométallurgiques pour une séparation de l'américium et du curium. Bien que ces procédés soient mieux adaptés à une séparation groupée des actinides mineurs, une optimisation est envisageable pour une récupération sélective, sur un flux limité de matière riche en actinides mineurs, tels que les raffinats produits en aval du procédé Purex. L'application à de faibles flux faciliterait la mise en œuvre du procédé, comme cela pourrait être le cas lors du traitement direct des calcinats avant vitrification. Parmi les différents procédés pyrochimiques, l'extraction électrolytique présente un fort potentiel pour la séparation sélective de l'américium et du curium. Le principe de séparation repose sur les propriétés électrochimiques des deux éléments en milieu chlorure fondu.

En résumé et bien que profitant de moyens de recherche en nette diminution ces dernières années, des progrès importants ont pu être obtenus en pyrométallurgie, comme par exemple le développement du procédé DOS, ou encore dans le cadre des études en soutien du procédé d'électro-raffinage de combustibles métalliques.

2.2.2.3. Conclusion

Les avancées obtenues sur la période 2013-2015 concernent en priorité le développement du procédé EXAm de séparation spécifique de l'américium. Ce procédé est à associer au concept de transmutation en mode hétérogène où les cibles d'américium sur support uranium seraient disposées en couverture d'un cœur de réacteur à neutrons rapides. Par rapport à sa version 2010, ce procédé a été amélioré pour permettre le traitement de solutions plus concentrées et les modifications apportées au schéma ont pu être validées lors d'une démarche progressive de réalisation de tests sur solutions reconstituées inactives puis tracées par les éléments Am et Cm.

La phase de validation définitive du procédé EXAm concentré repose désormais sur la réalisation de l'expérience intégrale et l'enchaînement dans les prochaines années des étapes de concentration d'un raffinat d'extraction produit en 2010 puis de récupération sélective de l'américium à partir de cette solution. L'américium récupéré sera mis en œuvre pour la fabrication de pastilles frittées d'(U,Am)O₂ produit par co-conversion oxalique. Ces pastilles seront ensuite conditionnées dans un dispositif expérimental pour une irradiation dans le réacteur expérimental américain ATR à l'horizon 2019.

Dans la perspective d'une mise en œuvre industrielle de ce procédé, des données ont été acquises sur le comportement du système extractant dans des contacteurs extrapolables à l'échelle industrielle. De même, les études et recherches sur la gestion des flux secondaires du procédé ont progressé et n'ont pas fait apparaître de points rédhibitoires.

Les études sur la définition de nouvelles molécules complexantes et extractantes ont également été poursuivies dans l'objectif d'une simplification poussée du procédé.

En parallèle, les études sur les procédés pyrochimiques de séparation des actinides se sont poursuivies, toutefois à un niveau moindre. Elles sont centrées sur le procédé DOS de dissolution des oxydes d'actinides en milieu fluorure fondu et l'électro raffinage des actinides à partir des sels de chlorures fondus. Ces avancées reposent pour une large part sur les collaborations à l'échelle européenne (Programmes Cadre de Recherche et Développement) et internationale. Ils permettent de maintenir une veille technologique active et un appui en expertise nécessaire à l'évaluation des procédés développés par ailleurs sur la scène internationale.

Pour autant le développement de ces concepts reste nettement moins avancé que celui des procédés hydrométallurgiques, et de nombreux challenges, notamment technologiques, seraient à surmonter pour atteindre un stade de maturité pré-industrielle. Il semble aujourd'hui que la mise en œuvre de telles alternatives est plutôt à considérer dans une perspective plus large et lointaine d'évolution possible de concepts de réacteurs et de leurs combustibles : pour les combustibles oxydes, et les réacteurs de 4^{ème} génération aujourd'hui envisagés (réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium), les procédés hydrométallurgiques restent sans conteste la voie de référence.

2.2.3. Avancées techniques sur la transmutation des actinides mineurs

La transmutation des actinides mineurs en réacteur à neutrons rapides peut s'envisager selon divers modes: la transmutation homogène où les actinides mineurs à transmuter sont introduits en faible quantité dans le combustible des RNR (de l'ordre du % pour un « autorecyclage »); la transmutation hétérogène, où les actinides mineurs sont concentrés dans un nombre limité d'assemblages. Pour ce dernier mode, plusieurs options sont envisageables, selon que les actinides mineurs sont introduits :

- dans des assemblages cibles spécifiques du cœur RNR (au sein d'une matrice inerte sur le plan neutronique) ;
- en couvertures où les actinides mineurs sont dilués dans le combustible fertile UO_2 placé en périphérie du cœur RNR (c'est ce qu'on appelle les couvertures chargées en actinides mineurs CCAM ou en américium CCAM) ;
- au sein de réacteurs dédiés, les ADS³⁹, où le combustible de transmutation, sans uranium, fortement enrichi en actinides mineurs et en plutonium sur support inerte fait office de combustible nourricier. Pour ce dernier type de combustible, il existe de nombreux points communs avec les cibles⁴⁰ de transmutation sur support inerte.

Quel que soit le mode retenu, la transmutation des actinides mineurs, et de l'américium en particulier, passe nécessairement par la fabrication d'un combustible ou d'une cible contenant ces radionucléides. L'oxyde est aujourd'hui le composé de référence retenu pour transmuter les actinides mineurs compte tenu de l'important retour d'expérience sur ce type de composé en réacteur (combustible du cœur de Phénix et Superphénix) mais aussi dans une perspective d'intégration future dans les usines du cycle en s'appuyant sur les technologies maîtrisées aujourd'hui vis-à-vis de ce combustible.

Il est rappelé ici qu'actuellement l'effort expérimental porte principalement sur la transmutation en mode hétérogène de l'américium et à un niveau plus faible sur le mode homogène, au travers du programme international Gacid. Le programme des recherches décrit ci-dessous sur la période 2012-2014 comprend des études visant à élaborer des combustibles ou cibles porteurs d'américium, et à mener des irradiations expérimentales pour évaluer les performances en réacteur ; ces études font l'objet de nombreuses collaborations internationales, en particulier dans le domaine des irradiations expérimentales (projets du programme cadre européen tels que FP7-Fairfuels ou FP7-Pelgrimm, ou collaboration avec le DOE américain).

2.2.3.1. Les études de transmutation de l'américium en mode hétérogène

L'élaboration du combustible chargé en américium

Les procédés de conversion en oxyde

La première étape de la fabrication consiste à récupérer quantitativement l'américium préalablement séparé (notamment par le procédé EXAm décrit plus haut) pour les transformer en un solide oxyde de type $(U,Am)O_2$, homogène en uranium et américium et adapté aux étapes ultérieures de mise en forme et de frittage. Les procédés faisant appel à une précipitation chimique, suivie d'une calcination sont couramment utilisés à cette fin mais d'autres procédés sont également examinés dans le but de simplifier et/ou d'améliorer les techniques de fabrication des combustibles dédiés à la transmutation de l'américium. Durant ces trois dernières années, les efforts ont porté sur deux voies de synthèse d'oxydes mixtes d'uranium et d'américium: la conversion oxalique et le procédé de fixation sur résine échangeuse d'ions.

³⁹ Acronyme anglais d'Accelerator Driven system

⁴⁰ A la différence du combustible, un matériau est considéré comme cible dès lors qu'il n'incorpore aucun actinide majeur (U ou Pu) à sa fabrication

La précipitation sous forme d'oxalate suivie d'une décomposition thermique transformant ce composé en oxyde, est le procédé exploité industriellement dans les usines de La Hague pour le recyclage du plutonium. Ce procédé a donc été appliqué à la co-conversion de l'uranium et de l'américium afin d'obtenir une solution solide oxyde $(U,Am)O_2$ assurant une homogénéité optimale de l'américium dans le combustible. L'utilisation de ce type de précurseur homogène simplifie les étapes de mise en forme en visant directement la composition finale en actinides. L'intérêt est donc de s'affranchir du mélange mécanique d'oxydes simples utilisé dans les procédés de fabrication des combustibles par métallurgie des poudres (dont la principale fonction est justement d'assurer l'intimité entre les actinides), et qui présente l'inconvénient d'être générateur de fines particules contaminantes.

Le procédé de fixation sur résine échangeuse d'ions suivi d'une calcination produit des précurseurs microsphériques de quelques centaines de micromètres et qui présentent deux avantages majeurs par rapport aux composés pulvérulents : d'une part, une coulabilité élevée qui facilite leur mise en œuvre dans des procédés industriels et d'autre part, leur organisation sous forme « d'agglomérats mous »⁴¹ qui limite la dissémination de fines particules lors de leur manipulation tout en permettant leur pressage sous forme de pastilles.

Les avancées récentes concernant le développement de ces deux procédés sont présentées ci-dessous.

La coconversion de l'uranium et de l'américium par voie oxalique

La précipitation sous forme d'oxalate suivie d'une décomposition thermique transformant ce composé en oxyde est schématisée sur la figure 2-53. Il repose sur les deux étapes successives suivantes : la précipitation du précurseur oxalate mixte d'uranium et d'américium en milieu nitrique et la synthèse de la solution solide oxyde par traitement thermique sous atmosphère inerte de ce précipité.

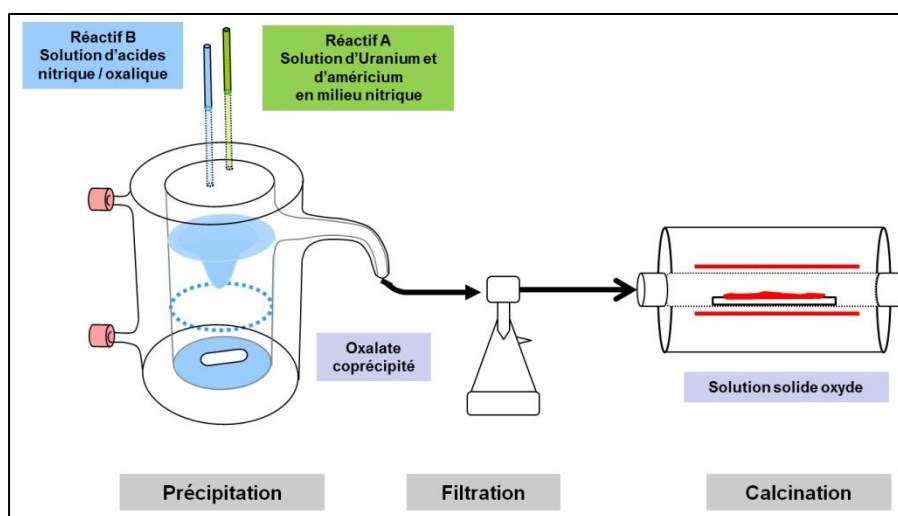


Figure 2- 53: représentation schématique du dispositif de conversion oxalique mis en œuvre au CEA à l'échelle du laboratoire

Suite aux premiers essais en boîte à gants pour tester le procédé de co-conversion à l'échelle du gramme d'oxyde mixte $(U,Am)O_2$, une démonstration de la fabrication de quantités significatives en chaîne blindée de haute activité a été réalisée en 2012.

Cette démonstration a permis la synthèse de deux lots de 15 g de poudre coconvertie (figure 2-54) à des teneurs molaires d'américium de 10 et 15 % ($(U_{0.9}Am_{0.1})O_2$ et $(U_{0.85}Am_{0.15})O_2$). Les rendements de précipitation respectifs pour les lots à 10 et 15 % d'américium sont de 99,6 % et 99,7%. L'oxalate est alors calciné à 750°C sous balayage d'argon pour former la solution solide recherchée d' $U_{1-x}Am_xO_2$. Les analyses microstructurales (DRX, MEB) indiquent que le produit obtenu est conforme aux spécifications de fabrication.

⁴¹ « mou » au sens de la faible résistance mécanique de l'agglomérat

Cet essai a donc permis de démontrer en 2012 la faisabilité technique de la synthèse de lots d'oxyde mixte américium-uranium pour des quantités significatives à l'échelle du laboratoire. Au total, la synthèse d'environ 28 g d'oxyde mixte (U,Am)O₂ a été obtenue par coconversion oxalique. La robustesse du procédé a également été démontrée pour une teneur de 10 à 15% en américium lors de la précipitation.

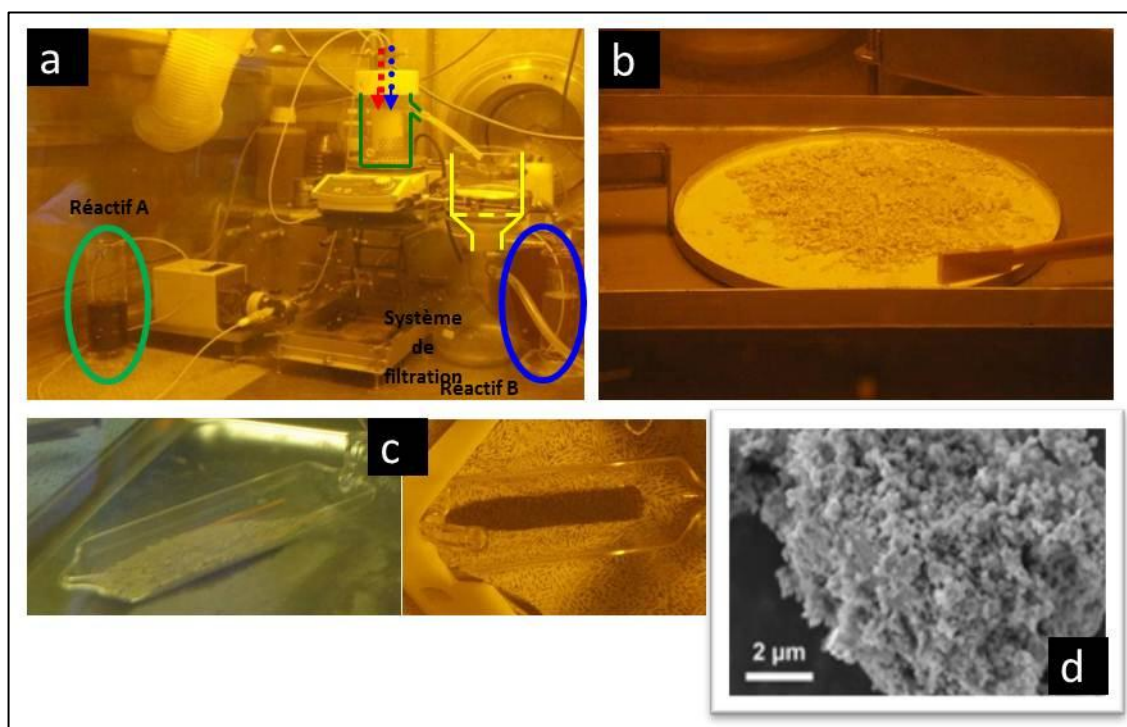


Figure 2- 54 : (a) démonstration de la précipitation oxalique d'uranium-américium en chaîne blindée. (b) précipité filtré, (c) oxalate avant calcination et oxyde mixte obtenu après calcination, (d) micrographie en mode électrons secondaires de l'oxyde obtenu

La co-conversion de l'uranium et de l'américium par les résines échangeuses d'ions

Si le procédé de mise en forme à partir d'oxydes mixtes monophasés issus de la co-conversion d'oxalates permet de limiter le nombre d'étapes à un pressage suivi d'un frittage, il fait néanmoins toujours intervenir des précurseurs pulvérulents susceptibles de conduire à la dissémination de fines particules lors de leur manipulation.

En vue de réduire encore ce risque de dissémination, un second procédé de fabrication d'oxyde de type (U,Am)O₂, s'appuyant sur l'utilisation de microsphères d'oxyde plutôt que de précurseurs pulvérulents, a été mis au point et breveté. Ce procédé appelé CRMP (Calcined Resin Microsphere Pelletizing) est basé sur l'utilisation de résines échangeuses d'ions.

Le principe de ce procédé de co-conversion en oxyde d'uranium et d'américium repose sur la fixation de cations uranium et américium sur des perles de résine carboxylique échangeuse de cations. Ce support chargé en actinides subit ensuite un traitement thermique oxydant qui a pour objectif d'éliminer la matière carbonée pour ne laisser qu'un mélange intime d'oxydes métalliques à base d'U₃O₈ et d'oxyde d'américium mélangés. Une étape de réduction est alors nécessaire pour finir de synthétiser la solution solide d'(U,Am)O₂ et ajuster sa stœchiométrie en oxygène à une valeur proche de 2. L'ensemble des étapes du procédé est schématisé en figure 2-55.

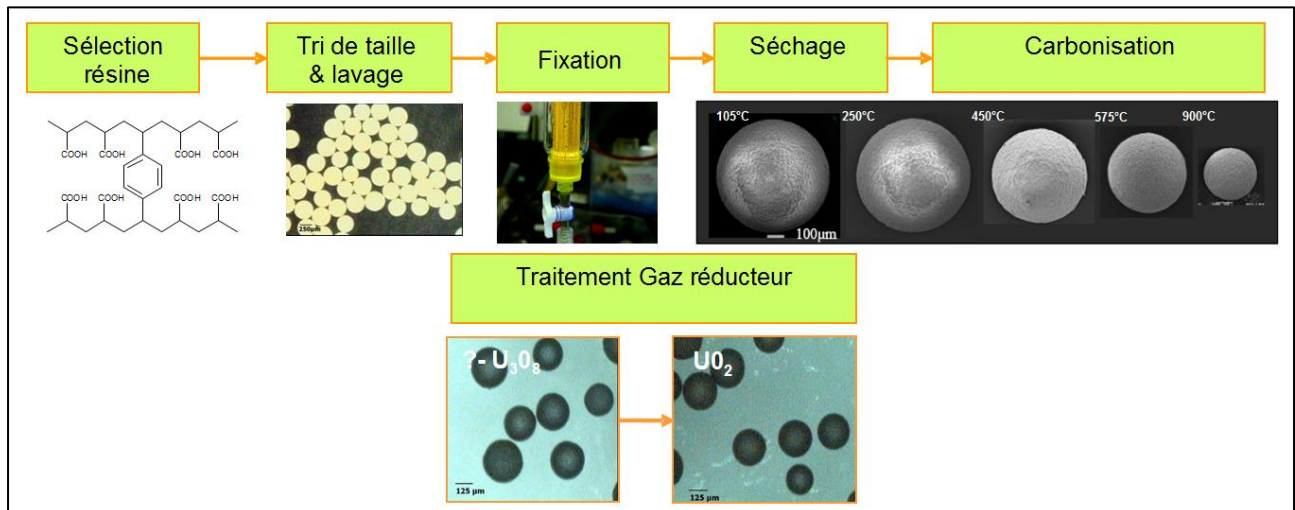


Figure 2- 55 : Principe du procédé de co-conversion par résines échangeuses d'ions

En 2013, une démonstration de la synthèse, par la voie résines échangeuses d'ions, de plusieurs grammes de microsphères d'oxyde mixte d'uranium-américium à une teneur de 10% en américium a été réalisée en chaîne blindée (figure 2-56). Elle a permis notamment de valider que la fixation de l'américium et de l'uranium sur la résine a bien été congruente et qu'aucune ségrégation n'a eu lieu entre ces deux actinides. Enfin, l'ensemble des analyses et examens ont montré la conformité de l'oxyde d'uranium et d'américium obtenu avec les spécifications de fabrication, en particulier concernant la teneur en carbone résiduel, le diamètre des micro-sphères, et la microstructure).

Cet essai a donc permis de démontrer la faisabilité de principe de la synthèse de microsphères d'oxyde mixte uranium/américium à l'échelle de plusieurs grammes en chaîne blindée.

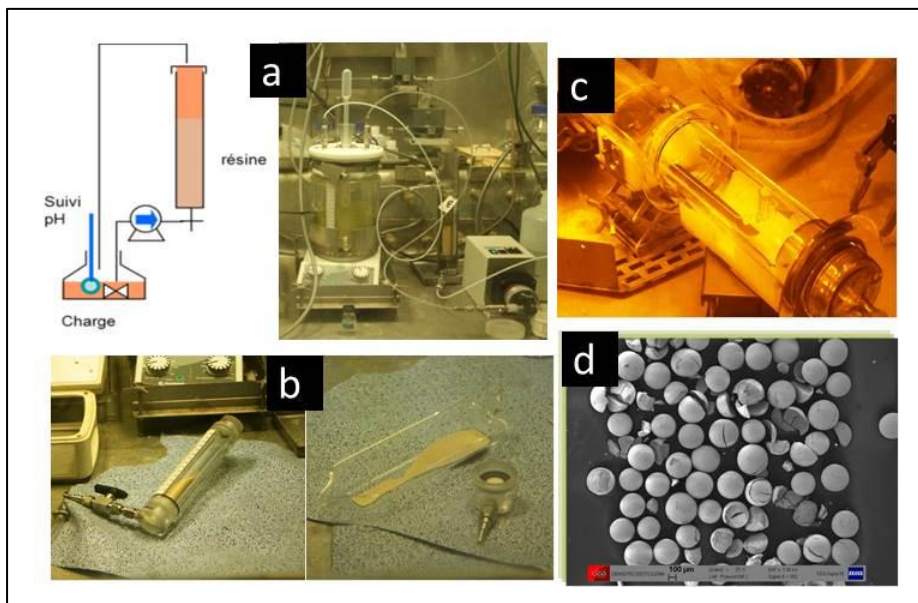


Figure 2- 56 : (a) schéma de principe et cliché du dispositif de fixation en chaîne blindée, (b) récupération de la résine après fixation de la solution, (c) résine obtenue à l'issue de l'étape de traitement thermique, (d) observation MEB de microsphères d'oxyde mixte (U,Am) O_2

Les procédés de fabrication et de mise en forme à partir de précurseurs solides (U,Am) O_2

Depuis 2013 les efforts ont porté sur trois axes majeurs interdépendants : la mise au point de nouveaux procédés de fabrication et de mise en forme, l'étude de la solution solide (U,Am) O_2 et l'étude des effets de l'auto-irradiation sur la structure du combustible à l'échelle macroscopique et structurale pour appréhender le comportement des matériaux en conditions d'entreposage.

Etudes menées sur la mise en forme et la densification des composés de type (U,Am)O₂

Les études visent à mettre au point des procédés de fabrication de couvertures UO₂ chargées en américium (CCAm) respectant les spécifications des concepteurs.

La microstructure du combustible est ici essentielle dans le sens où elle conditionne au tout premier plan le comportement de l'hélium qui sera généré de façon importante lors de l'irradiation (transformation de l'américium 241 en curium 242 par capture neutronique et désintégration beta, puis désintégration alpha de ce dernier en plutonium générant un atome d'hélium). Si l'hélium généré au sein du matériau reste confiné dans ce dernier, alors il s'accumulera avec le temps et induira un gonflement des pastilles ce qui, au-delà d'une certaine limite, pourra s'avérer rédhibitoire vis-à-vis de l'intégrité mécanique de la gaine du combustible, première barrière de confinement. Actuellement, deux types de microstructures sont envisagés en fonction des conditions d'irradiations et plus particulièrement des températures associées. Il s'agit d'une microstructure « contrôlée » à porosité ouverte qui pourrait favoriser le relâchement de l'hélium et des gaz de fission en cours d'irradiation notamment dans le domaine des basses températures (typiquement 500 – 1000 °C) et ainsi limiter le gonflement des pastilles. Pour autant, et par souci de comparaison, une microstructure dense à porosité fermée, à l'instar du combustible nucléaire actuel, sera également expérimentée sur l'ensemble de la gamme de températures ; cette dernière présente l'intérêt de résulter de procédés de fabrication bien maîtrisés et de bénéficier d'un comportement en réacteur généralement bien connu. La comparaison de l'effet de la microstructure pourra ainsi être effectuée sur tout le domaine de températures d'intérêt.

Plusieurs procédés ont ainsi été développés : des procédés avec frittage réactif ou conventionnel et des procédés avancés alternatifs aux procédés de métallurgie des poudres.

Procédé avec frittage réactif

A la fin des années 2000 un procédé de fabrication basé sur un frittage réactif des précurseurs oxydes présentés en figure 2-57 avait été mis au point et utilisé pour la fabrication des échantillons denses d'U_{0,85}Am_{0,15}O₂ dans le cadre d'un programme d'irradiation appelé Marios. Le frittage réactif vise à réaliser au cours du même traitement thermique la synthèse de la solution solide et la densification de la pastille.

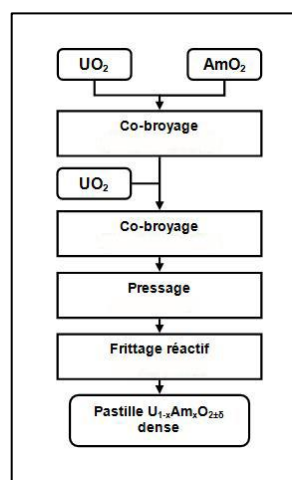


Figure 2- 57 : procédé de fabrication de composés denses par frittage réactif

Ce procédé a rapidement montré ses limites puisque les densités ou encore les taux de porosité ouverte visés n'étaient pas atteints ou mal maîtrisés et que de fortes hétérogénéités de composition (amas d'américium) ont pu être observées. Lors d'un frittage réactif, plus la teneur en américium est élevée et plus il s'avère difficile d'obtenir des combustibles denses en raison essentiellement de la compétition entre la formation de la solution solide d'uranium et d'américium et la densification de la pastille, cette dernière ne pouvant être optimale tant que la formation de la solution solide n'est pas terminée.

Procédé avec frittage conventionnel

Afin de contourner ces limitations un nouveau procédé basé sur un frittage conventionnel a alors été développé et breveté en 2011. Ce procédé schématisé en figure 2-58, nommé UMACS (Uranium Minor Actinide Conventional Sintering), dissocie la formation de la solution solide et la densification. Par ce biais il est alors possible d’obtenir des composés homogènes en uranium et américium et présentant des densités élevées. Il repose sur des étapes de co-broyage des oxydes d’uranium et d’américium, de pressage puis de traitement thermique modéré de façon à assurer l’interdiffusion de l’uranium et de l’américium pour former la solution solide sans pour autant conduire à une densification trop importante du matériau qui pourrait être rédhibitoire pour l’étape ultérieure de broyage. Au cours de ce traitement, l’atmosphère est contrôlée afin de favoriser l’interdiffusion tout en évitant la réduction et/ou la sublimation de l’oxyde d’américium n’ayant pas encore réagi. Les pastilles traitées sont ainsi à nouveau broyées afin d’obtenir un produit pulvérulent apte au pressage. La micronisation de la pastille permet par ailleurs de supprimer différents défauts microstructuraux. La poudre obtenue est à nouveau pressée sous forme de pastilles, qui sont alors frittées au cours d’un cycle dédié, réalisé sous atmosphère contrôlée. Ce dernier traitement thermique a pour but d’obtenir une pastille homogène présentant une densité supérieure à 94% de la densité théorique. L’américium étant lors de cette étape déjà associé à l’uranium sous forme d’une solution solide, le risque de sa sublimation est largement réduit.

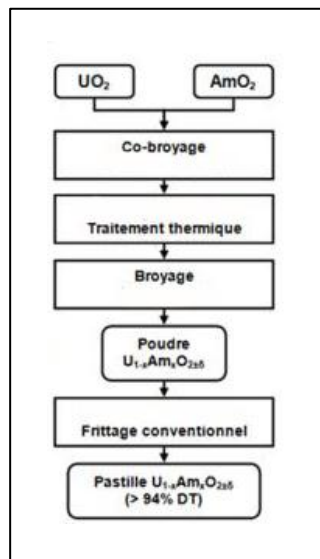


Figure 2- 58 : Schéma de principe du procédé UMACS

Ce procédé a également été utilisé avec succès pour la fabrication d’échantillons d’oxydes d’uranium et d’américium, aux fortes densités requises (> 96% de la densité théorique), pour le programme d’irradiation analytique Diamino (voir chapitre sur les expériences d’irradiation).

Le procédé UMACS a cependant pour principal défaut de nécessiter de nombreuses étapes, notamment de broyage, potentiellement génératrices de fines particules contaminantes. Si cette problématique reste gérable relativement aisément à l’échelle du laboratoire pour la contamination des équipements, la mise en œuvre de ce procédé ne paraît pas réaliste à l’échelle industrielle.

Procédés simplifiés adaptés aux poudres élaborées par co-conversion oxalique et par résines échangeuses d’ions

Des voies alternatives aux procédés de métallurgie des poudres tels que décrits précédemment pour la fabrication de CCAm et présentant des simplifications significatives (figure 2-59) ont fait l’objet d’investigations puis de développements qui se sont poursuivis sur la période 2012-2014. Ces procédés dits avancés tirent profit des caractéristiques et propriétés physiques présentées par les nouveaux précurseurs solides que sont les oxydes mixtes d’actinides monophasés élaborés par co-conversion oxalique et par fixation sur résines échangeuses d’ions.

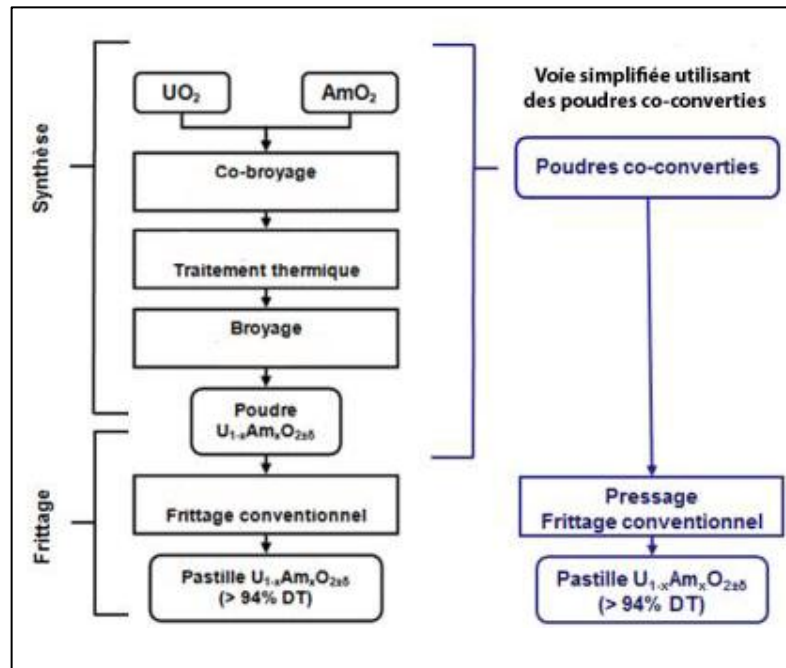


Figure 2- 59 : simplification des procédés de fabrication des CCAM

En 2013, la faisabilité de la fabrication de CCAM de type $(U_{0,85}Am_{0,15})O_2$ à partir du lot de poudres oxyde issues de la co-conversion d'oxalates mixtes d'uranium et d'américium (présentée plus haut) a été démontrée. A l'issue d'un test unitaire qui a permis de définir la gamme de température requise pour obtenir une bonne densification, des fabrications de pastilles ont donc été réalisées en chaîne blindée selon le procédé simplifié et ont conduit à l'obtention de pastilles (figure 2-60) de densité de l'ordre de 95% de la densité théorique telle que visée et sans perte d'américium par sublimation pendant les traitements thermiques. L'ensemble des analyses a permis de vérifier la conformité aux spécifications, comme par exemple la teneur en carbone résiduel, la microstructure, ou encore l'absence de défauts et fissures.

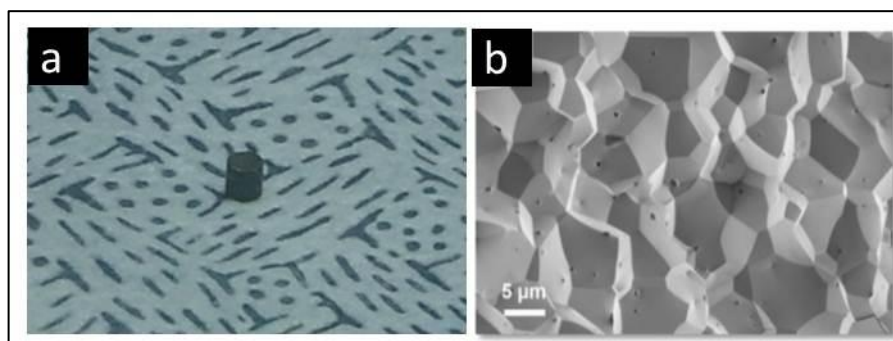


Figure 2- 60 :(a) cliché d'une pastille fabriquée par voie simplifiée, (b) micrographie réalisée au MEB FEG en mode électrons secondaires de la surface de fracture d'un échantillon de pastille

Cet essai a permis de démontrer la maîtrise de la fabrication de pastilles à l'échelle du laboratoire à partir de poudres co-converties. Par ailleurs, il a pu être démontré que leur forte réactivité permet de baisser la température de frittage de quelques 100K par rapport à un même composé élaboré par réaction à l'état solide.

Si le développement de procédés de mise en forme à partir d'oxydes mixtes monophasés issus de la co-conversion d'oxalates permet de limiter le nombre d'étapes à un pressage suivi d'un frittage, il fait néanmoins toujours intervenir des précurseurs pulvérulents susceptibles de conduire à la dissémination de fines particules lors de leur manipulation.

En vue de réduire encore ce risque de dissémination, les développements du procédé CRMP (Calcined Resin Microsphere Pelletizing) de fabrication de CCAM s'appuyant sur l'utilisation de microsphères d'oxyde de taille supérieure (typiquement plusieurs centaines de micromètres) plutôt que de précurseurs pulvérulents ont été poursuivis. Plus particulièrement, il comporte des étapes de pressage et de frittage de microsphères d'oxyde ($U_{1-x}Am_xO_2$) obtenues par conversion sur résine échangeuse d'ions.

En 2014, la faisabilité de la fabrication de CCAM de type $(U_{0,90}Am_{0,10})O_2$ à partir du lot de micro-sphères présenté précédemment a été démontrée. L'ensemble des caractérisations a permis de confirmer le bon déroulement des étapes du procédé (conservation de la sphéricité à l'issue des traitements thermiques, départ maîtrisé de la matière carbonée sans déstructuration des sphères, confirmation de la gamme de température optimale pour le frittage, absence de sublimation de l'américium) ainsi que la conformité des micro-sphères aux spécifications (densité visée, absence de défauts ou de fissures, microstructure homogène très dense,...). Un exemple de micrographies est donné sur la figure 2-61. Seule la teneur en carbone résiduelle reste un peu élevée (autour de 100 ppm) mais celle-ci n'a à ce stade fait l'objet d'aucune optimisation.

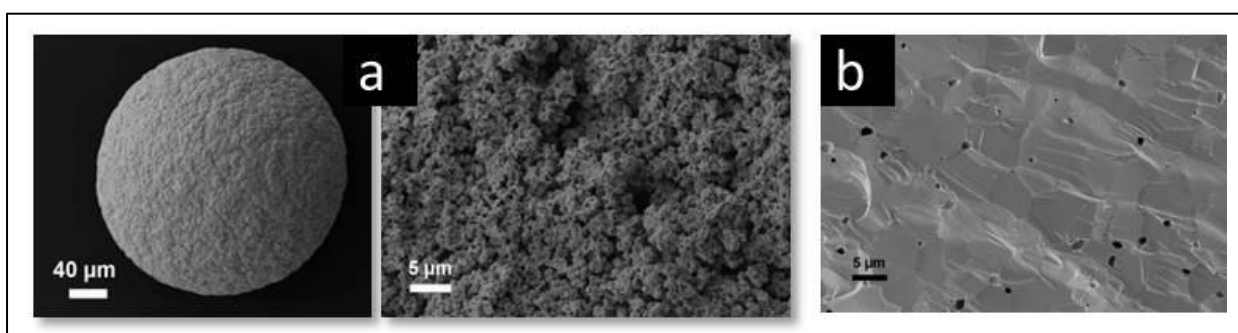


Figure 2- 61: (a) micrographies en mode électrons secondaires à différents grossissements des microsphères d' $U_{0,90}Am_{0,10}O_2$, (b) micrographie réalisée au MEB FEG en mode électrons secondaires de la surface de fracture d'un échantillon de pastille

Ces travaux ont donc permis de démontrer la faisabilité de la fabrication, à l'échelle du laboratoire, de CCAM de composition $(U_{0,90}Am_{0,10})O_2$ à partir de microsphères poreuses d'oxyde issues de la conversion thermique de résine échangeuse d'ions chargée en actinides. Ils ont conduit avec succès à l'obtention de pastilles denses à microstructure et composition homogènes et de faible porosité ouverte. Une phase de R&D complémentaire est en cours pour démontrer également, en complément des premiers essais de fabrication réalisés sur UO_2 , la faisabilité de produire des pastilles de microstructure « contrôlée » à porosité ouverte en $(U,Am)O_2$.

Etude de la synthèse et de la stabilité de la solution solide $U_{1-x}Am_xO_2$

Cette étude a pour objectif d'acquérir des données de base sur le diagramme de phase ternaire encore mal défini U-Am-O nécessaires à l'orientation des conditions de mise en forme et de densification des pastilles de transmutation.

En complément des études précédentes menées sur des composés à faibles teneurs en américium, les actions menées pour l'étude de cette solution solide se sont particulièrement concentrées sur les composés à fortes teneurs en américium, notamment au travers de nombreuses expériences de spectroscopie par absorption des rayons X (SAX), diffraction des rayons X (DRX-HT) en température sous atmosphère contrôlée (figure 2-62) et pour la première fois par spectroscopie Raman, méthode inédite pour les oxydes mixtes d'uranium et d'américium. Les résultats obtenus mettent en évidence la singularité du système U-Am-O avec tout d'abord une distribution de charges particulière entre l'uranium et l'américium puis l'absence probable d'une lacune de miscibilité pour les teneurs en américium visées pour la transmutation (< 20% at.) et pour les conditions habituelles de fabrication (température/atmosphère). Ce résultat atteste donc de la stabilité des composés de type $(U,Am)O_2$ et de l'absence de risque de décomposition, que ce soit au cours de l'étape de frittage lors de la fabrication que lors de l'irradiation.

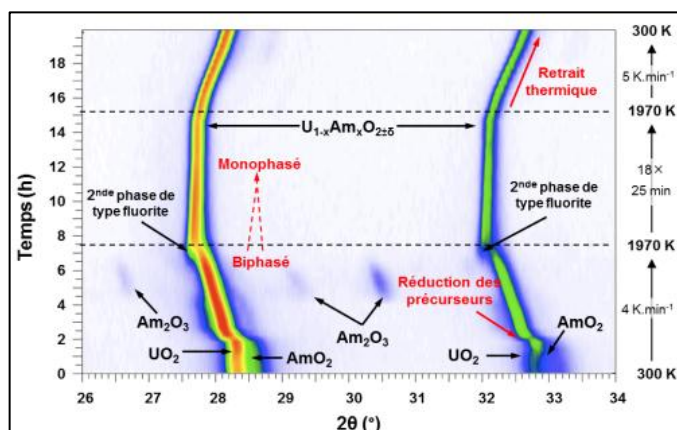


Figure 2- 62 : Carte d'iso-intensité des diagrammes de DRX-HT d' UO_{2-x}/AmO_{2-6} en fonction du temps et de la température.

Etude des effets de l'auto-irradiation

Cette étude vise, compte tenu de l'importante activité α de ^{241}Am , à identifier les éventuels effets sur la structure du combustible à l'échelle macroscopique et structurale pour connaître notamment l'évolution des CCAm dans le temps en condition d'entreposage. Dans cet objectif, l'évolution de plusieurs échantillons $U_{1-x}Am_xO_2$ de teneurs variables en américium (présentés dans le tableau 2-10) a été caractérisée par diffraction des rayons X et spectroscopie d'absorption X. Les résultats mettent en évidence qu'aucune transition ou transformation structurale radio-induite n'a été observée.

x (Am/(U+Am))	Débit de dose (GBq.g ⁻¹)	Durée d'expérimentation (jours - heures)	Dose cumulée (α .g ⁻¹)	Dose cumulée (dpa) [†]
0,075	9	623 – 14954	$4,5 \times 10^{17}$	0,11
0,15	17	449 - 10774	$6,4 \times 10^{17}$	0,15
0,3	36	317 – 7604	$9,9 \times 10^{17}$	0,24
0,4	44	297 – 7126	$1,1 \times 10^{18}$	0,27
0,5	56	322 – 7726	$1,5 \times 10^{18}$	0,37
0,6	67	115 – 2748	$6,6 \times 10^{17}$	0,16
0,7	78	137 – 3292	$9,1 \times 10^{17}$	0,22

Tableau 2- 9 : Durées d'expérimentation et doses cumulées pour chaque échantillon $(U_{1-x}Am_x)O_2$

De manière similaire, aucune des techniques employées n'a montré d'amorphisation massive des composés étudiés mais au contraire un maintien de la cristallinité initiale des composés. Le principal effet observé de l'auto-irradiation est un gonflement structural mis en évidence par DRX et confirmé par l'augmentation initiale des distances interatomiques par SAX. Ce gonflement s'établit progressivement, le temps nécessaire pour atteindre le gonflement structural maximal semblant proportionnel à la teneur en américium du composé, autrement dit proportionnel à son activité. La comparaison des résultats obtenus par SAX et DRX-HT a par ailleurs révélé la mise en place d'un équilibre entre formation de nouveaux défauts ponctuels et autoréparation de ces défauts, expliquant la saturation du gonflement structural.

Les développements technologiques pour la mise en œuvre des procédés

En complément des études de procédé, un enjeu important réside dans l'adaptation des équipements de laboratoire aux contraintes d'exploitation en chaîne blindée pour la mise en œuvre des actinides mineurs. Dans cet objectif, plusieurs projets ont été mis en place pour préfigurer une augmentation de la cadence de production des équipements utilisés aujourd'hui à l'échelle du laboratoire. Certains d'entre eux sont illustrés dans les exemples suivants.

Pour l'étape de co-conversion, un des enjeux concerne la filtration de l'oxalate co-précipité d'uranium et d'américium. Depuis 2012, le CEA a ainsi développé, dans le cadre d'un partenariat industriel, un système de séparation solide/liquide performant permettant de traiter des suspensions solides et d'obtenir un solide de siccité importante et adapté aux contraintes d'exploitation en boîte à gants et en cellule haute activité.

Les travaux consistent aujourd'hui à tester des premiers prototypes non nucléarisés (figure 2-63) avec de l'oxyde de cérium afin de valider le point de fonctionnement et de préfigurer les évolutions technologiques pour la nucléarisation. La version nucléarisée permettra de traiter de l'ordre du l/h de suspension soit une capacité de l'ordre de 70 g/h de précipité.

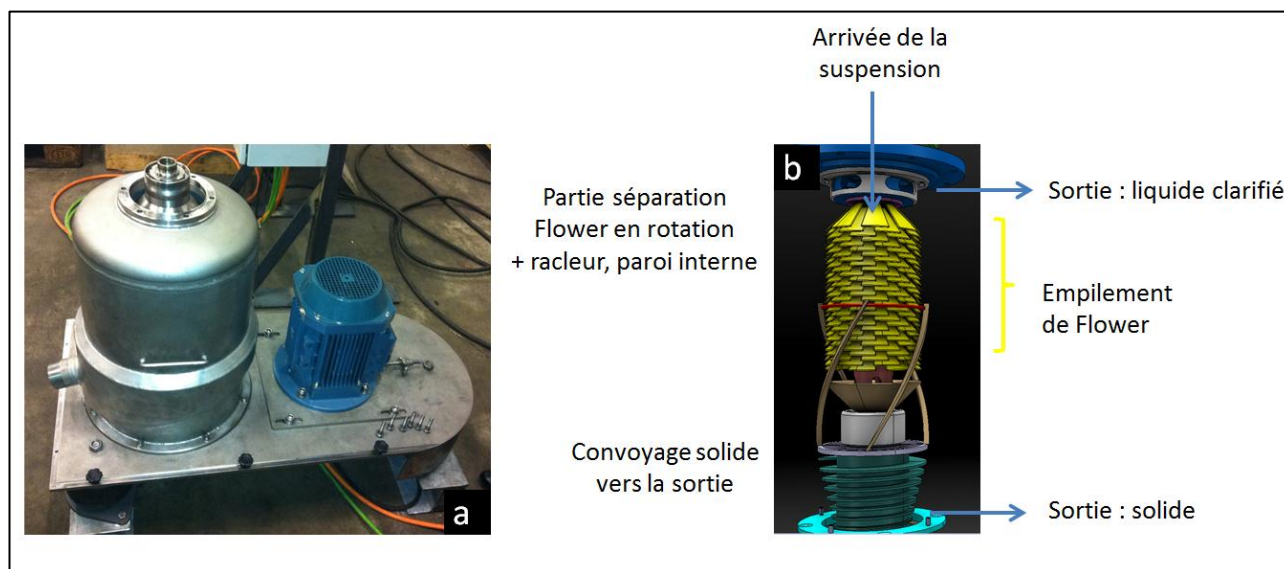


Figure 2- 63 : (a) prototype de séparation liquide /solide et (b) vision schématique du séparateur liquide solide

Depuis 2012, le CEA a également développé une presse nucléarisée dans le cadre d'un partenariat industriel, dont l'objectif est d'explorer les possibilités de fabrication à cadence plus élevée de combustibles nucléaires à base d'actinides mineurs en caisson blindé, préfigurant ainsi les technologies à qualifier pour la fabrication de CCAM jusqu'à l'échelle d'un assemblage complet, même si les installations pour cela ne sont pas aujourd'hui disponibles. La prise en compte des contraintes de l'exploitation en chaîne blindée (haute activité) a amené à concevoir une presse intégrant les caractéristiques originales suivantes :

- la compacité : la presse d'une hauteur totale de 1200 mm est entièrement modulable et chaque module d'un poids inférieur à 80kg est transférable dans la cellule via un sas de 250 mm de diamètre ;
- un entraînement électromécanique afin de minimiser la présence de produits hydrogénés pour des soucis de sûreté et de gestion des déchets (absence d'huile).

Durant la phase d'étude, une modélisation 3D (illustrée en figure 2-64) a été réalisée ainsi qu'une simulation en réalité virtuelle afin de valider l'ensemble des opérations telles que l'introduction et le montage de chaque module ainsi que le positionnement optimal de la presse dans l'environnement du caisson blindé.

Cette presse uniaxiale et mono-poinçons fonctionne selon un mode de type double effet grâce aux mouvements combinés du poinçon supérieur et de la matrice asservie en déplacement. D'une capacité de 10 tonnes en pression, sa cadence de production maximale est de l'ordre de 1 à 5 pastilles par minute. Un programme de qualification est en cours. Il s'agit de maîtriser son fonctionnement, garantir sa fiabilité et sa robustesse en optimisant les cycles de fabrication. L'objectif visé est donc de minimiser les endommagements des pastilles et de respecter des tolérances diamétrales optimales afin d'éviter toute étape de rectification après frittage (source de contamination). Les tous premiers essais viennent de commencer sur des matériaux simulant tels que la poudre d'alumine.

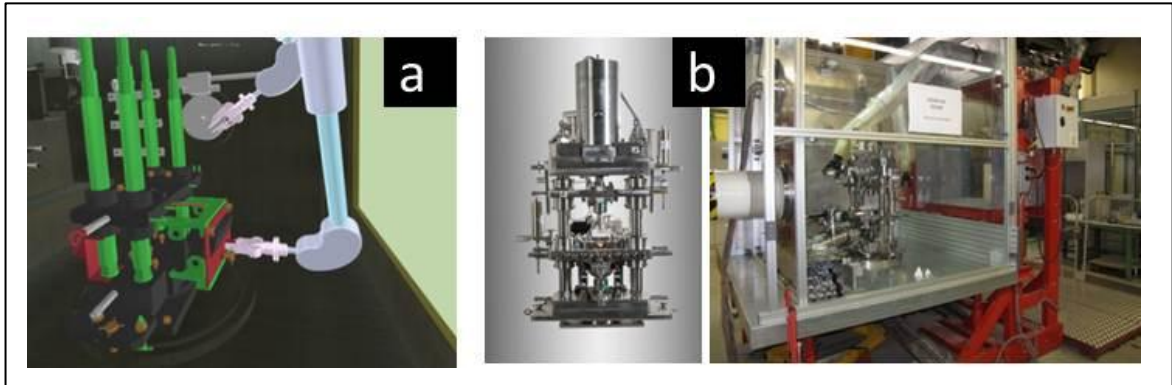


Figure 2- 64 : (a) simulation 3D de l'assemblage par télémanipulateurs, (b) images de la presse et du caisson simulé

Les résultats des expériences de transmutation de l'américium en mode hétérogène

Les études de conception préliminaire des assemblages de combustibles de Couverture chargée en américium (CCAm) réalisées en 2008, ont indiqué que le régime thermique au centre des pastilles $(U,Am)O_2$ sous irradiation se situerait dans une gamme de températures modérées (~ 500 à $1500^\circ C$), dans laquelle un gonflement significatif du combustible, lié à la forte production d'hélium associée à la transmutation de l'américium 241 (désintégration alpha du curium 242), pourrait se produire.

Si le comportement des combustibles UO_2 est bien connu du fait d'un retour d'expérience conséquent sur les REP et RNR, les résultats sur le comportement combustible de type CCAm se sont longtemps limités à ceux acquis dans l'expérience d'irradiation Superfact-1 dans Phénix qui incluait 2 aiguilles contenant du combustible $(U,Am,Np)O_2$, irradiées à des températures très supérieures ($>1700^\circ C$) à celles attendues pour les CCAm.

Aujourd'hui, quatre projets d'irradiation sont en cours de réalisation dans le cadre d'un programme plus général ouvert à la collaboration internationale, impliquant le CEA, des partenaires européens et américains. : Ce programme vise à qualifier le combustible CCAm et est structuré selon plusieurs phases successives : acquisition de données de base sous flux (telles qu'ici le comportement/relâchement de l'hélium dans des gammes de température intermédiaires $500 - 1500^\circ C$) et sélection des concepts de combustible, faisabilité des concepts et preuve de leurs performances, puis irradiations prototypiques en environnement représentatif (aspects sûreté), enfin qualification finale en réacteur à grande échelle. Généralement les deux premières phases s'opèrent en réacteurs expérimentaux, les phases de qualification plus avancées devant s'opérer dans des réacteurs à neutrons rapides (pour ce qui relève ici de la transmutation des CCAm). Le réacteur Astrid pourrait ainsi contribuer aux dernières phases de qualification du combustible CCAm (irradiation de quelques aiguilles puis d'un assemblage complet par exemple).

- Diamino et Marios sont des expériences d'irradiations analytiques (i.e. à effets séparés, c'est-à-dire que sont observés les effets de paramètres ou de grandeurs pris séparément les uns des autres). L'objectif est d'étudier le relâchement gazeux et le gonflement de CCAm pour différents paliers de températures ($600, 800, 1000$ et $1200^\circ C$), pour deux microstructures de matériau (poreuse et dense) et différentes cinétiques de production d'hélium (afin d'évaluer l'impact de l'effet de l'accélération des phénomènes de transmutation induits par les flux de neutrons des réacteurs expérimentaux comparés aux conditions réellement rencontrées en RNR) ;
- Marine et AmBB-1 sont des expériences semi-intégrales (pour lesquelles plusieurs effets sont couplés afin de reproduire certains aspects du fonctionnement en réacteur, par exemple avec la présence d'une gaine environnant la pastille, ou d'un gradient de température radial), pour mettre en œuvre des conditions d'irradiation en réacteur expérimental au plus près de celles envisagées en RNR.

L'avancement de ces différentes expériences dont les caractéristiques sont regroupées (avec celles de Superfact-1) dans le tableau 2-11, est présenté ci-après.

Test	SUPERFACT	MARIOS	DIAMINO	MARINE	AmBB-1
Date de l'irradiation	Années 80	2011-2012	2014-2015	2015-2016	2019-2021
Participants	CEA/JRC-ITU	FP7-FAIRFUELS FP7-PELGRIMM	CEA	FP7-PELGRIMM	CEA/DOE
Réacteur	PHENIX	HFR	OSIRIS	HFR	ATR
Teneur Am	20% (+20%Np)	15%	7,5 & 15%	13%	15%
Nombre d'aiguilles	2	4	4 / 15 % Am 2 / 7,5% Am	2	4
Mise en forme combustible	Pastilles	Disques	Disques	Pastilles & sphérules	Pastilles
Procédé de fabrication	Sol-Gel	Métallurgie des poudres		Sol-Gel	co-conversion & CRMP
Taux de densification	96%	88% et 92%	82-85 et 96-97%	94% (pastilles)	à définir
Taux de combustion	4,3at%	<1,5at%	5at% visés	5at% visés	à définir
Puissance linéique (kW. m ⁻¹)	12-37	-	-	3-10	à définir

Tableau 2- 10 : Caractéristiques des expériences d'irradiation sur les combustibles de transmutation des actinides mineurs en mode hétérogène sur support UO₂

L'irradiation Diamino réalisée en programme propre par le CEA, a débuté le 13 février 2014 dans le réacteur Osiris à Saclay.

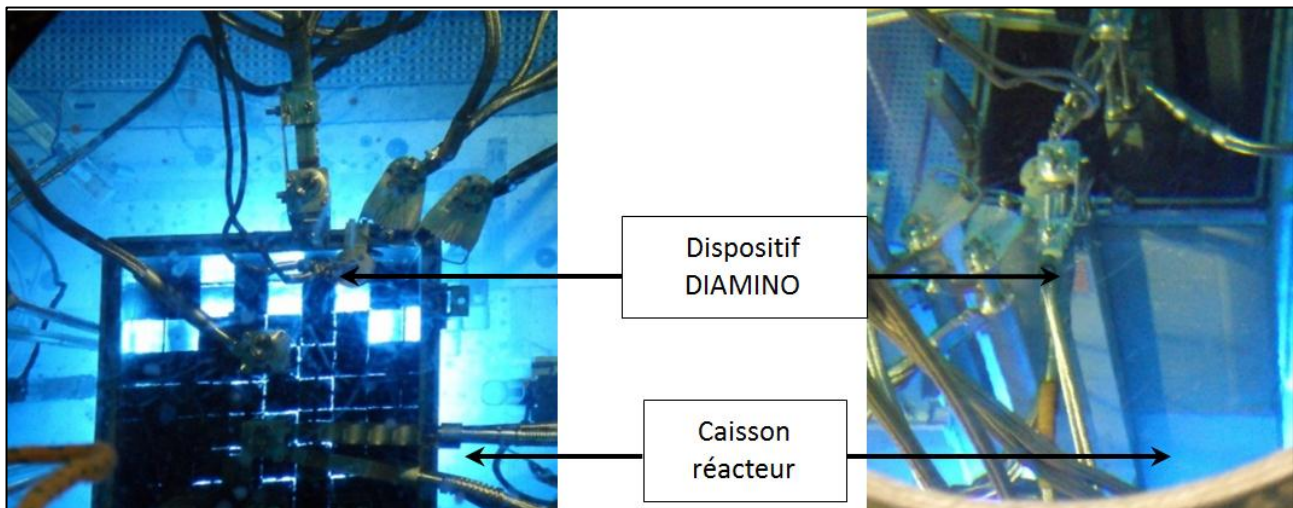


Figure 2- 65 : Photos du dispositif Diamino dans le réacteur Osiris

Fin 2014, le dispositif Diamino dont des photographies sont données en figure 2-65, avait cumulé 5 cycles d'irradiation, atteignant ainsi 134 jours équivalents pleine puissance (JEPP). Les quatre aiguilles à 15% d'Am (2 microstructures x 2 températures d'irradiation - 600 et 800°C) seront irradiées jusqu'en avril 2015, soit ~210 JEPP, ce qui correspond à une production d'hélium de 2,8 mg/cm³ voisine de celle visée pour les CCAM (3,5g/cm³). Le taux de transmutation de l'Am visé pour cette irradiation expérimentale est de 60 at% pour un taux de fission global des noyaux lourds voisin de 1 at%. Ces valeurs sont à rapprocher respectivement de 25 at% et 3 at% pour les couvertures CCAM. Les deux aiguilles à 7,5% d'Am (2 microstructures à 800°C) resteront en réacteur jusque fin 2015 cumulant ainsi 310 JEPP. Les examens post-irradiation dont l'objectif est d'acquies des données de base sur le gonflement du combustible et le

relâchement gazeux dans les CCAM en fonction de la température et de la microstructure du combustible, seront réalisés dans l'installation Leca/Star du site CEA de Cadarache. Il s'agira aussi de comparer les résultats entre les CCAM à 15 et 7,5% d'Am pour disposer de résultats sur l'impact de l'accélération de la transmutation de l'américium (effet lié aux caractéristiques et flux neutroniques intrinsèques du réacteur expérimental), sur le comportement sous irradiation des CCAM. Ces informations sont nécessaires aux études de conception des aiguilles CCAM des futurs RNR et à la poursuite des phases de qualification expérimentale.

L'irradiation Marios s'est déroulée dans le cadre du projet européen Fairfuels du 19 mars 2011 au 2 mai 2012 cumulant ainsi 304 JEPP dans le réacteur HFR⁴². Les 4 mini-aiguilles (2 microstructures x 2 températures d'irradiation – 1000 et 1200°C) contenaient chacune 6 disques de CCAM à 15% d'Am fabriqués dans le laboratoire Atalante à Marcoule. Le tableau 2-11 présente les valeurs moyennes de température, taux de fission et de transmutation pour chaque aiguille.

Aiguille	Température	Taux de fission (at%)	Taux de transmutation (at%)
1	990	1,1	48
2	1370	1,6	56
3	1180	1,5	56
4	980	1,1	45

Tableau 2- 11 : Taux de fission et transmutation des 4 mini-aiguilles Marios

Les examens post irradiation sont en cours de réalisation dans le cadre du projet européen Pelgrim débuté en 2012.

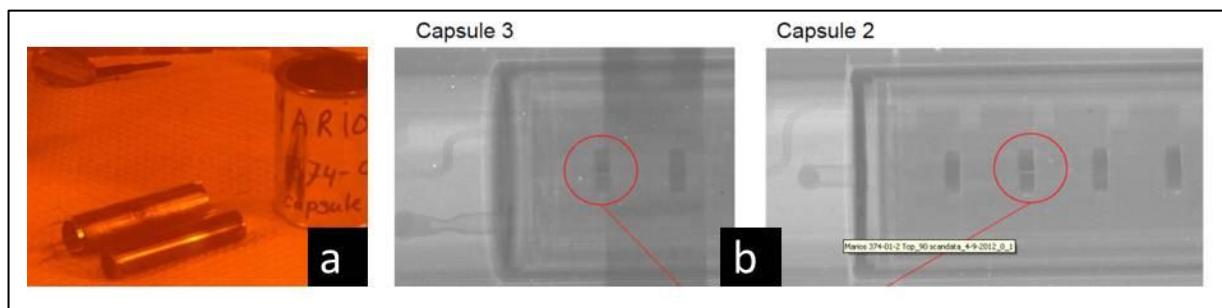


Figure 2- 66 : Illustration de la mini-aiguille n°2 après extraction de sa capsule (a) et des neutronographies effectuées sur les mini-aiguilles n°2 et 3 (b) – Les disques fissurés sont identifiés par les cercles rouges

L'état général des mini-aiguilles et les résultats des neutronographies (Figure 2-66) suggèrent un bon comportement d'ensemble même si certains échantillons sont fracturés.

L'analyse des gaz recueillis lors des perçages des mini-aiguilles a montré que la totalité de l'hélium produit pendant l'irradiation avait dans tous les cas été relâchée, en raison très probablement d'une mobilité importante dans le matériau y compris à 1000°C. Les relâchements des gaz de fission ont augmenté avec la température : 10, 50 et 90% à ~1000, ~1200 et ~1400°C respectivement. Il n'a pas été noté de différence de relâchement entre les échantillons à microstructure dense et ceux à plus forte porosité ouverte. Enfin, pour les températures étudiées et conformément aux connaissances sur le comportement des gaz dans l'UO₂, la mobilité des gaz de fission est inférieure à celle de l'hélium se traduisant par des relâchements moindres.

Les résultats de spectrométrie gamma, qui indiquent un relâchement important de césium pour la seule aiguille n°2, signifient que le seuil de relâchement se situe à une température comprise entre 1200 et 1400°C.

⁴² Le réacteur à haut flux (High Flux Reactor, HFR) localisé à Petten aux Pays-Bas est en service depuis 1961. Sa puissance a été augmentée à plusieurs reprises pour atteindre 45 MW thermiques. Le HFR est la propriété de la Commission Européenne et est opéré par le groupe NRG (Nuclear Research and Consultancy Group).

Les examens destructifs sur les aiguilles n°1, 3 et 4 sont prévus au LECA à Cadarache après transport des aiguilles depuis le réacteur HFR. Ils permettront de déterminer notamment le gonflement des disques, et de caractériser la microstructure (aspect général et morphologie de la porosité). L'aptitude à la dissolution et enfin l'évaluation fine des taux de transmutation et de fission seront évaluées dans l'installation Atalante.

Les expériences semi-intégrales Marine et AmBB1, ont pour objectifs de mettre en œuvre des conditions d'irradiation en réacteur expérimental au plus près de celles envisagées en RNR.

L'irradiation Marine est en cours de préparation dans le cadre du projet européen Pelgrim : le CEA en a défini les objectifs, JRC-IE a conçu l'expérience, JRC-ITU a fabriqué les combustibles et les mini-aiguilles et NRG réalisera l'irradiation dans le réacteur HFR. Deux aiguilles seront ainsi irradiées à partir de juin 2015, durant ~400 JEPP à une température proche de 1000°C en fin d'irradiation. Une aiguille comporte une colonne de pastilles, l'autre un empilement de sphérules (préparées par voie sol-gel) vibrocompactées, de deux tailles granulométriques (centrées sur 60 et 800µm) pour comparer le comportement sous irradiation de combustibles avec des microstructures significativement différentes. Les mini-aiguilles seront chacune équipées d'un capteur de pression permettant d'apprécier en continu les relâchements d'hélium et gaz de fission.

De façon complémentaire, l'irradiation AmBB-1 qui sera réalisée en collaboration avec le département de l'énergie américain (DOE), est en cours de définition. Quatre mini-aiguilles fabriquées à dans l'installation Atalante du CEA sont prévues d'être irradiées à partir de 2019, dans le réacteur américain ATR d'Idaho National Laboratory à 800°C (3 mini-aiguilles) ou 1000°C (1 mini-aiguille) en fin d'irradiation. Une mini-aiguille comportera une colonne de pastilles de combustible préparé par métallurgie des poudres à partir de poudres de co-conversion contenant de l'américium de recyclage issu de l'essai intégral EXAm (cf. section 2.2.2.1). Une mini-aiguille témoin, incluant des pastilles de CCAm incorporant de l'²⁴¹Am pur, sera irradiée pour comparaison. Enfin, deux mini-aiguilles dont l'une sera irradiée à une température de 1000°C en fin d'irradiation, comporteront des pastilles fabriquées à partir de sphérules (U,Am)O₂, synthétisées par le procédé CRMP présenté plus haut.

Modélisation du comportement en réacteur

En parallèle des irradiations, le développement d'un outil de simulation du comportement des CCAm sous irradiation a été initié. Un modèle de comportement des gaz dédié aux CCAm a été construit : il permet de caractériser sous forme simplifiée la distribution de bulles à deux gaz (hélium et xénon) en termes de taille et de contenu en gaz, ainsi que la concentration du gaz dissous ou relâché aux joints de grains et au bord des fragments de combustible.

2.2.3.2. Les études de transmutation en mode homogène

L'élaboration du combustible

Les travaux de recherche du CEA dans le domaine de la transmutation en mode homogène s'inscrivent essentiellement dans le cadre du programme international Gacid mené au sein du forum international sur les réacteurs de Génération IV. Initié en 2007 et reconduit récemment jusqu'en 2017, ce programme complète la démarche de qualification du combustible de transmutation des actinides mineurs en mode homogène, avec les projets d'irradiation (au-delà de 2017) d'une aiguille dans les réacteurs Joyo et Monju puis d'un faisceau d'aiguilles dans Monju. Depuis 2012, en raison des incertitudes qui pèsent sur le redémarrage des 2 réacteurs, le programme s'est repositionné tout d'abord sur la fabrication d'échantillons de combustibles à 3% d'américium et 1% de neptunium puis sur l'acquisition de mesures de propriétés pour la conception optimisée des aiguilles expérimentales.

En 2012 et 2013 des recherches et développements se sont ainsi poursuivis, à niveau limité toutefois, dans l'installation Lefca du site CEA de Cadarache avec la mise au point du procédé de fabrication de combustibles homogènes.

Plusieurs combustibles ont été fabriqués et caractérisés (figures 2-67 et 2-68), selon un procédé reposant sur la métallurgie des poudres à partir d'un mélange initial de poudre et en utilisant de l'américium fourni par l'Idaho National Laboratory du DOE américain dans le cadre de ce programme. Les compositions en actinides sont les suivantes : 19% Pu, 3% ^{241}Am , 1% ^{237}Np , le reste en uranium. Des pastilles de différents diamètres et hauteurs ont été produites.

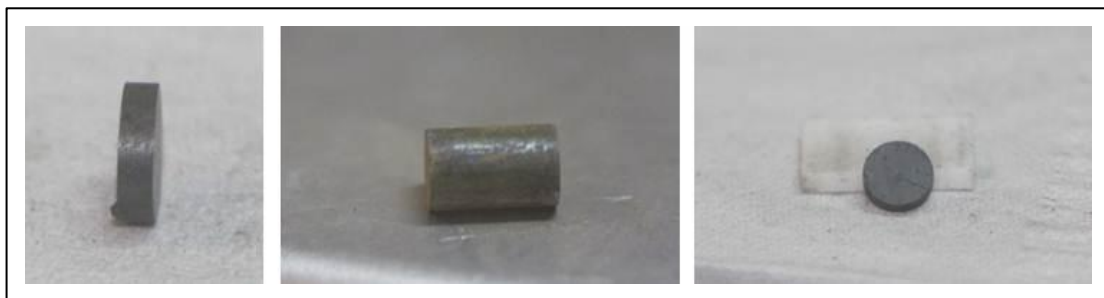


Figure 2- 67 : Pastilles et disques $(\text{U, Pu, Am, Np})\text{O}_2$ fabriqués au LEFCA

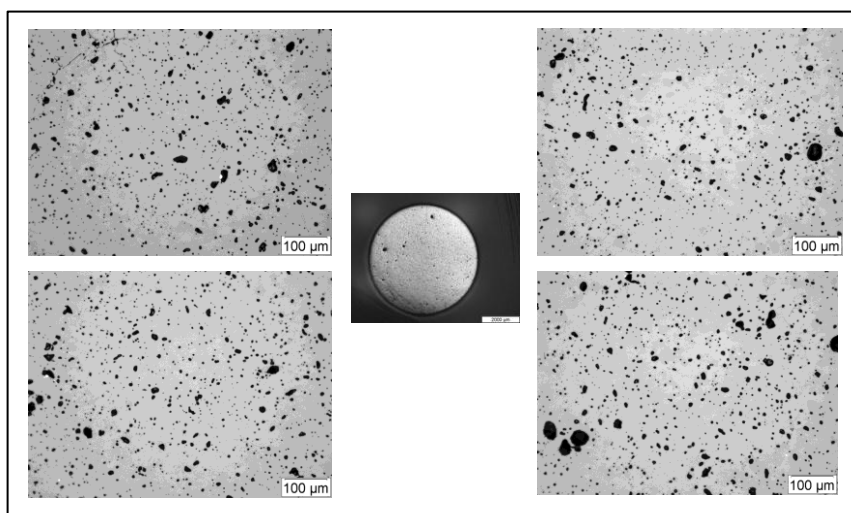


Figure 2- 68 : Céramographies du combustible $(\text{U, Pu, Am, Np})\text{O}_2$

Ce programme vise maintenant à caractériser les propriétés physiques (diffusivité thermique, chaleur spécifique, température de fusion et la pression de vapeur) des pastilles obtenues en présence d'américium et à les comparer à celles des mêmes matériaux exempts d'américium. Ces résultats permettront d'apprécier l'influence de la teneur en américium sur ces propriétés qui influent au premier ordre sur le comportement thermique du combustible. Ce sont également des données d'entrée des codes de calculs qui permettent de concevoir et dimensionner les irradiations expérimentales ainsi que le combustible en réacteur.

Les caractérisations des propriétés de ces pastilles homogènes se poursuivent actuellement au CEA et en collaboration avec le JRC-ITU.

Les résultats des expériences de transmutation en mode homogène

La faisabilité de la transmutation étant acquise (notamment via l'irradiation Superfact dans le réacteur Phénix à la fin des années 80), les recherches sur le combustible de transmutation en mode homogène portent sur l'évaluation des éventuelles conséquences de l'introduction d'actinides mineurs à faible teneur sur son comportement (redistribution des espèces fissiles, gonflement volumique, relâchements gazeux, corrosion chimique et sollicitation mécanique de la gaine,...).

Ce type de combustibles était en 2012 à un stade avancé de développement : des expériences d'irradiation (tableau 2-12) avaient été réalisées pour appréhender leur comportement en tout début de vie en réacteur à neutrons rapides (Am-1 dans Joyo), à des taux de combustion modérés (Superfact-1 dans Phenix et AFC-2C dans ATR) et à des taux de combustion élevés (AFC-2D dans ATR).

Les études s'inscrivent dans un cadre international dans l'objectif d'une qualification à l'échelle d'un faisceau d'aiguilles, dans les conditions nominales de fonctionnement d'un réacteur à neutrons rapides et caloporteur sodium. Des irradiations expérimentales complétant la base existante sont ainsi en cours de préparation, de réalisation ou d'exploitation au travers des examens post-irradiatoires (cf tableau 2-12).

test	SUPERFACT-1	Am1	AFC-2C&2D	SPHERE	GACID
Dates de l'irradiation	Années 80	2008	2008-2010	2013-2015	2007-2020
Participants	CEA/JRC-ITU	IAEA	DOE-INL	FP7-FAIRFUELS	PMB-GACID
Réacteurs	PHENIX	JOYO	ATR	HFR	JOYO et MONJU
Nombre d'aiguilles	2	2	4	2	1 aiguille (JOYO) 1 aiguille puis 1 faisceau (MONJU)
Teneur Am (%)	2	2-5	3	3	3
Teneur Np (%)	-	0-5	2	-	1
Teneur Pu (%)	24	29	20	21	20
O/M	1,97	1,98-1,95	1,98-1,95	1,98	à définir
Procédé de fabrication combustible	sol-gel	Métallurgie des poudres		sol-gel	co-precipitation
Taux de combustion	6,8at%	10 min & 24h	6 à 19at%	5at% visés	14at% visés
Puissance linéique (kW.m ⁻¹)	~38	43	22 à 32	~30	~40

Tableau 2- 12 : Caractéristiques des expériences d'irradiation sur les combustibles de transmutation des actinides mineurs en mode homogène

Depuis 2012, il n'y a pas eu d'examens destructifs supplémentaires sur les combustibles irradiés dans les expériences japonaise Am-1 ou française Superfact-1.

Les premiers résultats des examens post-irradiation réalisés sur les aiguilles irradiées à taux de combustion faible ou moyen (jusqu'à 8,4 at%) dans le réacteur ATR, dans le cadre de l'expérience AFC-2C menée par le DOE sur des combustibles contenant 3% d'américium et 2% de neptunium (figure 2-69), ont indiqué une dépendance marquée des relâchements de gaz avec la puissance linéique.

Les examens à venir sur les aiguilles de l'irradiation AFC-2D portées à des taux de combustion élevés (jusqu'à 19 at%) permettront d'apprécier l'impact des actinides mineurs sur les transformations limitantes en fin de vie (réaction oxyde gaine et déformation de la gaine), à des puissances linéiques qui restent néanmoins encore faibles (22 à 32 kW.m⁻¹) par rapport à celles auxquelles les combustibles standards sont soumis (>40kW.m⁻¹).

L'expérience Sphere en cours d'irradiation dans le réacteur HFR jusqu'en mai 2015 dans le cadre du projet européen FP-7 Fairfuels⁴³, vise à comparer le comportement sous irradiation de deux concepts de géométries de combustibles : une colonne de pastilles d'une part et un empilement de sphérules de deux tailles granulométriques (60 et 800µm) réalisé par vibrocompaction d'autre part. Le remplissage des aiguilles par des sphérules au lieu de pastilles vise une simplification du procédé de fabrication avec

⁴³ Le projet FP7-Fairfuels est un projet européen coordonné par NRG et pour lequel le CEA assure la coordination d'un domaine. Ce projet vise à concevoir, fabriquer, mettre en réacteur expérimental des irradiations de transmutation, les analyser et les interpréter, avec l'aide d'outils de modélisation. Le projet FP7-Fairfuels se termine en juillet 2015. Le projet FP7-PELGRIMM s'inscrit dans la continuité.

notamment la suppression des étapes générant des poussières potentiellement contaminantes (broyage, granulation, pressage et rectification). Dans cette expérience, deux lots de sphérules poreuses (de grosses et petites tailles) de composition $(U,Pu)O_2$, synthétisées au JRC/ITU par voie sol-gel, ont été imprégnées par une solution américiée, puis séchées et calcinées. (Le lot de sphérules de $\sim 800\mu m$ de diamètre a simultanément été utilisé pour participer à l'empilement des sphérules et à la fabrication des pastilles). Les examens post-irradiation qui sont inscrits au programme de travail du projet européen FP-7 Pelgrimm, débiteront en fin d'année 2015.

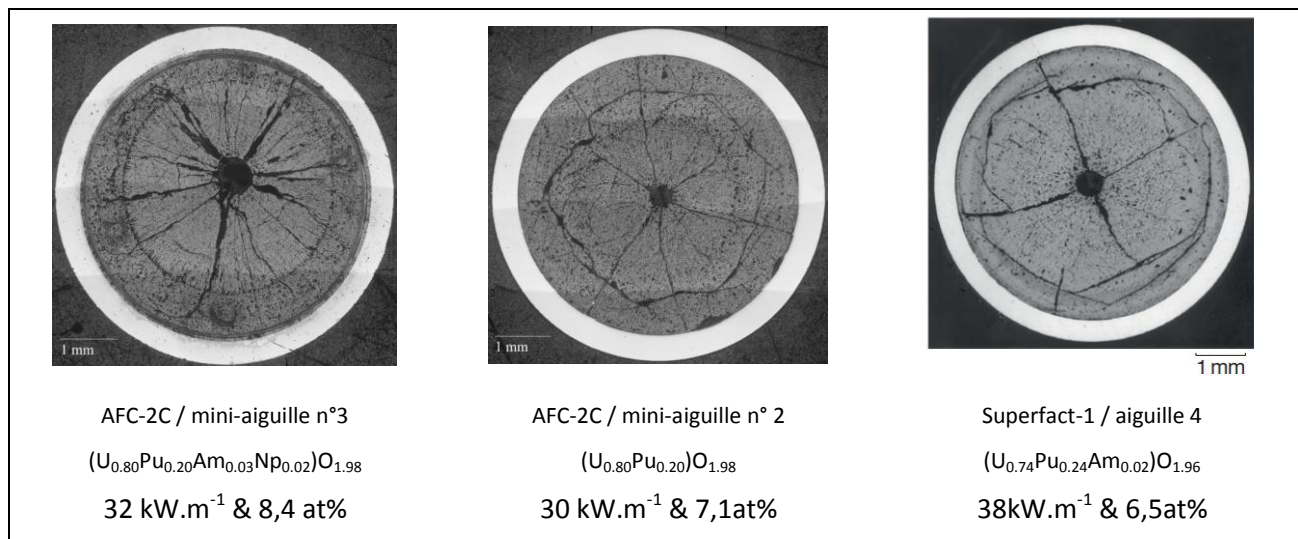


Figure 2- 69 : Céramographies de coupes radiales de combustibles américiés et standards irradiés dans les tests AFC-2C et Superfact-1 à des puissances linéiques supérieures ou égales à $30kW.m^{-1}$

Modélisation du comportement en réacteur

Les résultats des examens post-irradiation réalisés sur les combustibles $(U,Pu,AM)O_2$ testés dans l'irradiation Superfact-1, ont apporté des éléments de validation du code de comportement combustible Germinal V2 développé depuis 2008 au sein de la plateforme de simulation Pléiades de Cadarache. Ce code qui constitue l'outil de référence pour l'étude du comportement thermomécanique et physico-chimique des éléments combustibles au plutonium des RNR-Na, est également validé jusqu'à des teneurs de 2% en Am ou Np. En effet, les simulations sont en bon accord avec les données mesurées sur le plan des évolutions géométriques du combustible et de la gaine, du comportement des gaz de fission, de la redistribution radiale de Pu, Am, Np. Certains écarts ont été constatés, mais ils ne sont pas spécifiques à ce type de combustible contenant des actinides mineurs. Les résultats sont encourageants, bien que pour simuler un taux de combustion supérieur à 7at%, d'autres irradiations seraient nécessaires.

En résumé, concernant le recyclage en mode homogène, les activités poursuivies depuis 2012 s'inscrivent dans un cadre international avec le programme Gacid. Le programme a tout d'abord ciblé la préparation d'échantillons afin d'acquérir à court terme les mesures de propriétés nécessaires à une conception optimisée des aiguilles expérimentales. Les examens post-irradiatoires des irradiations réalisées au JAPON et aux USA pour appréhender le comportement en début de vie et pour des taux de combustion modérés et élevés ont confirmé à l'instar de Superfact-1 que, jusqu'à des teneurs en actinides mineurs de 5% massique, le comportement de ces combustibles ne présente pas de différence significative comparativement au combustible $(U,Pu)O_2$ irradié dans les mêmes conditions. Enfin une validation du code de comportement combustible Germinal V2 a été réalisée pour des combustibles homogènes à des teneurs de 2% en américium ou neptunium et jusqu'à un taux de combustion de l'ordre de 7at%.

2.2.3.3. Conclusion sur les études de transmutation en réacteurs critiques

Concernant les études de transmutation en réacteurs critiques à neutrons rapides et plus particulièrement le recyclage en mode hétérogène sur support UO_2 , des avancées significatives ont été obtenues depuis 2012.

La faisabilité technique, démontrée à l'échelle du laboratoire, de la synthèse de nouveaux précurseurs que sont les oxydes mixtes d'uranium/américium obtenus par co-conversion oxalique et par résines échangeuses d'ions, a ouvert la voie vers des procédés de fabrication dits simplifiés et mieux adaptés à la problématique de la fabrication de ces combustibles en chaîne blindée. Les premiers résultats de mise en forme et de frittage de ces précurseurs ont permis d'obtenir à l'échelle du laboratoire des pastilles denses conformes aux spécifications actuellement envisagées pour ce type de combustible. Il convient désormais de poursuivre leur développement dans un objectif d'optimisation des paramètres et de mise au point de pastilles à microstructure contrôlée à porosité ouverte qui a pour vocation de favoriser le relâchement de l'hélium et des gaz de fission et ainsi d'éviter le gonflement des pastilles et leur risque d'interaction avec la gaine. En effet compte tenu de la gamme de températures (500 à 1500°C) dans laquelle se situerait le régime thermique des pastilles de CCAM en réacteur, un gonflement significatif pourrait se produire et induire un risque d'interaction pastille/gaine.

C'est l'objectif du programme d'irradiations expérimentales en cours de réalisation de chercher à préciser le comportement du matériau combustible dans cette gamme de températures et d'en évaluer ses effets. Les premiers résultats des examens post-irradiation de l'irradiation analytique Marios ont mis en évidence, pour des températures de 1000°C à 1400°C, un bon comportement des échantillons, avec un relâchement total de l'hélium quelle que soit la microstructure étudiée, dense ou poreuse. Ces premiers résultats seront donc complétés pour des températures plus basses (600 à 800°C) par l'analyse du comportement des pastilles de l'irradiation Diamino encore en réacteur. A moyen terme, les expériences d'irradiation semi-intégrales Marine dans le réacteur HFR puis AmBB-1 dans l'ATR viendront compléter les connaissances du comportement des CCAM déjà acquises, dans des conditions d'irradiation plus proches de celles envisagées en réacteur à neutrons rapides et refroidi au sodium. Ce programme est largement ouvert à la collaboration internationale, notamment pour bénéficier de l'apport des réacteurs expérimentaux européens et américains et pour analyser activement l'intérêt des différentes voies de conversion – fabrication explorées sur la scène internationale.

Pour ce qui concerne la transmutation de l'américium en mode hétérogène, les données disponibles actuellement concernant les combustibles porteurs de ces actinides et leur qualification en réacteur correspondent à la phase de faisabilité des concepts, mettant en jeu des fabrications et des expériences d'irradiation à l'échelle de la pastille ou d'aiguilles courtes.

En termes de perspectives, les irradiations envisagées dans le réacteur Astrid permettront de faire progresser le processus de qualification avec les phases suivantes d'optimisation et de qualification prototypique pour la démonstration de sûreté. Pour soutenir les expérimentations de transmutation hétérogène, le programme d'irradiation associé à la phase d'optimisation nécessite la fabrication de une à quelques aiguilles. Ce programme requiert une capacité de production de combustible chargé en américium qui sera aux limites des capacités des équipements expérimentaux actuellement disponibles dans les installations nucléaires du CEA et du laboratoire Atalante en particulier.

A plus long terme, pour procéder à une qualification d'un faisceau d'aiguilles voire d'un assemblage complet, de nouvelles installations seront nécessaires pour assurer la séparation de l'américium à recycler et la fabrication des combustibles associés, allant jusqu'à la fabrication d'assemblages complets.

La réalisation du programme de qualification du concept CCAM requiert ainsi une certaine ampleur technique. La première partie reste réalisable, a priori, dans les installations existantes du CEA soumises au maximum de leur capacité, la seconde partie est plus ambitieuse et nécessitera, si elle est décidée, de nouveaux investissements.

2.2.3.4. Développement des installations spécifiques de transmutation (ADS)

Ce chapitre, en dehors du paragraphe « Les combustibles pour la transmutation en ADS », constitue une contribution du CNRS au rapport PNGMDR.

Les réacteurs sous-critiques pilotés par accélérateurs pour la transmutation (ADS)

Les réacteurs sous-critiques pilotés par accélérateurs sont retenus comme candidats dédiés à l'incinération en raison de leur capacité à recevoir des cœurs fortement chargés en actinides mineurs. En effet les mauvaises caractéristiques neutroniques de ces combustibles induites par leur faible proportion de neutrons retardés ne permettent pas de les charger en grandes quantités dans des réacteurs critiques.

Dans une stratégie où on souhaiterait totalement découpler la production d'énergie et la transmutation des actinides mineurs, les ADS s'imposent donc comme système de référence pour la strate dédiée à l'incinération.

Les combustibles pour les ADS auraient des caractéristiques très particulières qui les distinguent des combustibles RNR mais aussi des cibles étudiées dans les concepts de transmutation hétérogènes. Leurs spécificités seront résumées de la manière suivante :

- il s'agit de combustibles sans uranium afin de limiter la formation de plutonium et d'actinides mineurs qui dégraderaient significativement les performances de transmutation ;
- ces combustibles contiendront jusqu'à 50 % volumique de composés d'actinides mineurs et de plutonium ;
- la transmutation des actinides dans une strate dédiée conduit à un vecteur isotopique du plutonium très dégradé avec une présence prédominante des isotopes pairs, notamment ^{238}Pu .

Ces caractéristiques ont pour conséquence une production importante d'hélium (par décroissance radioactive d'isotopes à vie courte comme le ^{242}Cm) et des propriétés thermiques dégradées (température de fusion, conductivité thermique, stabilité thermique) par rapport aux combustibles standards. Par ailleurs, leur fabrication et manutention induisent des contraintes d'ordre thermique et radiologique supérieures à celles associées à la mise en œuvre des combustibles pour les cœurs critiques. Rappelons cependant que le principe de l'incinération en double strate consiste à concentrer les déchets à transmuter dans un faible nombre d'assemblages, et donc à limiter considérablement le volume des combustibles incinérateurs, au prix d'une complexité de gestion de ces combustibles plus importante.

Trois types de composés sont envisagés : les oxydes, les nitrures et les alliages métalliques. La démonstration de la faisabilité des combustibles ADS, notamment en termes de comportement sous irradiation et fabrication, constitue donc un enjeu majeur pour le développement des réacteurs ADS.

Outre les travaux menés sur le développement des combustibles pour ADS, les recherches actuelles concernent la démonstration expérimentale du concept d'ADS de plusieurs dizaines de MW thermiques du point de vue de la physique du cœur, de la tenue des matériaux et des accélérateurs. Les études par simulation concernent l'étude de concepts de fortes puissances et des performances des scénarios de transmutation associés. En France, ces recherches sont majoritairement menées par le CNRS et les écoles/universités.

Les capacités de transmutation des ADS

Les différents systèmes peuvent être caractérisés par leur capacité de transmutation des actinides mineurs, laquelle sera usuellement rapportée à la quantité d'énergie produite par le réacteur de transmutation et exprimée en kg/TWhe. Compte tenu de l'énergie libérée par une fission (~ 200 MeV), 1 TWhe correspond à

la fission d'environ 115 kg de matière. En faisant l'hypothèse que cette énergie provient uniquement de la fission des actinides mineurs, on voit que cette valeur de 115 kg/TWhe constitue un maximum théorique de la capacité de transmutation quel que soit le système.

Le tableau 2-13 fournit quelques valeurs typiques de la capacité de transmutation des différents modes de transmutation. Il est important de noter que pour le mode homogène, il s'agit d'une valeur nette résultant d'un bilan entre formation et consommation d'actinides mineurs dans le cœur du réacteur (une valeur nulle signifie que le cœur peut transmuter autant d'actinides mineurs qu'il en produit ; une valeur positive traduit la capacité du cœur à transmuter des AM exogènes). Pour les deux autres modes, il s'agit de la consommation du seul dispositif de transmutation indépendamment des quantités produites par ailleurs. Ainsi en mode hétérogène, la capacité de transmutation exogène peut s'obtenir en déduisant la production d'actinides mineurs du cœur (~4 kg/TWhe).

Mode de transmutation	Homogène			Hétérogène (CCAM)		ADS
Teneur AM	1%	2%	4%	10%	20%	55%
Capacité de transmutation AM (kg/TWhe)	0*	5*	14*	3,5 (-0,5*)	6 à 8 (2 à 4*)	95*

*capacité de transmutation d'actinides mineurs exogènes au réacteur

Tableau 2- 13 : ordre de grandeur de la capacité de transmutation des différents modes de transmutation.

Comme attendu, les ADS présentent de loin la capacité de transmutation la plus élevée : 95 kg/TWhe soit environ 20 fois plus que celle obtenue par exemple dans un RNR en mode homogène (5 kg/TWhe).

Si les réacteurs rapides régénérateurs, fonctionnant sur le cycle U/Pu, sont capables de recycler leurs propres actinides mineurs de façon homogène ou hétérogène, il est impossible d'envisager ces réacteurs critiques pour les utiliser dans une strate dédiée à la transmutation des actinides mineurs. En effet, il faudrait alors 60 GWe réacteurs transmutateurs critiques pour un parc producteur d'électricité de 60 GWe, alors que seuls 3 GWe installés d'ADS suffisent à absorber le flux d'actinides mineurs provenant des 60 GWe de réacteurs rapides régénérateurs. Cependant, les ADS industriels, tels qu'ils se dessinent aujourd'hui, sont encore des machines de petite puissance (environ 10 fois moindre que celle d'un RNR) et dans ces conditions, une simple règle de trois montre qu'il faudrait construire environ 20 ADS pour constituer cet ensemble de 3 GWe.

Ce nombre élevé de machines peut être considéré comme un handicap pour des installations déployées à seule fin de transmutation. La puissance d'un système de transmutation est donc un critère aussi important que sa capacité de transmutation, et dans le cas des projets actuels d'ADS, leur puissance reste beaucoup trop faible pour pouvoir réellement bénéficier de la forte capacité de transmutation permise par le concept. Des recherches sont en cours afin de concevoir des ADS de plus forte puissance, ce qui diminuerait le nombre de machines nécessaires.

Démonstration expérimentale du concept d'ADS

Depuis le milieu des années 1990 le concept de réacteur sous-critique piloté par accélérateur a refait surface dans un concept revisité par C. Rubbia. Ce dernier a conduit à cette époque deux expériences au CERN afin de renforcer le concept théorique par une approche expérimentale. Les expériences Feat (First Energy Amplifier Test, 1995) et Tarc (Transmutation by Adiabatic Resonance Crossing, 1996) visaient à démontrer le gain en énergie d'un tel système pour l'une (c'est-à-dire à quantifier sa capacité à produire plus d'énergie qu'il n'en consomme) et son aptitude à la transmutation de certains déchets nucléaires pour l'autre. A la même époque (1996-1997) s'est mis en place en France le groupement de recherche Gédéon (Gestion des Déchets par des Options Nouvelles) établissant une convention entre le CEA, le CNRS, EDF puis Framatome avec pour objectif de coordonner l'effort de recherche sur la transmutation des isotopes à

durée de vie longue, axe I de la loi sur la gestion des déchets radioactifs du 30 décembre 1991. Cet effort s'est surtout concentré, dans un premier temps, sur le potentiel en la matière des réacteurs sous-critiques pilotés par accélérateur ainsi que sur leur faisabilité. Ainsi plusieurs programmes de recherche ont été soutenus portant sur les différents aspects d'un ADS : l'amélioration des données et des modèles nucléaires liés à la spallation, l'amélioration de la compréhension des phénomènes physico-chimiques de corrosion dans la cible de spallation et de la tenue des matériaux associés, l'étude de couplage entre un réacteur et une source externe de neutrons, et l'amélioration des performances des accélérateurs linéaires fournissant les faisceaux pilotant la source de neutrons. A l'échelle internationale, ces sujets ont aussi trouvé soutien dans les programmes-cadres européens d'Euratom lors des appels portant sur la problématique de la gestion des déchets et plus particulièrement sur l'axe séparation & transmutation (FP5, 6 et 7). Lors du 6^{ème} programme-cadre, ces recherches ont été groupées au sein d'un même projet intégré « Eurotrans », dédié plus particulièrement au design avancé d'un ADS expérimental de faible puissance (inférieure à 100 MWth) afin de faire la démonstration technique de la faisabilité de la transmutation dans un tel système. Elles ont, petit à petit, conduit les évolutions du projet belge de démonstrateur d'ADS Myrrha (SCK-CEN) en vue duquel des études ont encore été soutenues au sein du 7^{ème} PCRD et du programme H2020.

Programme Muse 1998-2004

Le programme Muse (MULTiplication d'une Source Externe) a débuté en 1995 en collaboration avec le CEA, EDF et Framatome. Le but de ce programme était l'étude paramétrique de différentes configurations sous-critiques rapides alimentées par différents types de source de neutrons avec, comme premier objectif, la démonstration de la validité des techniques de mesure et des schémas de calcul associés, jusque-là uniquement utilisés pour des systèmes rapides critiques. Il s'est ouvert dans sa dernière phase à une collaboration européenne (projet « Muse », financé par le 5^{ème} PCRD d'Euratom de 2000 à 2004) et a mis à disposition des expérimentateurs une maquette d'ADS (d'une puissance inférieure à 100 W en mode sous-critique) constituée du réacteur Masurca (Maquette de SURgénérateur à CAdarache), et d'une source de neutrons T(d,n) délivrée par l'accélérateur Genepi (GENérateur de NEutrons Pulsé Intense). Le cœur était chargé en combustible UO₂ et PuO₂ (MOX) additionné de sodium solide pour représenter le caloporteur d'un système à neutrons rapides, entouré de réflecteurs axiaux et radial constitués d'acier et de sodium. L'ensemble était entouré d'un écran fait de blocs d'acier. Ce programme expérimental a permis de mettre en œuvre avec succès un réacteur sous-critique à spectre rapide piloté par un accélérateur : son exploitation n'a pas mis au jour de difficultés particulières. Bien que d'un niveau très faible, la puissance thermique du réacteur a été pilotée par l'intensité du faisceau délivré par l'accélérateur, vérifiant ainsi la loi liant ces deux paramètres et régissant ces systèmes couplés. Les mesures de caractérisation du cœur ont fourni des données qui ont pu être exploitées pour la qualification des outils de calcul, élargissant la base de données expérimentales relative aux réacteurs en configuration sous-critique. Une méthodologie générale de suivi en ligne de la réactivité, s'appuyant sur une mesure relative et une approche absolue, a pu être proposée. L'approche par mesure absolue nécessitant une interruption courte de faisceau, a permis d'ajouter cette caractéristique au cahier des charges de l'accélérateur pilotant les ADS. Cette méthodologie dans son ensemble n'a toutefois pas pu être validée expérimentalement dans ce programme, notamment parce que les caractéristiques de l'accélérateur ne permettaient pas de réaliser la structure de faisceau adéquate. Le programme expérimental Guinevere a été mis en place dans ce contexte pour poursuivre et finaliser ce travail.

Programme Guinevere-Freya 2007-2016

Au sein du projet intégré Eurotrans le domaine 2 « Ecats » a regroupé les études expérimentales touchant au cœur sous-critique. Suite à l'annulation de l'expérience Trade-plus prévue dans Ecats, le programme Guinevere a été proposé pour prendre le relais et a été intégré à Eurotrans fin 2006. Guinevere (Generator of Uninterrupted Intense Neutrons at the lead Venus REactor), qui s'inscrit dans la droite ligne de l'expérience Muse, consiste en une expérience de couplage entre un réacteur maquette sous-critique (le réacteur Vénus du SCK-CEN, Mol, Belgique) et une source de neutrons de 14 MeV générés par l'accélérateur de deutons Genepi-3C (réactions T(d,n) à 220 keV). Ce couplage, réalisé à puissance quasi-nulle, permet d'étudier la cinétique du cœur indépendamment des aspects thermiques, dans une configuration proche des caractéristiques prévues pour un ADS de puissance. Son originalité réside, d'une part, dans la composition du réacteur, un cœur d'uranium métallique enrichi additionné de plomb solide figurant le caloporteur d'un ADS et muni de réflecteurs en plomb (il s'agit là encore de représenter un

système à neutrons rapides), et d'autre part, dans les caractéristiques de la source de neutrons, capable de fournir des faisceaux ayant la structure en temps adéquate pour le monitoring « en ligne », c'est-à-dire un fonctionnement en mode continu au cours duquel on peut pratiquer des interruptions très brèves et cycliques.

La réalisation de ce projet, initié par le SCK-CEN et le CNRS avec le concours de la Direction de l'énergie nucléaire (DEN) du CEA, a nécessité trois années pour construire l'installation expérimentale. Terminée début 2010, puis testée au cours des deux années suivantes, l'installation est opérationnelle depuis avril 2012, date à laquelle ont débuté les expériences du projet européen Freya (Fast Reactor Experiments for hYbrid Applications, 2011-2016) qui fait suite à Guinevere. Ce programme porte non seulement sur la validation de la méthodologie pour le monitoring en ligne de la réactivité d'un ADS, mais également sur l'étude de cœurs sous-critiques et critiques aussi représentatifs que possible de Myrrha. Le projet Myrrha, porté par le SCK-CEN, prévu à une puissance de l'ordre de 100 MWth, est destiné à démontrer le pilotage d'un système sous-critique préindustriel, mais constituera également une installation d'irradiation permettant l'étude de matériaux pour les réacteurs rapides ou pour la fusion, ou encore la production de radio-isotopes. Le programme expérimental actuel est destiné à fournir des données précieuses pour la qualification des codes qui sont utilisés pour les études de conception et les dossiers de permis d'exploitation des cœurs envisagés pour ce projet. Les premiers résultats concernant le monitoring de la réactivité montrent que des méthodes existent permettant de connaître sa valeur absolue à mieux que 7% près. Ces programmes expérimentaux ont grandement amélioré la connaissance de la physique des cœurs sous-critiques rapides et surtout l'interprétation des mesures effectuées dans ce type de cœur.

Les accélérateurs pour les ADS

Un système de type ADS nécessite l'utilisation d'un accélérateur de protons de forte puissance, produisant des faisceaux continus de quelques MW (600 MeV, 4 mA pour le démonstrateur Myrrha) à quelques dizaines de MW dans le cas d'un système industriel. Outre cette importante puissance du faisceau, la spécificité principale d'un tel accélérateur est qu'il doit être extrêmement fiable afin de ne pas induire de contraintes thermiques trop importantes sur la cible et les structures du cœur du réacteur et d'assurer un niveau de disponibilité de l'installation acceptable. Seul un nombre très restreint de pannes faisceau par an pourra être toléré : dans le cas de Myrrha par exemple, l'objectif est d'obtenir moins de 10 interruptions faisceau de plus de 3 secondes en 3 mois d'opération, ce qui est sensiblement plus sévère que les performances atteintes à ce jour avec ce type de machines.

Le schéma de référence d'un tel accélérateur ADS a été défini, et son schéma détaillé est actuellement en cours de développement dans le cadre du projet Myrrha. Coordinés au niveau européen par l'IPN Orsay et largement soutenus par les programmes-cadres d'Euratom (FP5, FP6, FP7 et plus récemment H2020), ces travaux préconisent l'utilisation d'une solution basée sur un accélérateur linéaire supraconducteur modulaire, incluant un certain nombre de redondances permettant d'augmenter très largement le niveau de fiabilité. Cette analyse a notamment mené à proposer plusieurs solutions ciblées très innovantes :

- scénarios de récupération « en ligne » de certaines pannes, comme les pannes de systèmes radiofréquence alimentant les cavités supraconductrices du Linac principal après l'injecteur. Pour ce faire, les cavités doivent fonctionner relativement loin de leur point de fonctionnement ultime, comme illustré sur la figure 2-70 ;
- duplication de l'injecteur. Le faisceau ayant une vitesse trop faible pour mettre en œuvre des solutions de récupération en ligne, la solution proposée consiste à installer un injecteur de secours, avec un aimant d'aiguillage rapide assurant la continuité du faisceau en cas de panne du premier injecteur.

Ces thèmes de recherche sont d'ores et déjà mis en place depuis plusieurs années dans divers laboratoires français et européens, plusieurs programmes de R&D visant à montrer, par la construction et le test de composants prototypes, que le niveau de fiabilité requis devrait pouvoir être atteint. Pour la période 2015-2018, ces activités seront coordonnées à travers le nouveau projet Euratom H2020 Myrte (« Myrrha Research and Transmutation Endeavour »), qui fédère 27 partenaires européens, et dont le but est de mener à bien les recherches nécessaires pour démontrer la faisabilité de la transmutation des déchets de haute activité à l'échelle industrielle par le développement du réacteur de recherche Myrrha. Ces recherches concerneront tant les aspects accélérateur, avec la réalisation et la construction d'un injecteur

prototype complet de type ADS, que les aspects réacteur, avec par exemple l'étude détaillée de la thermo-hydraulique du plomb bismuth liquide dans le réacteur Myrrha, ou l'évaluation du comportement des futurs assemblages combustibles à base d'actinides mineurs lors de leur irradiation dans un ADS.

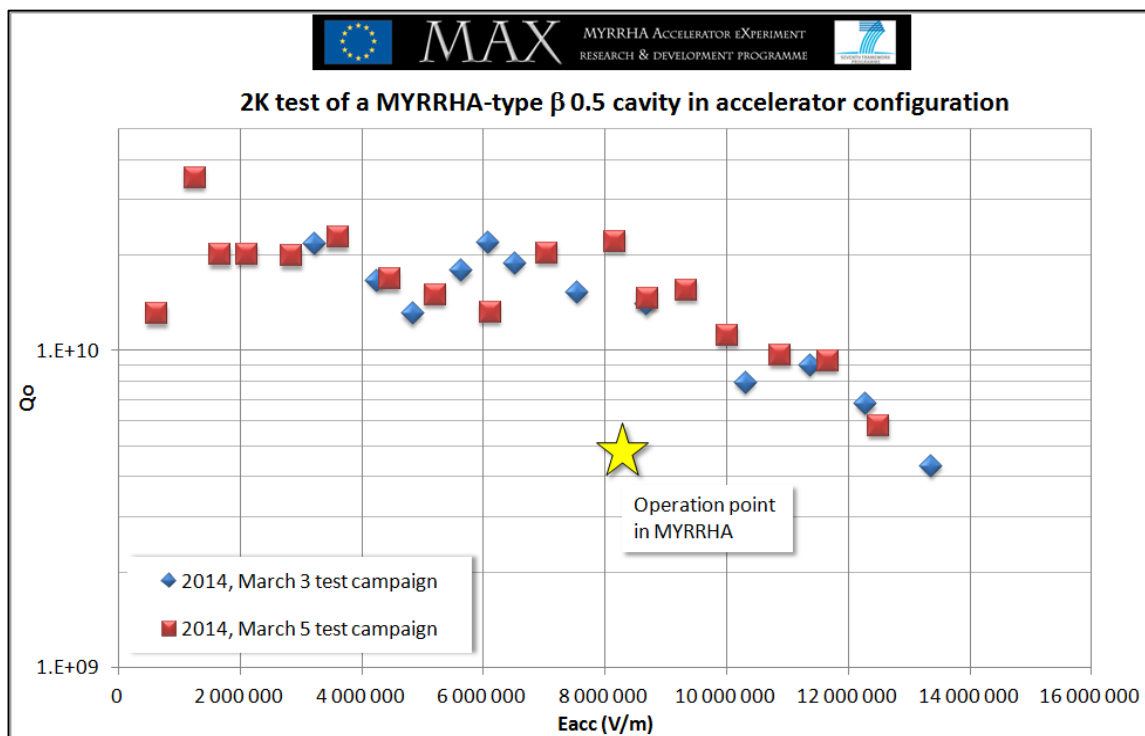


Figure 2- 70 : Performance expérimentale d'une cavité supraconductrice 700 MHz de moyenne énergie, illustrant les marges disponibles sur le point de fonctionnement.

Etudes de concepts de forte puissance

Les études de scénarios de transmutation en ADS menées jusqu'à présent sont basées sur le concept Efit, prototype industriel d'ADS d'une puissance de 385 MWth, développé dans le cadre du programme européen Eurotrans. La faible puissance unitaire du concept de référence conduit à un nombre important d'ADS (de l'ordre de 20) afin d'absorber le flux d'actinides mineurs provenant de la strate électrogène, et conduit également à des temps de cycle courts et à un inventaire d'actinides mineurs à l'équilibre plus élevé que dans le cas de la transmutation en RNR. Des concepts théoriques ont été définis puis étudiés par simulation numérique afin d'explorer l'impact de l'augmentation de la puissance sur les scénarios de transmutation. Les concepts « multi-cible » et à « cible de spallation annulaire » (cf. figure 2-71) ont été évalués du point de vue de la neutronique. Ces concepts sont pensés de manière à diluer la production de neutrons au sein du cœur sous-critique afin de mieux aplatir la nappe de puissance, facteur maximisant l'inventaire en cœur et limitant la puissance thermique du système car particulièrement piquée dans un réacteur sous-critique. La puissance théorique des concepts se situe autour de 1 GW thermique. Une intégration prochaine des ADS de forte puissance dans le code de simulation dynamique du cycle du combustible Class est prévue. Cela permettra d'étudier précisément le gain potentiel de l'augmentation de la puissance de l'ADS dans le cadre d'un scénario électronucléaire réaliste.

Les exigences techniques de l'accélérateur se situent autour de 70 mA pour l'intensité du faisceau de protons de 1 GeV d'énergie. Le caloporteur à l'étude composé de plomb-bismuth liquide permet d'atteindre des densités de puissance élevées ce qui tend à baisser l'inventaire d'actinides mineurs à l'équilibre. Le combustible est un composé céramique mélangeant les noyaux lourds avec une matrice inerte de MgO, lui conférant une bonne conductivité thermique. Le tableau de la figure 2-71 résume les caractéristiques d'un tel système chargé avec un combustible pour lequel le plutonium est proche de l'équilibre, composé de neptunium, d'américium et de curium.

Appliqué au parc français de 60 GWe et à une production d'environ 430 TWhe, avec ce type de système, la strate incinératrice nécessiterait environ 8 et 4 réacteurs, pour une strate électrogène constituée de REP et de RNR respectivement. D'autres pistes sont possibles pour augmenter la puissance d'un ADS incinérateur d'actinides mineurs, ainsi JAERI propose par exemple un concept de 800 MWth, pour lequel la nappe de puissance est aplatie par une gestion radiale hétérogène des assemblages. Dans tous les cas, l'augmentation de la puissance d'un ADS incinérateur est un point clé qui doit gouverner les études de concepts dans la période à venir.

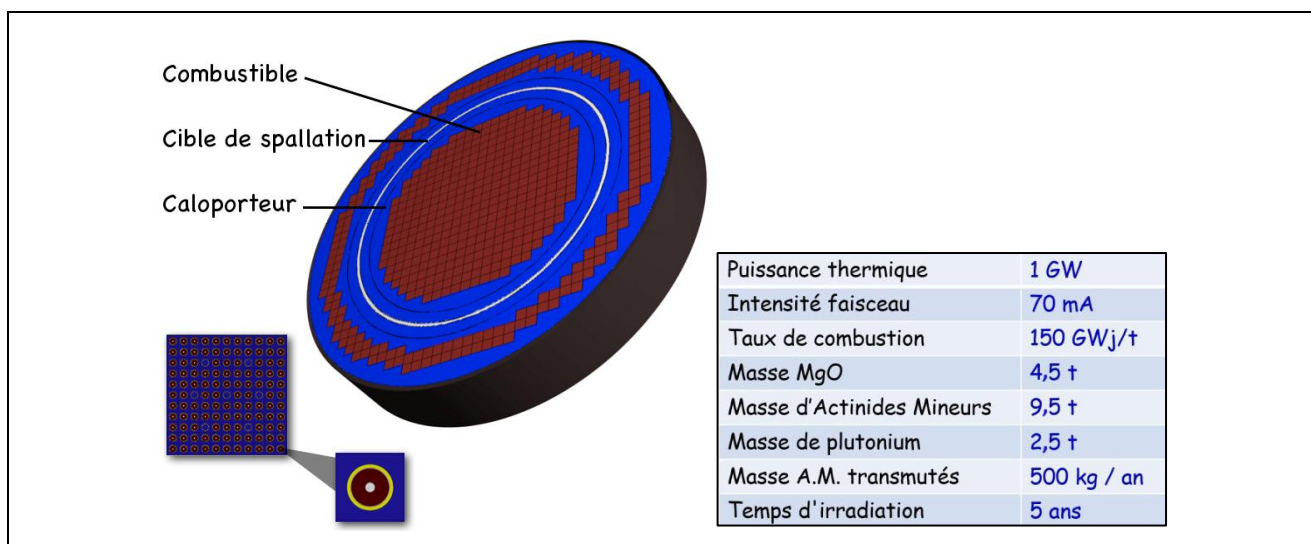


Figure 2- 71 : Concept théorique de forte puissance à cible de spallation annulaire.

Les combustibles pour la transmutation en ADS

Les études sur les combustibles de transmutation des actinides mineurs en ADS ont débuté à la fin des années 1990, par une phase à caractère générique et synergique avec les développements des matrices inertes pour les cibles de transmutation pour les réacteurs critiques, afin d'acquérir des connaissances de base indispensables notamment à la réalisation des irradiations démonstratives Hélios et Futurix-FTA intégrées au projet européen FP6-Eurotrans (2005-2010). L'irradiation Hélios effectuée dans le réacteur HFR, visait l'étude de l'évolution du gonflement, du relâchement d'hélium et des gaz de fission en fonction de la microstructure et de la température. L'irradiation Futurix-FTA menée dans Phénix, visait l'étude du comportement dans des conditions d'irradiation représentatives d'un cœur ADS, de combustibles composites à matrices métallique Mo et céramique MgO, dans lesquels les teneurs massiques en américium étaient comprises entre 0,2 et 1,9 g.cm⁻³.

Pour Hélios, les principaux résultats des examens post-irradiation accompagnés des caractéristiques d'irradiation des aiguilles, sont synthétisés dans le tableau 2-14. Les résultats des analyses des gaz prélevés ainsi que les métrologies effectuées confirment les bons taux de relâchement d'hélium et par voie de conséquence les faibles gonflements des pastilles à matrice MgO, et ce d'autant plus que les températures subies lors de l'irradiation sont basses. Le combustible à matrice Mo présente un gonflement particulièrement élevé qui rend réhébitorie son utilisation pour ce concept de transmutation.

Test	HELIOS-1 Matrice MgO	HELIOS-2 Matrice ZrO ₂	HELIOS-3 Matrice ZrO ₂	HELIOS-4 Matrice Mo	HELIOS-5 Matrice Mo
Composition	Am ₂ Zr ₂ O ₇ + 80 vol%MgO	Zr _{0.800} Y _{0.134} Am _{0.066} O ₂	Zr _{0.767} Y _{0.127} Pu _{0.038} Am _{0.068} O _{2-x}	Zr _{0.666} Y _{0.111} Am _{0.223} O _{2-x} +71%vol. Mo	Pu _{0.801} Am _{0.199} O _{2-x} +84%vol. Mo
Teneur Actinides (g.cm ⁻³)	Am: 0,7	Am: 0,7	Am:0,7; Pu: 0,4	Am: 0,7	Am:0,3; Pu: 1,3
microstructure	Microdispersée (<50µm)	Solution solide	Solution solide	Macrodispersée (65-125µm)	Macrodispersée (150µm)
Taux de densification	92%	91-93%	88-90%	94%	96%
Taux de fission	5,1at%	3,5at%	13,0at%	4,6at%	20,0 at%
Température	700°C	500°C	1150°C	500°C	>>1100°C
Relâchement He	45-46,5%	6,5%	88,0%	5,3%	62,1%
Gonflement combustible	9	11	7	10	16
Observations en microscopie optique et MEB					

Tableau 2- 14 : Caractéristiques des combustibles, conditions d'irradiation et résultats d'examen post-irradiation des aiguilles de l'expérience Hélios (avec l'aimable autorisation du JRC/ITU et de NRG, partenaires)

Les résultats des examens post-irradiation disponibles pour l'expérience Futurix-FTA concernent des aiguilles contenant des pastilles de combustible de particules de (Pu,Am)O₂ microdispersées dans une matrice MgO, qui ont été irradiées dans les conditions synthétisées dans le tableau 2-15.

Test	Composition	Teneur Actinides (g.cm ⁻³)	Puissance linéique	Température d'irradiation	Taux de fission
CEA-7	Pu _{0,5} Am _{0,5} O _{1,88} + 80 vol%MgO	Am: 1; Pu: 1	9-10kW.m ⁻¹	1300-1400°C	8,6at%
CEA- 8	Pu _{0,2} Am _{0,8} O _{1,73} +75 vol%MgO	Am: 1,9; Pu: 0,6	8-9 kW.m ⁻¹	1200-1300°C	5,6at%

Tableau 2- 15: Caractéristiques des combustibles et conditions d'irradiation des aiguilles de combustible à matrice MgO de l'expérience Futurix-FTA

Les premiers résultats issus des examens destructifs et de l'analyse des gaz relâchés indiquent un comportement favorable de ce concept à matrice MgO puisqu'aucune déformation ou allongement excessifs n'a été observé, ni de relâchement de gaz de fission. Ces résultats indiquent un comportement tout à fait satisfaisant du combustible et seront complétés des examens destructifs en 2015.

Conclusion

Les ADS restent aujourd'hui un système fédérant de nombreuses équipes au niveau européen, avec des projets annoncés au niveau international, notamment en Chine. Les recherches menées jusqu'à maintenant ont permis des avancées importantes, notamment sur les accélérateurs, et ont clairement identifié les enjeux de recherche pour les années à venir :

- études de concepts de forte puissance pour rendre la stratégie de la double strate plus performante ;
- matériaux spécifiques à la cible de spallation, subissant un fort flux de neutrons de haute énergie (fenêtre, cible, structures...) ;
- combustibles très chargés en actinides mineurs (près de 50 %) restent un enjeu majeur à tous les stades : fabrication, irradiation (matrice inerte, gonflement, tenue de la gaine), transport et retraitement. Les recherches doivent donc être poursuivies, en lien avec les combustibles étudiés pour la transmutation hétérogène en couvertures de RNR, également très chargées en actinides mineurs ;
- même si des solutions innovantes ont été développées ces dernières années, la fiabilité des accélérateurs de haute intensité dédiés au pilotage d'un cœur sous-critique reste un enjeu majeur à démontrer. Les recherches dans ce domaine doivent être poursuivies et approfondies en s'appuyant sur les activités expérimentales développées autour de Myrrha ;
- les recherches actuelles théoriques et expérimentales sur le contrôle et la mesure en ligne du niveau de la sous-criticité d'un ADS doivent être adaptées et testées pour un système de forte puissance, fonctionnant en continu.

Il faut enfin souligner que la démonstration du concept d'ADS à des puissances non encore industrielles mais déjà significatives, étape indispensable, est aujourd'hui sérieusement envisagée, notamment dans le cadre des projets d'ADS européen (Myrrha) et chinois (C-ADS). Ces deux projets expérimentaux, basés sur des réacteurs au plomb-bismuth d'une puissance de l'ordre de 100 MWth, affichent aujourd'hui l'ambition d'entrer en phase de construction avant 2030.

2.3. RECHERCHES SUR LES REACTEURS A SELS FONDUS A SPECTRE RAPIDE DE TYPE RRSF

Ce chapitre est une contribution CNRS au Rapport PNGMDR.

2.3.1. Introduction

Le forum international génération IV (GIF) pour le développement de nouveaux moyens de production d'énergie nucléaire a retenu le concept de réacteurs à sels fondus et a officiellement sélectionné depuis 2008 le réacteur rapide à sels fondus RRSF (en anglais MSFR, pour Molten Salt Fast Reactor) parmi les systèmes dont l'étude doit être poursuivie. Les études de R&D autour du RRSF sont soutenues au niveau national par le CNRS et les écoles/universités, par le programme NEEDS (CNRS, Andra, AREVA, BRGM, CEA, EDF, IRSN) et au niveau européen dans le cadre des projets Evol (Evaluation and Viability of Liquid Fuel Fast Reactor Systems) du 7^{ème} PCRD (2011-2013) et Samofar (Safety Assessment of Molten Salt Fast Reactors) du programme Horizon2020 (2015-2019). Ce dernier regroupe côté français des partenaires industriels (AREVA, le CEA, EDF et l'IRSN) et académiques (CNRS, Grenoble INP) et centré sur les études de sûreté du RRSF et leur démonstration.

Le projet MSBR (Molten Salt Breeder Reactor) (réacteur thermique à sels fondus régénérateur en cycle thorium) conduit à Oak-Ridge a été ré-évalué dans les années 90 par les équipes du CEA, d'EDF puis du CNRS qui ont mis en évidence certaines limitations. Le nouveau concept dénommé « Molten Salt Fast Reactor » ou RRSF (réacteur rapide à sels fondus) a par la suite été proposé par les équipes du CNRS. La principale évolution du système RRSF par rapport au MSBR est la suppression du graphite modérateur dans le cœur, dont la durée de vie était très limitée. Le spectre neutronique qui en résulte est rapide et permet d'atteindre la régénération avec le cycle thorium, en limitant l'empoisonnement dû aux produits de fission et en simplifiant de fait considérablement le retraitement chimique en ligne.

Ce retraitement fait partie intégrante du réacteur et consiste à prélever régulièrement une petite quantité de sels fondus dont on retire les produits de fission avant de la remettre dans le combustible. Ceci diffère fondamentalement des réacteurs à combustibles solides où le combustible usé est refroidi, transporté, retraité et refabriqués dans des installations spécifiques.

Après une présentation du système, les dernières avancées de R&D autour de ce concept sont présentées dans ce document, centrées autour d'études de cycles du combustible, de simulations multiphysiques et d'analyses de sûreté.

2.3.2. Description du réacteur rapide à sels fondus (RRSF)

2.3.2.1. Géométrie du réacteur

Le RRSF de référence génère une puissance nominale de 3000 MWth avec un volume total de sel combustible de 18 m³ et une température en cœur qui se situe entre 650 et 750°C. Le cœur du RRSF est constitué d'un cylindre unique (dont le diamètre est sensiblement égal à la hauteur) dans lequel les réactions nucléaires se produisent, et le sel combustible circule de bas en haut (voir figure 2-72).

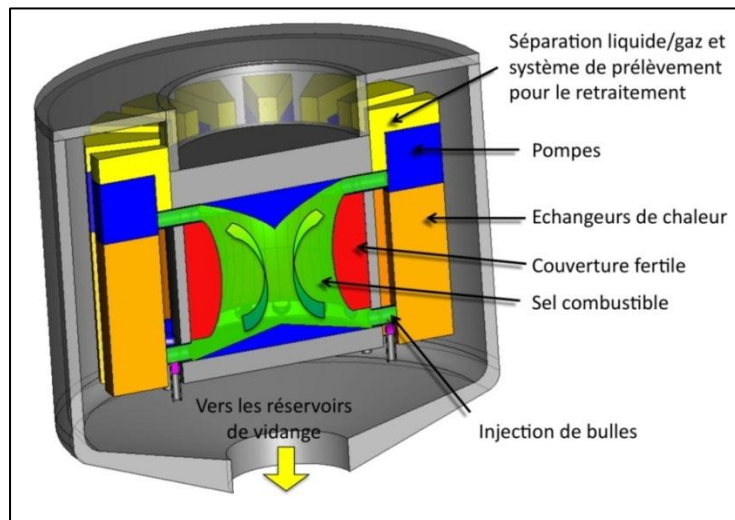


Figure 2- 72 : Vue schématique des systèmes du RRSF en contact avec le sel combustible

Les simulations du RRSF ont été réalisées avec un sel binaire fluoré composé de LiF enrichi en ⁷Li à 99,995% et un mélange de noyaux lourds (NL) associant du thorium fertile à de la matière fissile qui peut être de l'²³³U, de l'^{enrichi}U et/ou du Pu et des actinides mineurs. La proportion de (NL)F₄ est fixée à 22,5% molaire correspondant à un mélange eutectique de température de fusion de 565°C. Ce choix pour la composition du sel résulte d'une optimisation multi-critère, basée sur l'influence du retraitement chimique sur la neutronique, le potentiel d'irradiation, le niveau de sûreté déterministe et la minimisation de l'inventaire fissile. Cette composition du sel induit un spectre neutronique rapide comme illustré en figure 2-73 où il est comparé au spectre d'un réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium (RNR) et à celui d'un réacteur à eau pressurisée (REP).

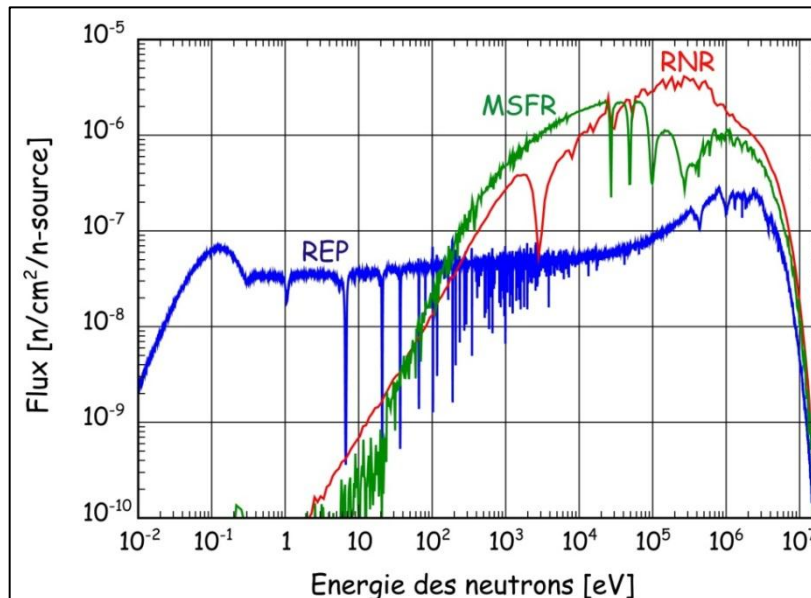


Figure 2- 73 : Spectres neutroniques du RRSF de référence, d'un réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium (RNR) et du spectre thermique d'un réacteur à eau pressurisée (REP).

Les structures externes du cœur et les échangeurs de chaleur du combustible (contenus dans la cuve réacteur) sont protégés par des réflecteurs épais composés d'alliages de Nickel conçus pour absorber plus de 99% du flux de neutrons sortants. Les réflecteurs sont eux-mêmes entourés d'une couche épaisse de B₄C qui les protège du reste des fuites de neutrons. Le réflecteur radial contient une couverture fertile épaisse de 50 cm afin d'augmenter le taux de régénération. Le sel fertile est composé de LiF-ThF₄ avec une proportion initiale de 22,5 % molaire de ²³²Th.

Le sel combustible circule verticalement dans le cœur depuis la zone d'injection située en bas vers la zone d'extraction en partie haute où se trouvent les collecteurs qui amènent le sel jusqu'aux séparateurs de bulles (voir 2.3.3.4.). Puis, le sel circule hors flux vers le bas dans des boucles de recirculation situées dans la cuve réacteur et comprenant les échangeurs de chaleur et les pompes, pour être à nouveau injecté dans le cœur en partie basse. Le sel combustible parcourt le circuit complet en environ 4 secondes. Le volume total de sel se trouve pour moitié dans le cœur et pour moitié dans les 16 circuits externes hors flux (collecteurs, séparateurs de bulles, échangeurs de chaleur, pompes, injecteurs et tuyauteries). Ces circuits externes sont tous identiques et sont distribués autour du cœur, au-delà de la couverture fertile.

Enfin, la procédure normale d'arrêt long du RRSF, pour l'amener en configuration sous-critique, consiste à vidanger le sel combustible de manière passive par gravitation dans des réservoirs situés sous le cœur et conçus pour assurer un refroidissement passif sur des périodes moyennes à longues.

2.3.2.2. Principe du retraitement et hypothèses retenues

La gestion sur site du sel combustible du RRSF fait intervenir une unité de contrôle du sel, un système d'extraction gazeuse en ligne, et une unité séparée pour l'extraction en différé des lanthanides par un procédé pyrochimique. Le seul processus continu concerne l'extraction gazeuse. Celle-ci se fait par l'injection de bulles de gaz en partie basse du cœur afin de capturer les produits de fission gazeux et les éléments non solubles (les métaux nobles) dispersés dans le liquide circulant. Une séparation des phases liquide et gazeuse est ensuite réalisée sur le sel en sortie du cœur afin d'en extraire les espèces gazeuses et les particules entraînées par les bulles.

Après cette étape de purification « physique », une petite quantité de gaz correspondant à la production de gaz de fission (0,017% en masse) est prélevée et mise de côté afin de laisser les produits de fission encore instables décroître ; le reste du gaz, après un séjour d'environ 1000 s dans un réservoir placé dans la cuve réacteur, est renvoyé dans le cœur en partie basse.

Les caractéristiques et la composition du sel sont contrôlées par l'unité d'ajustement et de contrôle chimique. Une fraction du sel (de 10 à 40 litres pour le système de référence) est prélevée quotidiennement et envoyée au retraitement afin d'en extraire les lanthanides avant de retourner en cœur 1 à 2 jours plus tard. Dans cette unité indépendante de retraitement par lots, le sel est mis en attente environ une journée afin de laisser décroître les isotopes de courte durée de vie, puis 99 % de l'uranium et du neptunium et 90 % du plutonium sont extraits par fluoration et renvoyés en cœur. Les actinides restants sont ensuite extraits pour être également renvoyés en cœur. Dans la troisième étape, les lanthanides sont séparés du sel par une seconde extraction réductrice et envoyés aux déchets. Le reste du prélèvement de sel retourne dans le cœur après avoir été complété par l'ensemble des actinides devant être recyclés. Pour la couverture fertile, le retraitement de 40 l/j ne comprend que la fluoration et l'extraction des lanthanides puisque la production de transuraniens est suffisamment faible pour ne pas nécessiter l'étape d'extraction des actinides.

2.3.3. Avancées techniques sur les réacteurs rapides à sels fondus

2.3.3.1. Cycle du combustible du RRSF

Le comportement neutronique du RRSF est peu sensible au type de combustible utilisé. En particulier, le coefficient de contre réaction lié à la dilatation du sel combustible est élevé et permet de minimiser l'influence des variations du coefficient Doppler dépendant du type de noyaux lourds utilisés. La stabilité très forte du réacteur, due à ces coefficients de contre réaction et à la rapidité d'évacuation de la chaleur, permet a priori d'envisager de très faibles taux de neutrons retardés, ce qui autorise l'utilisation d'actinides mineurs en proportion importante dans le combustible.

Le concept RRSF a été optimisé pour fonctionner avec le cycle thorium, et peut être démarré avec différentes matières fissiles comme illustré dans le tableau 2-16. Un démarrage directement à l' ^{233}U nécessite sa production en amont, par exemple dans des réacteurs à eau par irradiation de combustibles de type MOX thoriés. Un démarrage à l'uranium enrichi est également possible d'un point de vue neutronique mais requiert un enrichissement d'environ 25%. Pour un démarrage au plutonium, une limitation actuellement identifiée est la solubilité du plutonium estimée à 6% à 600°C dans un sel $\text{LiF-ThF}_4\text{-PuF}_3$ avec 22,5% de noyaux lourds, solubilité qui pourrait être encore réduite du fait de la présence de lanthanides de valence III. Cette limitation ne permet pas d'envisager un démarrage exclusivement avec des combustibles UOX ou MOX provenant des réacteurs REP actuels. Dans les deux cas précédents, il est possible de contourner les difficultés en ajoutant de l' ^{233}U produit par ailleurs.

Un sel combustible initial, optimisé au regard des problématiques de neutronique, chimie et matériaux, composé de $\text{LiF-ThF}_4\text{-}^{235}\text{U}\text{F}_4\text{-(TRU)F}_3$ avec de l'uranium enrichi à 13% en ^{235}U et une proportion de transuraniens de 3% (voir tableau 2-16), a été retenu dans le cadre du projet européen Evol.

U-Pu-AM MOX-Th 4,6at% Pu			1,5at% ^{233}U Pu-AM UOX 50 ans 3,3at% Pu			1,5at% ^{233}U Pu-AM MOX 50 ans 4,2at% Pu			^{235}U 13at% ^{235}U Pu-AM UOX 5 ans 3,1at% Pu		
Z	Initiale	60 ans	Z	Initiale	60 Ans	Z	Initiale	60 ans	Z	Initiale	60 ans
Th	18 301	22 817	90	21 793	23 109	90	20 130	23 000	90	9 070	19 903
Pa	20	81	91	0	82	91	0	82	91	0	51
U	2 684	4 992	92	1 922	5 083	92	1 919	5 028	92	15 817	6 793
Np	54	71	93	372	72	93	80	71	93	296	63
Pu	6 034	490	94	4 305	298	94	5 468	376	94	4 152	2 176
Am	1 779	72	95	778	33	95	1 281	50	95	254	139
Cm	54	178	96	13	72	96	27	117	96	43	121

Tableau 2- 16: Composition en kg/GW_e pour différents combustibles initiaux du RRSF.

Dans tous les cas, il est toujours envisageable d'alimenter les RRSF en fonctionnement avec des transuraniens provenant des réacteurs à eau en cycle ouvert afin de gérer au mieux la phase de transition et d'incinérer au maximum les transuraniens issus des réacteurs à eau actuels et à venir.

2.3.3.2. Développement d'outils numériques de couplages multiphysiques

Les études menées sur le RRSF se situent actuellement dans la phase de l'ingénierie conceptuelle. Les objectifs à ce niveau sont de définir les principaux composants et processus du réacteur et de démontrer le respect des critères de la génération IV, notamment à travers des analyses préliminaires de sûreté. Du fait de l'originalité du concept RRSF et de son combustible liquide en circulation, ces études conceptuelles nécessitent la mise au point de nouveaux modèles physiques et leur couplage avec des outils numériques performants.

A titre d'exemple, une des caractéristiques spécifiques des réacteurs à sel fondu est le transport des précurseurs de neutrons retardés au sein du sel (thermo-hydraulique) et son impact sur la réactivité du réacteur (neutronique). Ce besoin de modèles physiques plus adaptés est à replacer dans le contexte de l'émergence d'une discipline de simulation numérique multi-physique et multi-échelle qui tire avantage des hautes performances des méthodes numériques et moyens de calculs actuels. Ces développements dépassent le cadre du seul réacteur à sels fondus et s'inscrivent dans le développement à terme d'un modèle global pour les réacteurs nucléaires dit de type « cœur numérique ». La géométrie relativement simple de la cavité du cœur remplie uniquement par le sel (sans crayons ni grilles) permet des simplifications numériques faisant de ce réacteur un objet de choix pour étudier de nouvelles approches multi-physiques et multi-échelles.

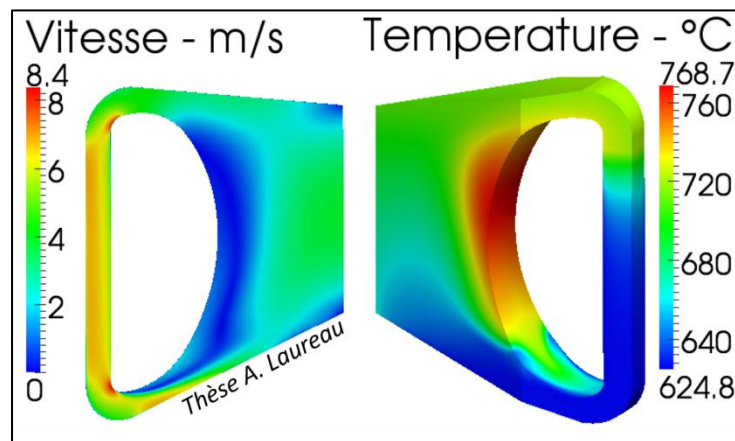


Figure 2- 74 : Distributions de vitesse et de température du sel combustible obtenues en couplant le code Monte-Carlo MCNP au code CFD OpenFoam.

Dans une première phase, un modèle stationnaire du RRSF a été développé à l'aide du code neutronique MCNP et du code de mécanique des fluides CFD (Computational Fluid Dynamics) OpenFoam. Ce modèle a permis de calculer des distributions de puissance, de concentration des précurseurs, de température et de vitesse du sel combustible en conditions nominales (Figure 2-74).

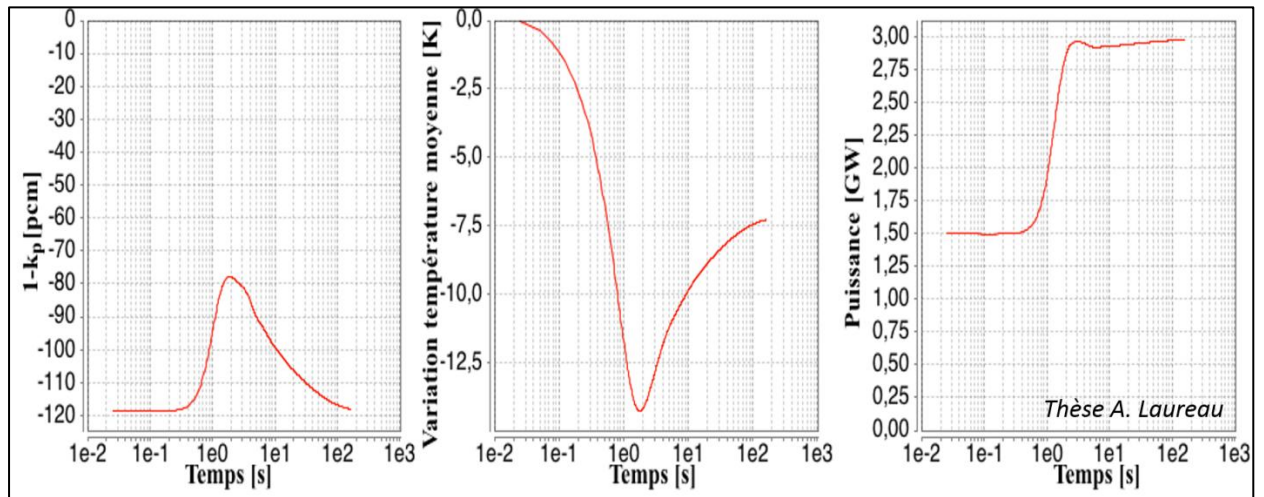


Figure 2- 75 : Transitoire de suivi de charge instantané de $1,5 \text{ GW}_{th}$ à 3 GW_{th} calculé avec la méthode TFM implémentée dans le code OpenFoam.

Enfin un outil innovant de simulation 3D de transitoires est en cours de développement, utilisant le code de CFD OpenFoam et le code neutronique stochastique SERPENT. Cet outil est basé sur la méthode originale de matrices de fission en transitoire ou TFM (Transient Fission Matrix), développée au CNRS afin de réaliser des calculs de transitoires combinant précision et temps de calcul raisonnable. Une application de ce code pour un calcul préliminaire de suivi de charge du RRSF est illustrée sur la figure 2-75.

2.3.3.3. Etudes préliminaires de sûreté

Le work-package « Design&Safety » du projet européen FP7-Evol a traité d'une première évaluation de la sûreté du concept RRSF avec un livrable consacré à l'approche de sûreté d'un réacteur à combustible liquide circulant, conduisant à une proposition de règles de sûreté fondamentales et à la transposition des principes de défense en profondeur. Couplé à un livrable relatif aux calculs de transitoires et combiné avec les études réalisées dans le cadre du projet Mars de ROSATOM, ceci a conduit à des conclusions préliminaires sur les performances de sûreté du concept. Des questions nécessitant une attention particulière dans les futures activités d'évaluation de sûreté et de conception ont été également mises en évidence et prises en compte dans la définition du nouveau projet européen Samofar (Safety Assessment of Molten Salt Fast Reactors) d'Horizon2020.

Une transposition au RRSF des critères de sûreté nucléaire et des méthodologies qui ont été développées pour les réacteurs à combustible solide a été proposée, en particulier avec la définition des barrières.

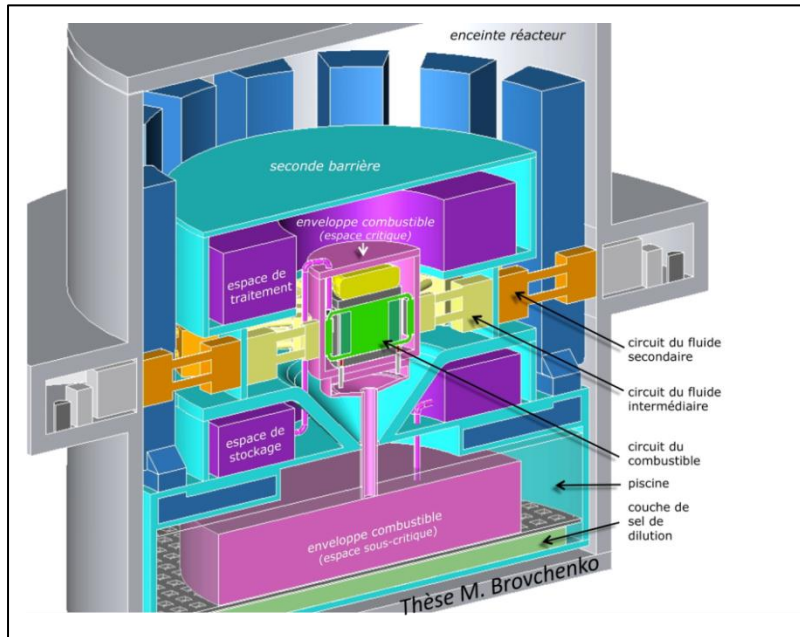


Figure 2- 76 : Représentation du système RRSF montrant les 3 barrières de confinement (rose, bleu clair, grise) proposées en analogie avec les réacteurs à combustible solide

La configuration du combustible dans le RRSF est totalement différente de celle d'un REP, et les notions de barrière de confinement ne peuvent donc pas être identiques. Une étude extensive adaptée à la séquence des événements accidentels potentiels devra déterminer ou confirmer le nombre de barrières nécessaires et leur configuration dans le cas du RRSF. Cependant, comme première étape, trois barrières de confinement du sel combustible dans le RRSF peuvent être identifiées (voir figure 2-76) :

- circuit combustible (cœur, échangeurs, pompes,..) et système de vidange (réservoirs et tubulures) totalement inclus dans « l'enceinte combustible » (rose) ;
- l'enceinte du réacteur, le circuit intermédiaire et le circuit de refroidissement du système de vidange (bleu clair) ;
- le bâtiment du réacteur, et les cheminées de refroidissement d'urgence qui ne figurent pas sur le dessin (gris).

Une transposition possible des barrières de confinement pour le sel combustible et pour le système de traitement des gaz de balayage a été proposée. D'autres systèmes contenant également des matières radioactives doivent être étudiés, en particulier la couverture fertile avec son stockage et son unité de traitement des gaz associés, de même que tous les transferts entre les diverses enceintes.

La méthodologie ISAM (pour « Integrated Safety Analysis Methodology »), développée par le groupe d'experts sur le risque et la sûreté du Forum International Génération 4 (GIF), a été appliquée au RRSF. Le questionnaire de la méthode a permis de lister et de documenter les caractéristiques et attributs de sûreté demandés pour les concepts de quatrième génération tels que définis par le GIF. Quelques points spécifiques concernant la sûreté du RRSF ont été extraits et jugés attractifs :

- dans son état actuel le concept inclut un grand nombre de dispositifs passifs, ce qui est recherché pour les systèmes de génération IV. Contrairement au cas des réacteurs actuels, certains de ces dispositifs sont purement affectés à la sûreté alors que d'autres servent aussi au fonctionnement normal. Il est nécessaire d'évaluer ces aspects avec des experts en sûreté nucléaire pour valider ou non leur valeur ;
- dans l'éventualité d'une perte d'intégrité des réservoirs sous-critiques de vidange, le combustible peut se répandre sur le fond du dispositif. Au-dessous de l'enveloppe sous-critique est prévue une réserve de sel solide (du LiF contenant des poisons neutroniques comme du Bore et du Gadolinium). La dilution de ce combustible dans ce sel inerte abaisse fortement sa température et accroît l'inertie thermique du sel liquide. Cette protection est totalement passive. En outre, bien que ce système ressemble au système de récupération du corium des réacteurs à combustible solide, son emploi n'implique pas nécessairement une perte définitive du réacteur.

Une méthodologie plus générale et non-spécifique aux réacteurs nucléaires, l'analyse systémique de risque, a parallèlement été appliquée. Il s'agit d'identifier dans un premier temps les risques existants dans le RRSF au niveau du circuit combustible, en complément de la transposition d'une liste d'accidents préétablie pour d'autres réacteurs nucléaires à combustible solide. Cette description systémique du réacteur a permis de dresser un état des lieux des composants envisagés dans le RRSF ainsi que leur fonction. En se basant sur ce descriptif du système, une identification préliminaire exhaustive des accidents potentiels du circuit combustible a été établie. Ces scénarios ont été regroupés par événements initiateurs d'accidents, comme :

- LOF (Loss Of Flow) : sous le terme de perte de circulation nous groupons tous les accidents qui ne sont pas associés à un ralentissement ou à un blocage de la circulation du caloporteur intermédiaire et ne sont pas dus à une perte du combustible ;
- LOH (Loss Of Heat sink) : dans ce type d'accident la circulation du sel combustible reste inchangée mais son refroidissement n'est plus assuré ;
- TLOP (Total Loss Of Power) : en cas de perte totale d'électricité sur le site toutes les pompes s'arrêtent en même temps, dans les circuits du combustible, du sel intermédiaire et dans le circuit de conversion ; on suppose que tous les systèmes connectés au réseau électrique deviennent non opérationnels ; dans ce type d'accident, on considère que les dispositifs de secours sont également déficients ;
- TOP (Transient Over Power ou OVC-Over Cooling) : un accident de sur-refroidissement accroît la réactivité, et par conséquent la puissance produite, car les coefficients de contre réaction thermique sont fortement négatifs dans le RRSF ;
- LOLF (Loss Of Liquid Fuel) : cet accident représente une perte significative de combustible à l'extérieur du circuit du combustible ;
- RAA (Reactivity Anomalies Accident) : comme la réserve de réactivité du RRSF est très faible, les accidents de réactivité sont liés à une anomalie de réactivité plutôt qu'à un TOP.

Enfin le RRSF comprend d'autres systèmes que le circuit combustible, comme la couverture fertile, le système de traitement des gaz, ainsi que les autres systèmes de traitement ou de stockage des matières radioactives. Les analyses de sûreté de ces systèmes devront être réalisées séparément.

En conclusion à ces études préliminaires, la méthode utilisée pour construire un modèle de RRSF pour l'analyse systémique de risques a été discutée et des exemples d'analyse ont été choisis et commentés pour mettre en évidence leur importance. Malgré cela, l'outil actuellement disponible ne permet pas le même niveau d'analyse quel que soit l'accident considéré, mais cette première analyse qualitative et quantitative a conduit à une meilleure compréhension des caractéristiques de sûreté à un stade préliminaire de développement et devrait permettre des adaptations de concept minimisant les risques ou réduisant leur conséquences (notion « d'approche inhérente »).

2.3.3.4. Etudes procédés et matériaux

Les études expérimentales relatives au RRSF, se répartissent sur différents axes, l'effort principal de ces dernières années s'étant porté sur les deux premiers :

- les travaux de recherche sur le procédé de nettoyage en ligne du sel combustible (boucle à sel fondu FFER- Forced Fluoride Flow for Experimental Research) ;
- des développements connexes concernant la mise en œuvre des sels et de l'instrumentation de contrôle dédiée ;
- la corrosion en situation réelle (analyse des accidents « matériaux » survenus lors des essais et la mesure du taux d'oxygène présent dans le sel) ;
- définition du design d'une installation d'étude de fatigue des matériaux en milieu sel fondu.

Le procédé envisagé consiste à injecter des bulles d'un gaz neutre directement dans le liquide en circulation. Les mécanismes physicochimiques qui se produisent durant le transit des bulles dans le cœur du réacteur vont entraîner l'absorption par celles-ci d'une partie des gaz dissous, ainsi que la capture de particules en suspension dans le sel. La maîtrise de l'extraction des particules solides est une condition essentielle de préservation à long terme des circuits (suppression des dépôts, limitation des phénomènes d'érosion). Le volume de gaz injecté en continu dans le circuit doit aussi être évacué de manière continue. C'est l'ensemble du système injection/séparation liquide gaz qui doit être étudié en respectant des contraintes liées à la géométrie du cœur. La construction d'une boucle de circulation a permis de se doter, dans une première étape, d'un moyen d'étude du procédé en géométrie « simple » et à créer le potentiel humain et matériel nécessaire pour pouvoir s'attaquer dans la durée aux expérimentations à moyenne échelle.

Le principe de la boucle d'étude du bullage est le suivant (cf figure 2-77) :

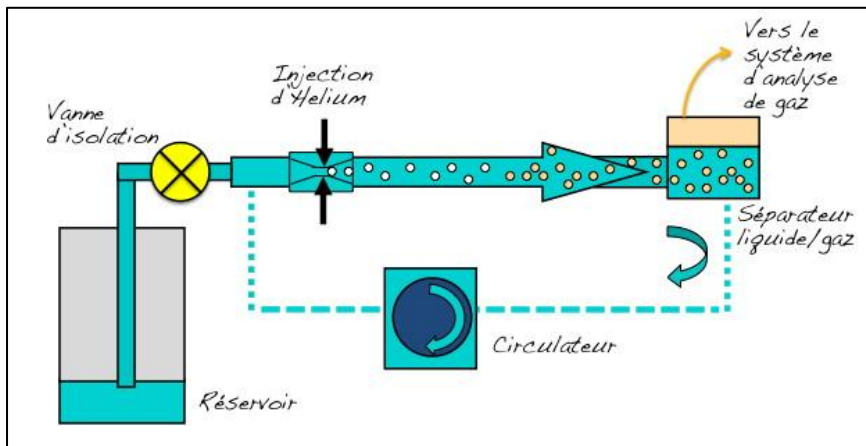


Figure 2- 77 : Principe de la boucle FFER

Le design global obtenu en tenant compte de différentes contraintes (dilatation, système de séparation réservoir/boucle, caractéristiques du circulateur, dimension des conduites et design du séparateur liquide/gaz...) conduit à une installation de taille moyenne nécessitant environ 160 kg de sel (voir figure 2-78).

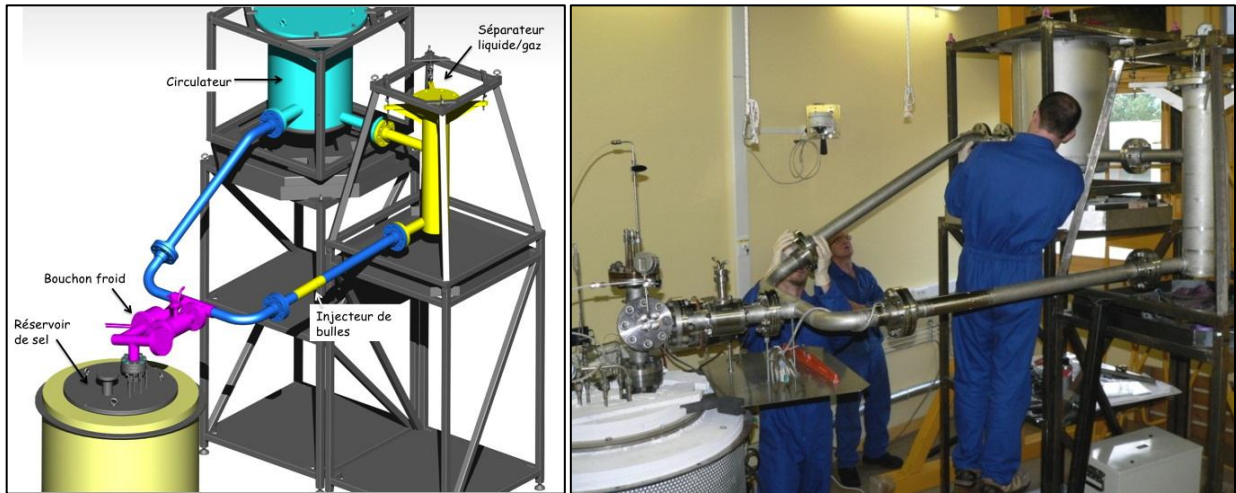


Figure 2- 78 : Design global et installation en cours de montage

Pour rester dans des domaines de température de fusion comparables au RRSF, le sel choisi pour la boucle est le mélange ternaire LiF-NaF-KF ($T_{\text{fusion}} \approx 455^{\circ}\text{C}$). La mise en œuvre des sels fluorés se fait dans des installations étanches, maintenues sous gaz neutre, à la fois pour sa propre conservation mais aussi pour la préservation des matériaux adjacents qui peuvent subir une corrosion très active en présence des traces d'eau venant de l'atmosphère extérieure. Les cuves et le circuit sont entièrement en acier inoxydable. La température nominale de fonctionnement est 600°C .

Les essais réalisés en 2014 ont permis de valider le système de mise en circulation, le système de contrôle des niveaux de liquide, le système d'évaluation du débit par ultrason avec capteur immergé et l'effet de séparation liquide/gaz. Ils ont également mis en évidence un problème de corrosion localisée, en cours d'analyse.

En parallèle du travail de construction, un important effort a été fourni pour la mise au point du séparateur liquide gaz sur maquette en eau/air à l'échelle 0,72 (figure 2-79).



Figure 2- 79 : Maquette du séparateur liquide/gaz en cours de fonctionnement

Les mesures d'efficacité de la séparation liquide/gaz effectuées sur la maquette donnent un taux de séparation variant principalement avec le pourcentage volumique de gaz, dans les 80-85 % pour un taux de gaz de l'ordre de 0,1% à plus de 95 % pour un taux de gaz de 0,4%. Il existe un seuil minimal sur la vitesse du liquide (environ 0,5 m/s) pour le fonctionnement correct du système air/eau. En milieu fluorure la mesure des performances du séparateur est plus difficile à réaliser, elle repose entièrement sur les capteurs de niveau du liquide immergés en zone supérieure.

Les études matériaux actuelles sont axées sur l'analyse post-accident ou bien sur la caractérisation de matériaux de joints utilisés sur l'installation. A titre d'exemple frappant (figure 2-80), l'état de deux soudures faisant partie de la même pièce (donc même temps et température de fonctionnement) :



Quand ça se passe bien



Quand ça se passe mal

Figure 2- 80 : Exemple d'un cas de corrosion localisée

Enfin, nous sommes en train de constituer un dossier décrivant ce que pourrait être une installation mécanique dédiée aux études de fatigue in-situ. Les études ex-situ (traitement en bain de sel avant essai de fatigue ou de rupture) bien plus faciles à réaliser, ne sont pas représentatives des phénomènes mis en jeu pendant la durée de vie d'un composant réel.

2.3.3.5. Chimie du sel combustible

Les études récentes sur la chimie du sel combustible ont principalement eu pour objet l'étude en sel fluorures des produits de fission ainsi que de l'uranium. En effet, l'une des conclusions du projet Evol est qu'il manque des données de base (en particulier les paramètres appelés coefficients d'activité) pour un grand nombre d'éléments. Ces données sont nécessaires au calcul des efficacités d'extraction de chaque étape et par conséquent au calcul de l'inventaire à chaque point de l'installation et au dimensionnement de cette installation. Des méthodes de chimie analytique, basées sur des mesures électrochimiques, ont été utilisées pour déterminer les coefficients d'activité des éléments dans le sel fondu LiF-ThF₄. Par ailleurs, des essais d'extraction ont montré la faisabilité de la méthode pour séparer les lanthanides des actinides.

2.3.3.6. Contrôle de la corrosion des matériaux par le contrôle du potentiel redox

Le potentiel redox du sel combustible fondu est le paramètre à contrôler pour limiter les réactions de corrosion des matériaux de structure du cœur. Le potentiel dépend de la valeur du rapport des concentrations [UF₄]/[UF₃]. Ce rapport augmente avec le temps de fonctionnement du réacteur. Il peut être régulé par l'ajout d'uranium ou de thorium métallique. Le problème est qu'il faut être capable de mesurer la valeur du potentiel in situ. L'utilisation d'une électrode de référence classique (gaine contenant un couple redox connu) n'est pas transposable à un réacteur pour des raisons de tenue mécanique et donc de sûreté : en effet, il ne faut pas prendre le risque de voir se casser une gaine dans le cœur du réacteur. Par conséquent, nous avons développé une électrode de référence dynamique basée sur un système de trois électrodes métalliques et deux potentiostats. Le développement a été réalisé en milieu inactif et les résultats sont tout à fait en accord avec nos prévisions. Les travaux se poursuivent aujourd'hui en milieu actif.

2.3.4. Conclusion

Dans une démarche de ré-évaluation en profondeur du système de réacteur à sels fondus (RSF), en partant du projet Molten Salt Breeder Reactor (réacteur ré-générateur à sels fondus) étudié dans les années 70 à Oak Ridge, des études paramétriques portant sur les coefficients de sûreté, les besoins de retraitement, et les capacités de surgénération ont été conduites. Des études récentes ont fait apparaître les configurations de RSF en spectre neutronique rapide fonctionnant dans le cycle du combustible thorium, le réacteur rapide à sels fondus RRSF (Molten Salt Fast Reactor, MSFR) comme robustes et prometteuses. Ce système a été sélectionné pour des études plus poussées par le comité de pilotage « RSF » du forum international génération IV.

Le RRSF de référence est un réacteur de 3 000 MWth contenant un volume total de 18 m³ de sel combustible et dont la température de fonctionnement se situe entre 650 et 750°C. Les études actuelles ont permis de caractériser le comportement neutronique et thermohydraulique du RRSF en fonctionnement normal et d'initier une approche de sûreté dédiée à ce type de réacteurs. Il ressort que le RRSF est d'une très grande stabilité et flexibilité. Les méthodes récemment développées pour réaliser des simulations réalistes du RRSF et l'acceptation par Euratom du projet Samofar orienté vers l'étude de sûreté du RRSF permettent d'envisager dans un futur proche des avancées significatives sur le design du RRSF. Enfin ces études systèmes sont soutenues par des développements expérimentaux actuels (boucle FFFER, études de corrosion et de fatigue des matériaux) et à venir notamment dans le cadre du projet Samofar (études des échanges thermiques en paroi).

Annexe 2-1 – Grille de maturité TRL (Technology Readiness Level) adaptée au procédé de traitement du combustible

TRL	Définition	R&D		Description	Production R&D
1	Principes de base observés et décrits.	Recherche de base		Recherche scientifique. Début de traduction en une recherche et développement (R&D) appliquée : voie → procédé.	Etat de l'art et données de base. Publications scientifiques.
2	Concept technologique et/ou application formulés.		Recherche pour démontrer la faisabilité (scientifique et technique)	Esquisse du procédé et hypothèses d'applications. Essais sur simulant à échelle du bécher.	Publications et documents techniques décrivant l'idée d'un procédé et/ou formulant un programme pour démontrer la faisabilité.
3	Preuve analytique ou expérimentale des principales fonctions et/ou caractéristiques du concept.	R&D en laboratoire sur simulants et actinides en boîte-à-gants sur des étapes-clés du procédé envisagé. Expériences en mode discontinu. Réalisation de mesures et de caractérisations. Acquisition de données utiles au développement du procédé. Elaboration de modèles phénoménologiques intégrant ces données.		Notes techniques traçant les résultats expérimentaux jusqu'à la démonstration de la faisabilité scientifique. Données de base spécifiques au procédé envisagé. 1 ^{ère} confrontation des modèles aux expériences.	
4	Validation de composants et/ou de maquettes en laboratoire.	Développement technologique		R&D sur composés réels en boîte-à-gants ou en chaîne blindée pour démontrer la faisabilité d'étapes-clés du procédé. Recours à des technologies de laboratoire plus élaborées (→ extrapolation d'échelle). Expériences couplant les opérations unitaires, potentiellement en mode continu. Couplage des modèles physico-chimiques aux modèles de génie chimique (CFD,...). Apport de la simulation pour de premières optimisations technologiques. 1 ^{ère} approche d'intégration des étapes du procédé.	Notes techniques traçant les essais expérimentaux jusqu'à la démonstration de la faisabilité technique du procédé. 1 ^{er} modèle procédé confronté aux mesures en maquette de laboratoire, permettant de réaliser des optimisations de procédé et technologiques. Dossier d'Options de Sûreté (DOS).
5	Validation de composants et/ou de maquettes en environnement représentatif			Essais sur maquettes à échelle représentative, avec des simulants représentatifs. Couplage de fonctions. Essais en laboratoire et sur composés réels, de validation des performances du procédé, en boîte-à-gants (MA) ou en chaîne blindée (HA), avec, lorsque possible, un génie chimique extrapolable. Exploitation des outils de simulation pour des études d'optimisation et d'extrapolation d'échelle et pour produire les 1 ^{ers} éléments de qualification.	Notes techniques relatant les essais menés sur maquettes représentatives et étayant la représentativité des simulants vis-à-vis des objets réels actifs (MA/HA). 1 ^{ère} qualification du modèle procédé (laboratoire). Données d'extrapolation des technologies. Eléments de qualification du procédé.
6	Démonstration d'un prototype ou d'un modèle de système/ sous-système dans un environnement représentatif.	Démonstration technologique		Démonstration du procédé sur maquette échelle 1 et/ou prototype, en environnement représentatif. Détermination du domaine de fonctionnement du procédé et de sa robustesse. Démonstrations de sûreté.	Compte-rendu des essais d'optimisation et de sensibilité. Procédé et technologies qualifiées. 1 ^{ère} qualification du modèle procédé (échelle prototype). Livre de procédé. Prototype (semi-)industriel. Rapport Préliminaire de Sûreté (RPS).

TRL	Définition	R&D	Description	Production R&D
7	Démonstration d'un prototype du système dans un environnement opérationnel.		Montage des équipements dans l'atelier pilote ou industriel, et tests de leur fonctionnement.	Compte-rendu des essais sous-systèmes réalisés sur les équipements implantés dans l'atelier pilote ou industriel.
8	Systeme réel achevé et qualifié par des tests et des démonstrations	Démonstration opérationnelle	Essais inactifs (et/ou en uranium) dans l'atelier pilote ou industriel. Évaluation des capacités de l'atelier à satisfaire les exigences opérationnelles. Plans, options ou actions envisagés pour résoudre les problèmes rencontrés.	Compte-rendu des essais dans la configuration finale de l'atelier confronté à des conditions d'environnement couvrant l'ensemble du domaine d'utilisation. Code opérationnel d'aide à la conduite et au pilotage du procédé. Demande de mise en service actif.
9	Systeme réel qualifié par des missions opérationnelles réussies.		Mise en service actif.	Rapports de tests et d'évaluations opérationnels. Demande de mise en service industriel. Retour d'expérience opérationnelle.

03

LE DEMONSTRATEUR
TECHNOLOGIQUE ASTRID
DE REACTEUR A
NEUTRON RAPIDE DE
4^{EME} GENERATION
REFROIDI AU SODIUM

3. Le démonstrateur technologique Astrid de réacteur à neutron rapide de 4^{ème} génération refroidi au sodium

3.1. INTRODUCTION	221
3.1.1. LE CADRE INTERNATIONAL	221
3.1.2. LE CONTEXTE EUROPEEN	221
3.1.3. LA POSITION FRANÇAISE	222
3.1.4. LE REACTEUR ASTRID	223
3.2. RETOUR D'EXPERIENCE DES RNR-NA EN FRANCE ET DANS LE MONDE.....	227
3.2.1. BILAN DU FONCTIONNEMENT DES RNR-NA DANS LE MONDE	227
3.2.2. SYNTHESE DU REX PAR DOMAINE	227
3.2.3. PRISE EN COMPTE DU RETOUR D'EXPERIENCE DANS LE PROGRAMME ASTRID	233
3.3. DOMAINES D'AMELIORATION PRIORITAIRES ET LES AVANCEES DE R&D ASSOCIEES	235
3.3.1. SURETE DU REACTEUR	236
3.3.2. DISPONIBILITE SUPERIEURE AUX RNR-NA PRECEDENTS ET REDUCTION DES DUREES D'ARRET	252
3.4. CAHIER DES CHARGES ET LES OBJECTIFS DE SURETE D'ASTRID	257
3.4.1. LE CAHIER DES CHARGES D'ASTRID	257
3.4.2. OBJECTIFS GENERAUX DE SURETE	258
3.4.3. ORIENTATIONS GENERALES DE SURETE	259
3.4.4. ORIENTATIONS DE SURETE A LA CONCEPTION	260
3.4.5. PRISE EN COMPTE DES AGRESSIONS INTERNES ET EXTERNES	261
3.4.6. ORIENTATIONS PRISES POUR ASSURER LES FONCTIONS DE SURETE.....	262
3.4.7. ORIENTATIONS VIS-A-VIS DES ACCIDENTS GRAVES	263
3.4.8. LE DOSSIER D'ORIENTATION DE SURETE.....	264
3.4.9. LA PRISE EN COMPTE DU RISQUE DE MALVEILLANCE	264
3.5. EXIGENCES A RESPECTER ET LES CHOIX DE BASE D'ASTRID	267
3.5.1. EXIGENCES DE NATURE STRATEGIQUE	267
3.5.2. EXIGENCES EN MATIERE DE SURETE	271
3.5.3. EXIGENCES EN MATIERE DE SECURITE ET DE RADIOPROTECTION	273
3.5.4. EXIGENCES EN MATIERE DE PROTECTION CONTRE LA MALVEILLANCE.....	273
3.5.5. EXIGENCES EN MATIERE D'EXPLOITATION.....	274
3.6. OPTIONS DE CONCEPTION D'ASTRID PAR GRANDS DOMAINES	275
3.6.1. CŒUR ET COMBUSTIBLE.....	275
3.6.2. CHAUDIERE NUCLEAIRE.....	283
3.6.3. SYSTEME DE CONVERSION D'ENERGIE	292
3.6.4. MANUTENTION DES ASSEMBLAGES COMBUSTIBLES	294
3.6.5. INSTRUMENTATION ET INSPECTION EN SERVICE (ISIR).....	297
3.6.6. CONTROLE-COMMANDE	303
3.6.7. ÉTUDES DE FONCTIONNEMENT.....	306
3.6.8. GENIE CIVIL	307
3.6.9. ARCHITECTURE GENERALE	309
3.6.10. LES DECHETS D'ASTRID	310
3.7. INSTALLATIONS ASSOCIEES POUR LE CYCLE D'ASTRID	313
3.7.1. ATELIER DE FABRICATION DES CŒURS (AFC).....	314
3.7.2. ATELIER DE TRAITEMENT DES COMBUSTIBLES USES (ATC).....	316
3.7.3. INSTALLATION DE FABRICATION D'ELEMENTS AVEC ACTINIDES MINEURS.....	318
3.8. DEMARCHE DE QUALIFICATION DES OUTILS DE CALCUL ET DES OPTIONS DE CONCEPTION D'ASTRID	319
3.8.1. DEMARCHE RELATIVE AUX OUTILS DE CALCUL SCIENTIFIQUE.....	319
3.8.2. DEMARCHE RELATIVE A LA QUALIFICATION DES OPTIONS DE CONCEPTION D'ASTRID	323

3.8.3.	INSTALLATIONS D'INTERET POUR LA QUALIFICATION DU CŒUR ET DES COMPOSANTS D'ASTRID	324
3.9.	ORGANISATION INDUSTRIELLE ET PARTENARIATS DE R&D	331
3.9.1.	LE MONTAGE INDUSTRIEL DU PROJET	331
3.9.2.	LA COLLABORATION INTERNATIONALE	335
3.10.	DEFINITION DU PLANNING ET DES COUTS	339
3.10.1.	LE PLANNING	339
3.10.2.	L'ELABORATION DES COUTS	340
3.11.	CONCLUSION	343
3.11.1.	RAPPEL DE L'INTERET DES REACTEURS A NEUTRONS RAPIDES (RNR).....	343
3.11.2.	LA STRATEGIE FRANÇAISE	343
3.11.3.	LE PROJET ASTRID.....	344
3.11.4.	COLLABORATIONS INDUSTRIELLES ET INTERNATIONALES AUTOUR D'ASTRID	345
3.11.5.	VERS LA FIN DE L'AVANT-PROJET SOMMAIRE ET L'AVANT-PROJET DETAILLE	346

3.1. INTRODUCTION

3.1.1. Le cadre international

Le cadre international de R&D sur les réacteurs de 4^{ème} génération est le Forum international génération IV (GIF), auquel la France participe activement. Les objectifs pour les réacteurs du futur sont bien identifiés :

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

À l'issue d'une phase d'analyse partagée entre les partenaires fondateurs, le GIF a sélectionné six concepts de réacteurs nucléaires avec leur cycle⁴⁴, présentant les potentiels les plus prometteurs pour atteindre les objectifs précités :

- le SFR : Sodium-cooled Fast Reactor (réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium liquide, RNR-Na) ;
- le GFR : Gas-cooled Fast Reactor (réacteur à neutrons rapides refroidi au gaz hélium, RNR-G) ;
- le LFR : Lead-cooled Fast Reactor (réacteur à neutrons rapides refroidi au plomb liquide, RNR-Pb) ;
- le SCWR : Supercritical Water-cooled Reactor (réacteur refroidi à l'eau supercritique, RESC) ;
- le VHTR : Very High-Temperature Reactor (réacteur à très haute température, RTHT) ;
- le MSR : Molten Salt Reactor (réacteur refroidi par des sels fondus, RSF).

Sur ces six concepts sélectionnés par le GIF, seuls quatre peuvent fonctionner en spectre rapide (RNR-Na, RNR-G, RNR-Pb, RSF) dont les caractéristiques intrinsèques, associées à un cycle fermé du combustible, permettent un recyclage poussé des matières valorisables, notamment du plutonium, et une utilisation optimale de la ressource en uranium.⁴⁵

3.1.2. Le contexte européen

Au niveau européen, malgré les positions très contrastées des différents pays sur le rôle que doit jouer le nucléaire dans leur mix énergétique, il est clairement reconnu par plusieurs pays et par la Commission européenne que l'énergie nucléaire jouera nécessairement un rôle dans la réponse à la demande énergétique dans un contexte de réduction des émissions de gaz à effet de serre. Le SET Plan⁴⁶ adopté en février 2008 considère comme indispensable de lancer dans la décennie à venir la construction d'un démonstrateur d'une nouvelle génération de réacteurs pour un nucléaire durable. En mai 2013, la Commission européenne⁴⁷ a réaffirmé l'importance de la 4^{ème} génération comme option pour le futur.

⁴⁴ Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear Energy Systems - Janvier 2014 - GIF

⁴⁵ L'obtention d'un spectre de neutrons rapides dans un RESC, réacteur de technologie dérivée de celle des réacteurs à eau sous pression (REP), pose d'importantes difficultés (thermohydraulique, couplage avec la neutronique et stabilité du réacteur) et la majorité des études sur le RESC au sein du GIF se concentrent désormais sur une version à spectre de neutrons thermiques. Le RSF peut théoriquement se décliner en des versions fonctionnant en spectre rapide ou thermique.

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

⁴⁶ Strategic Energy Technology Plan : <http://ec.europa.eu/energy/en/topics/technology-and-innovation/strategic-energy-technology-plan>

⁴⁷ Communication COM(2013) 253 du 02/05/2013 "Energy Technologies and Innovation"

L'Europe du développement des technologies nucléaires, rassemblée dans la plate-forme SNETP⁴⁸, a défini sa stratégie et ses priorités dans son « Vision Report » publié en septembre 2007, détaillé dans son « Strategic Research Agenda » publié en mai 2009 et mis à jour en février 2013⁴⁹ : la fission nucléaire pourra apporter une contribution massive décarbonée et durable au mix énergétique européen, en s'appuyant sur les réacteurs à neutrons rapides (RNR). La technologie des RNR-Na est considérée comme la filière de référence, alors que deux alternatives pourraient être explorées sur le plus long terme : les technologies des RNR-G et des RNR-Pb.

En ligne avec les recommandations du SET Plan, la plateforme SNETP a lancé l'initiative industrielle ESNII⁵⁰, qui rassemble industriels et organismes de R&D autour de ce plan d'actions.

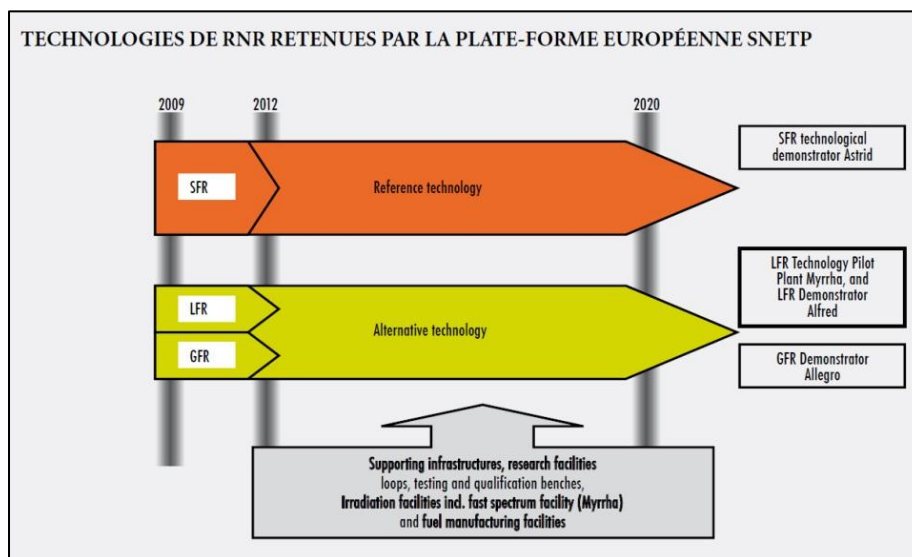


Figure 3- 1 : Feuille de route ESNII

3.1.3. La position française

Dans ce contexte international et européen, l'analyse française a conduit aux conclusions suivantes :

- la France a beaucoup contribué au développement des RNR-Na et entend s'appuyer sur ses acquis importants pour développer la filière dans le sens des objectifs assignés. Ces acquis constituent d'ailleurs un patrimoine important de propriété intellectuelle et fournissent un avantage compétitif à notre pays et à ses industriels. Afin de faciliter la lecture des chapitres suivants, une description succincte des spécificités de conception des RNR-Na est présentée dans l'annexe 3.1 ;
- un lien fort existe entre la maturité technologique d'un procédé et la sûreté nucléaire. En effet, la maîtrise technologique associée à un retour d'expérience significatif contribue à la garantie du niveau de sûreté d'une filière. Ainsi, parmi les systèmes de 4^{ème} génération à spectre rapide, seul le RNR-Na dispose d'une base de connaissances suffisamment importante pour pouvoir espérer répondre aux attentes techniques et opérationnelles de la 4^{ème} génération à court et moyen termes. L'économie du développement de tels systèmes devra être examinée à l'aune globale des scénarios d'évolution du parc électronucléaire où, dans un premier temps et probablement pendant plusieurs décennies, les réacteurs de 3^{ème} et 4^{ème} générations cohabiteront afin de produire une électricité au meilleur prix associée à une stratégie de gestion durable des déchets radioactifs issus des combustibles usés faisant appel au concept de cycle fermé dans toute son extension ;

⁴⁸ Sustainable Nuclear Energy Technology Platform - www.snetp.eu

⁴⁹ Strategic Research and Innovation Agenda - SNETP - Février 2013 - http://www.snetp.eu/wp-content/uploads/2014/05/sria2013_web.pdf

⁵⁰ European Sustainable Nuclear Industrial Initiative

- les autres systèmes comportent des incertitudes beaucoup trop importantes puisque certains verrous technologiques majeurs ne sont pas encore levés. Il faut noter à ce sujet la réunion du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires le 16 avril 2014 qui a examiné les caractéristiques en termes de sûreté et de radioprotection des systèmes nucléaires de 4^{ème} génération.

La stratégie française a été définie lors de la réunion du Comité de l'énergie atomique du 17 mars 2005 consacré aux systèmes nucléaires du futur, au cours duquel les ministres délégués à l'Industrie et à la Recherche ont pris acte, qu'au stade actuel des connaissances, la technologie des RNR réunissait un large consensus international et ont conclu que la priorité des recherches en France devait être donnée à deux types de réacteurs : les RNR-Na et RNR-G. Cette position a été confirmée lors des réunions du Comité de l'énergie atomique des 20 décembre 2006 et 20 mai 2008.

Le Président de la République à l'occasion des vœux aux forces vives le 5 janvier 2006⁵¹ et la loi n°2006-739 du 28 juin 2006 de programme relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs⁵² introduisent le principe d'un prototype de réacteur de 4^{ème} génération avec l'objectif d'une mise en service à l'horizon 2020.

3.1.4. Le réacteur Astrid

Dans le cadre du Programme d'investissements d'avenir lancé en 2010, la Convention du 9 septembre 2010 entre l'État et le CEA confie au CEA les études de conception d'un prototype industriel de réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium de 4^{ème} génération jusqu'au niveau d'un avant-projet détaillé, Astrid⁵³. Le programme Astrid comporte également les études de faisabilité ou de conception des installations du cycle associé ainsi que la remise à niveau de grands équipements de R&D et de qualification technologique.

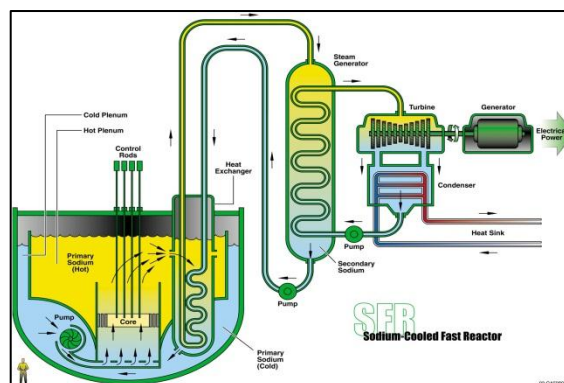


Figure 3- 2 : Schéma de principe de fonctionnement d'un RNR-Na

Les RNR-Na présentent des caractéristiques techniques favorables et sont les seuls à bénéficier d'un retour d'expérience industriel substantiel. La vingtaine de prototypes ou de démonstrateurs ayant été construits dans le monde cumulent plus de 400 années de fonctionnement dont environ 100 années de fonctionnement pour les quatre RNR-Na de puissance significative ayant fonctionné durablement de manière industrielle. En France, le réacteur Phénix arrêté en 2009, après plus de 35 années de fonctionnement, représente un patrimoine de connaissances très important.

⁵¹ « J'ai décidé de lancer, dès maintenant, la conception, au sein du Commissariat à l'énergie atomique, d'un prototype de réacteur de 4^{ème} génération, qui devra entrer en service en 2020. Nous y associerons, naturellement, les partenaires industriels ou internationaux qui voudraient s'engager. »

⁵² « Art.3 Pour assurer, dans le respect des principes énoncés à l'article L. 542-1 du code de l'environnement, la gestion des déchets radioactifs à vie longue de haute ou de moyenne activité, les recherches et études relatives à ces déchets sont poursuivies selon les trois axes complémentaires suivants :

1° La séparation et la transmutation des éléments radioactifs à vie longue. Les études et recherches correspondantes sont conduites [...], afin de disposer, en 2012, d'une évaluation des perspectives industrielles de ces filières et de mettre en exploitation un prototype d'installation avant le 31 décembre 2020 ; [...]

⁵³ Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration

Le second chapitre de cette 3^{ème} partie présente la synthèse des enseignements tirés du fonctionnement des RNR-Na, au niveau national et international, en soulignant leurs points forts et également leurs faiblesses.

Fort de ce constat, les acteurs français CEA, AREVA et EDF ont établi en 2007 un programme de R&D, avec une vision d'extrapolation à une filière, visant à renforcer les points forts et à réduire les points de faiblesse par des innovations technologiques importantes. Ce programme a été orienté vers 4 axes prioritaires de progrès, qui ont servi en 2010 à la définition des options préliminaires de conception du réacteur Astrid :

- la conception d'un cœur performant à sûreté améliorée, particulièrement axée sur la prévention des accidents graves pouvant conduire à la fusion généralisée du cœur ;
- une résistance accrue aux accidents graves et aux agressions externes, notamment la conception de systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle redondants et diversifiés, ainsi que les aspects liés au risque de recriticité et à la rétention d'un cœur fondu ;
- la recherche d'un système de conversion d'énergie optimisé et sûr visant à diminuer, voire à faire disparaître totalement, le risque d'interaction entre le sodium et l'eau ;
- les options de conception du réacteur pour faciliter l'inspection et la maintenance, et de façon plus générale, pour augmenter la disponibilité, les performances et l'économie globale de l'installation.

Le réacteur Astrid est destiné en premier lieu à démontrer à une échelle suffisante les avancées technologiques précitées en qualifiant au cours de son fonctionnement les options innovantes, notamment dans les domaines de la sûreté et de l'opérabilité. Astrid est donc un prototype d'intégration technologique permettant la démonstration de sûreté et de fonctionnement à l'échelle industrielle de RNR-Na de 4^{ème} génération. Il doit également servir de banc d'essais à l'utilisation des techniques d'inspection avancées. Sa taille doit être suffisante pour permettre l'extrapolation au réacteur commercial, sans toutefois être excessive afin d'en limiter le coût et le risque industriel. Par exemple, la taille du cœur doit être suffisante pour que la démonstration de sûreté associée soit transposable à un cœur de plus grande taille.

La sûreté occupe une place centrale dans le projet Astrid, principalement pour les raisons suivantes :

- l'acceptabilité de l'énergie nucléaire repose, en grande partie, sur le niveau de sûreté démontré des installations ;
- l'image du RNR-Na est controversée notamment à cause de la perception de sa sûreté. Ses spécificités (effet de réactivité positif en cas de vidange du sodium dans les cœurs de conception classique, risques sodium...) sont souvent mises en avant, sans tenir compte des solutions techniques adaptées et de ses avantages intrinsèques (absence de pression, grande inertie thermique...) ;
- L'accident de Fukushima conduit à renforcer considérablement les démarches de sûreté et, à travers cela, oriente la conception et l'exploitation des installations.

Le troisième chapitre décrit ces domaines prioritaires de R&D ainsi que les résultats obtenus depuis 2007.

Le chapitre 4 précise le cahier des charges fixé au réacteur Astrid et les objectifs de sûreté associés.

Le chapitre 5 est consacré aux exigences qui en découlent et aux choix de base d'Astrid.

Le chapitre 6 présente, pour l'ensemble des éléments constitutifs d'Astrid, les options de conception d'ores et déjà retenues et celles dont le choix reste encore ouvert compte tenu du degré d'avancement du projet.

Les principaux domaines définis sont :

- le cœur et le combustible ;
- la chaudière nucléaire ;
- le système de conversion d'énergie ;
- la manutention des assemblages ;
- l'instrumentation et l'inspection en service (ISIR) ;

- le contrôle-commande ;
- le fonctionnement ;
- le génie-civil ;
- l'architecture générale.

À un réacteur à neutrons rapides, il faut associer un cycle du combustible, de sorte que l'on puisse considérer l'ensemble du système nucléaire, pour en apprécier les performances globales. Les installations clés du cycle du combustible, telles que l'atelier de fabrication du combustible, l'atelier de traitement du combustible irradié nécessaire à la démonstration du multi-recyclage du plutonium, font l'objet d'une description spécifique dans le chapitre 7. La préparation des expérimentations de transmutation, qui constituent une des missions du démonstrateur Astrid, est également abordée dans ce même chapitre.

La démarche de qualification des options d'Astrid, qu'il s'agisse des outils de calcul scientifique ou des composants, est présentée au chapitre 8 avec les principales installations de R&D nécessaires à cette qualification.

L'organisation spécifique mise en place depuis 2010 par le CEA, maître d'ouvrage d'Astrid, et ses partenaires industriels est décrite au chapitre 9. Le projet est découpé en lots d'études qui sont confiés à différentes ingénieries partenaires dans le cadre d'accords de collaboration impliquant une contribution des partenaires sur leurs fonds propres. Des collaborations sont également actives au niveau de la R&D. Au-delà des collaborations internationales avec l'ensemble des pays travaillant sur le RNR-Na, il faut noter la forte implication depuis 2014 du Japon qui a souhaité s'associer significativement aux études de conception d'Astrid.

Le chapitre 10 présente le planning prévisionnel jusqu'à la phase de réalisation et indique la démarche proposée pour l'évaluation du coût d'ensemble du projet. Les études de conception d'Astrid ont commencé en 2010. L'avant-projet est constitué de plusieurs phases :

- la première phase de l'avant-projet sommaire, dite AVP1, a eu pour but d'analyser les options ouvertes, en particulier les plus innovantes, pour faire le choix du design de référence fin 2012. Cette phase incluait une phase préparatoire qui a permis de structurer le projet, formaliser l'expression des besoins et définir les principaux jalons et échéances. L'AVP1 s'est terminé fin 2012 comme prévu, avec la livraison d'une importante documentation d'ingénierie et de résultats de R&D, en particulier un dossier d'orientations de sûreté (soumis à l'ASN en juin 2012) ;
- la deuxième phase de l'avant-projet sommaire, dite AVP2, qui a débuté en 2013 et se terminera à la fin de l'année 2015. Elle visera à conforter la conception pour disposer d'un avant-projet sommaire complet et cohérent. Celui-ci sera accompagné d'une estimation plus étayée du coût et du planning de réalisation et permettra la prise de décision pour la poursuite des études de conception ;
- l'avant-projet détaillé est prévu à partir de 2016, suivi par les études d'exécution, les procédures d'autorisation et la réalisation.

La présente partie n°3 fournit donc une vue d'ensemble, la plus à jour possible à la date d'écriture du rapport, sur les études de conception du réacteur Astrid. Ces études intègrent une somme importante d'innovations améliorant la sûreté du réacteur et sa disponibilité. Elles rassemblent de nombreux partenaires industriels ou de R&D, et on a pu constater depuis 2013 l'intérêt de certains pays pour venir contribuer au projet, à commencer par le Japon. La fin de l'avant-projet sommaire en 2015 sera l'occasion de rendre compte au Gouvernement sur le travail effectué, à la fois du côté des ingénieries (plus de 2300 documents) et de la R&D.

3.2. RETOUR D'EXPERIENCE DES RNR-NA EN FRANCE ET DANS LE MONDE

Ce chapitre dresse un bilan synthétique des acquis concernant la filière des RNR-Na au plan national et international, analyse les incidents survenus sur cette filière et dégage les options technologiques les plus matures ainsi que les domaines pour lesquels des progrès sont attendus, notamment en matière de sûreté, de performances, de disponibilité ou de coût.

3.2.1. Bilan du fonctionnement des RNR-Na dans le monde

Depuis le lancement des premiers RNR-Na dans les années 50, le parc mondial de RNR-Na compte 13 réacteurs ayant fonctionné sur un intervalle de temps compris entre 3 et 44 années, et qui sont aujourd'hui arrêtés, et 7 réacteurs qui sont opérationnels, dont 4 effectivement en service (BOR-60, BN-600, FBTR, CEFR), 2 en réparation (Monju et Joyo) et 1 réacteur en phase de démarrage (BN-800 dont la première criticité s'est produite le 17 juin 2014 et les essais de démarrage se poursuivent). Par ailleurs, 1 réacteur est en construction (PFBR en Inde). Le RNR-Na dispose ainsi à ce jour de 416 années cumulées de fonctionnement associées à l'ensemble de ces réacteurs (cf. Tableau 3-1).

Il est à remarquer que si l'Europe et les USA ont dominé le développement de cette filière dès l'origine, les pays asiatiques et la Fédération de Russie occupent actuellement une position de pointe.

3.2.2. Synthèse du REX par domaine

3.2.2.1. Acquis et mérites intrinsèques

Il existe donc aujourd'hui un retour d'expérience (REX) important concernant la filière RNR-Na, à la fois en matière de conception, de fabrication, de mise en service, d'exploitation, de fonctionnement dans la durée et de démantèlement. En particulier en France, l'expertise accumulée pendant les 36 années d'exploitation de Phénix, l'apport de la conception, la construction et du démantèlement de Superphénix ainsi que les études associées au projet européen EFR (European Fast Reactor) sont très riches et sont pris en compte dès la phase de conception du démonstrateur technologique Astrid.

La conservation de cette connaissance, la réappropriation de la maîtrise industrielle et des capacités de R&D sont également un des objectifs du programme Astrid.

L'analyse technique détaillée de ce REX fait l'objet de documents spécifiques. Un bilan très synthétique permet de mettre en valeur les acquis et mérites intrinsèques de la filière RNR-Na :

- l'exploitation des RNR a montré l'excellente utilisation de la ressource en uranium et leur capacité à recycler le plutonium sans limitation du nombre de recyclages (multi-recyclage). Contrairement à la grande majorité des réacteurs actuellement exploités ou en construction dans le monde, qui consomment moins de 1 % de l'uranium naturel pour en extraire l'énergie qu'il contient, les RNR ont la capacité de consommer théoriquement la quasi-totalité de la ressource, via un multi-recyclage des combustibles usés successifs. Dans le cas de Phénix, 520 assemblages usés ont été retraités dans trois installations différentes, soit un peu plus de 26 tonnes de combustibles. Il a été extrait ainsi 4,4 tonnes de plutonium. Le taux de régénération⁵⁴ a été confirmé et mesuré à 1,16. Ce plutonium extrait a ensuite été réutilisé pour fabriquer des assemblages neufs pour Phénix qui ont été utilisés en réacteur, dans une stratégie de multi-recyclage ;

⁵⁴ Le taux de régénération est défini comme le rapport entre le nombre de noyaux fissiles produits sur le nombre de noyaux fissiles détruits par unité de temps.

- le concept avec circuit primaire intégré apparaît préférable à un concept à boucles dans la mesure où l'architecture intégrée permet, en particulier, une très bonne mise en route de la circulation naturelle du caloporteur et une élimination en pratique du risque de dénoyage du cœur ou de la perte des systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle ;
- le circuit primaire n'est pas pressurisé et possède une grande inertie thermique offrant des délais importants aux opérateurs pour intervenir en cas de perte de refroidissement ;
- la marge, en fonctionnement, vis-à-vis de la température d'ébullition du sodium est très grande, typiquement 300°C ;
- le combustible oxyde est plus mature comparé au REX limité concernant les combustibles denses (carbure, nitrure et métal). En termes de performances, des records mondiaux ont été atteints, à Phénix, par des assemblages expérimentaux (Boitix 9 qui a cumulé 144 GWj/t en taux de combustion). Ces performances ont été atteintes, tout en maintenant à un niveau très faible le nombre de ruptures de gaine. Sur quelques 150 000 aiguilles combustibles irradiées à Phénix durant ses 36 années d'exploitation, il n'y a eu que 15 ruptures de gaine (aucune sur Superphénix), dont la moitié sur des aiguilles expérimentales irradiées au-delà des caractéristiques nominales ;
- le pilotage du réacteur se révèle aisé, du fait de l'absence de poisons neutroniques (pour compenser les excès de réactivité) contrairement aux REP, de l'absence d'effet d'empoisonnement par des produits de fission très absorbants neutroniquement tels que le xénon ou le samarium dans les REP, et des contre-réactions thermiques auto-stabilisantes ;
 - des systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle, actifs ou passifs, basés sur deux types de sources froides, air et eau, ont démontré leur efficacité. Pour les réacteurs de 4^{ème} génération, afin d'améliorer encore la sûreté de ces installations, on recherchera une plus grande diversification et autonomie de ces systèmes que par le passé ;
 - le bilan environnemental est très positif et la dose collective aux travailleurs est très basse comparée à d'autres types de réacteurs (à Phénix, sur les 36 années de fonctionnement, la dose annuelle moyenne reçue par agent est de 0,05 mSv/an, à comparer à l'irradiation naturelle – hors médical et activités humaines) de 2,5 mSv/an.

Toutefois, ce retour d'expérience permet également de dégager des difficultés ou des problématiques spécifiques aux RNR-Na.

Réacteur (Pays)	Puissance thermique (MWth)	Démarrage	Arrêt	Durée d'exploitation (années)
EBR-1 (Etats-Unis)	1,4	1951	1963	12
BR-5/BR10(Russie)	8	1958	2002	44
DFR (Angleterre)	60	1959	1977	18
EBR-2 (Etats-Unis)	62,5	1961	1994	33
FERMI 1 (Etats-Unis)	200	1963	1972	9
RAPSODIE (France)	40	1967	1983	16
SEFOR (Etats-Unis)	20	1969	1972	3
BN-350(Kazakhstan)	750	1972	1999	27
PHENIX (France)	563	1973	2009	36
PFR (Angleterre)	650	1974	1994	20
KNK-2 (Allemagne)	58	1977	1991	14
FFTF (Etats-Unis)	400	1980	1993	13
SUPERPHENIX (France)	3 000	1985	1997	12
JOYO (Japon)	50-75/100/140	1977		34
MONJU (Japon)	714	1994		17
BOR-60 (Russie)	55	1968		45
BN-600 (Russie)	1470	1980		33
FBTR (Inde)	40	1985		27
CEFR (Chine)	65	2010*		3
BN-800 (Russie)	2100	2014**		
PFBR (Inde)	1250	En construction		
Total				416

* : Le réacteur CEFR a terminé en décembre 2014 ses essais de démarrage aux différents paliers de puissance.

** : la première criticité de BN800 a eu lieu le 27 juin 2014. Son raccordement au réseau est prévu courant 2015.

Tableau 3- 1 : parc mondial de RNR-NA et durée cumulée d'exploitation – Bilan en 2014

3.2.2.2. Difficultés ou problématiques spécifiques

Choix des matériaux

Plusieurs choix de matériaux se sont révélés inadaptés. Mentionnons la fissuration et la fuite du barillet⁵⁵ de stockage du combustible de Superphénix en mars 1987 liées à l'utilisation de l'acier 15D3 (acier ferritique au molybdène). Cet acier choisi pour ses performances à haute température ne bénéficiait pas d'une expérience de suffisamment longue durée quant à son utilisation dans des réservoirs contenant du sodium liquide.

De même, employé extensivement à Phénix et PFR, l'acier 321 a montré une fissuration dans le temps en relation avec les contraintes résiduelles de soudage, en particulier, dans les zones chaudes et épaisses. Ce phénomène a eu pour conséquence, entre autres, le remplacement progressif sur Phénix de presque toutes les parties en acier 321, des réparations multiples et successives sur les générateurs de vapeur de PFR et une mise en surveillance de toutes les parties en acier 321 des réacteurs existants.

Ce retour d'expérience, qui a permis de développer une meilleure compréhension des phénomènes physiques et de confirmer les matériaux qui se sont bien comportés dans la durée, est un acquis fondamental pour concevoir les différents circuits et composants des futurs RNR-Na. Des programmes expérimentaux ont été lancés depuis 2013 pour compléter ce REX grâce au démantèlement des RNR aujourd'hui arrêtés dans le monde dont Phénix et Superphénix et au prélèvement d'échantillons de matériaux irradiés (composants, éléments de structure, matériaux de gainage, combustibles...) dont l'analyse permettra d'enrichir considérablement les bases de données. Le réacteur Phénix recèle certains matériaux qui ont atteint des records en termes de dose intégrée, et est, à ce titre, un véritable « trésor » dont le programme d'étude est planifié pour les prochaines années.

Fonction de sûreté liée à la maîtrise de la réactivité du cœur

En 1989 et 1990, quatre arrêts d'urgence du réacteur par baisse brutale de la réactivité du cœur se sont produits à Phénix (AURN : Arrêts d'urgence par réactivité négative). Même si l'origine exacte de ces incidents reste à établir de manière certaine, les investigations réalisées ont montré la sensibilité des RNR aux mouvements d'ensemble du cœur. Une attention toute particulière doit être prêtée à cette spécificité. Pour limiter les risques de compaction du cœur, des optimisations de la conception des renflements apposés aux tubes hexagonaux de chaque assemblage, appelés plaquettes, sont nécessaires afin de maîtriser les jeux entre assemblages.

Manutention du combustible

La manutention des assemblages dans un RNR-Na diffère fortement de ce que l'on connaît sur les réacteurs à eau. Tout d'abord, l'opacité du sodium impose de travailler « en aveugle » tant que les assemblages sont dans le réacteur ou dans le barillet en sodium. Des moyens de contrôle des mouvements et de vérification de l'absence d'obstacles ont été mis au point (« visualisation » par ultrasons notamment) pour pallier cet inconvénient. Ensuite, il faut débarrasser les assemblages du résidu de sodium avant de pouvoir les entreposer sous eau. Ces opérations nécessitent des protections radiologiques et s'effectuent avec des moyens télé-opérés. Le REX, en particulier sur la centrale Phénix, a montré un allongement progressif des durées des campagnes de renouvellement du cœur, dû pour une part au vieillissement des matériels (pannes plus fréquentes), et pour une autre part, au durcissement des procédures de suivi des mouvements d'assemblages, imposant un plus grand nombre de contrôles et de points d'arrêt durant les opérations. Un effort de R&D est nécessaire pour améliorer les cadences de manutention et de lavage afin de préserver une disponibilité optimale du réacteur.

⁵⁵ Composant dans lequel les combustibles usés sont temporairement stockés sous sodium pour les laisser refroidir.

Disponibilité et maîtrise des risques liés à la technologie sodium

Le REX montre que les incidents liés à l'utilisation du sodium ont eu principalement des conséquences en termes de disponibilité des installations (indépendamment du contexte médiatique ou politique, comme dans le cas de Superphénix ou Monju, qui a parfois accru très lourdement les durées d'arrêt). Les exemples les plus frappants sont :

- à Superphénix, la pollution du sodium primaire (8 mois d'indisponibilité à cause d'un compresseur à membranes en néoprène défectueux) et la fuite d'argon sur un échangeur intermédiaire (7 mois d'indisponibilité à cause d'une fissure sur un tube de 22 mm de diamètre), la fuite du barillet (10 mois d'arrêt);
- l'entrée d'huile dans le circuit primaire de PFR (18 mois d'arrêt) ;
- la fuite de sodium en 1995 et la chute d'un système de manutention en 2010 à Monju qui a conduit à l'arrêt de l'installation jusqu'en 2015 ;
- les incidents de manutention à FBTR (deux années d'indisponibilité) et à Joyo. Pour ce second réacteur, JAEA, exploitant de Joyo, a remplacé le bouchon couvercle-cœur endommagé lors de l'incident. Cette opération exceptionnelle s'est terminée en décembre 2014 avec succès. Il est à noter que ces deux réacteurs ne disposent pas de systèmes de visualisation par ultrasons comme à Phénix, ce qui aurait permis d'éviter ces incidents.

Il faut également mentionner les fuites de sodium (en moyenne une par an et par réacteur en fonctionnement, tout en notant que la dernière fuite à BN-600 date de mai 1994), en général de petite quantité (de l'ordre du kilogramme), rapidement détectées et ne générant pas de feu d'ampleur notable, et les fuites de tubes de générateur de vapeur, entraînant une réaction sodium-eau de faible ampleur (cinq fuites à Phénix, une douzaine à BN-600, une quarantaine à PFR) ou plus violente (BN-350 en octobre 1973 et en février 1975, PFR en février 1987).

L'analyse des incidents liés au sodium a permis de conclure que la plupart d'entre eux n'ont pas eu de conséquence sur la sûreté des réacteurs, même si certains ont mis en évidence des faiblesses dans la démonstration de sûreté et ont nécessité des évolutions dans celle-ci. Dans un autre contexte, l'incendie de la centrale solaire d'Almeria a conduit à reprendre les hypothèses de base relatives à la nature des feux de sodium, élargissant de ce fait le retour d'expérience industriel de l'usage du sodium.

Le nombre d'événements est finalement assez réduit surtout pour des réacteurs à caractère prototypique. À ce titre, il est normal que le démarrage d'un réacteur, qui est le premier d'une série, nécessite une période de réglage et de validation des options technologiques. L'intégration, lors de la conception des futurs réacteurs, des nombreuses connaissances disponibles grâce au REX d'exploitation des projets antérieurs, permet d'espérer des taux de disponibilité qui se rapprochent de ceux des réacteurs à eau légère (REL) existants. Ainsi, par exemple, on peut noter que le réacteur BN-600, qui a bénéficié du REX accumulé en Russie grâce à l'exploitation de réacteurs prototypes et de BN-350, atteint des taux de disponibilité comparables (et dans certains cas même supérieurs) à ceux des réacteurs à eau russes. Ces taux sont similaires à ceux affichés par les REP français démarrés à la même époque (1980), tel que le réacteur Tricastin 1, puisque BN-600 présente sur la période s'étalant de 1982 à 2008 un taux de charge⁵⁶ de près de 75 %.

Les durées d'arrêt se révèlent très importantes au regard du nombre d'événements. Au-delà des durées d'analyse, d'instruction et de réparation de l'incident proprement dit, ce sont surtout les vérifications de conformité des composants ou des structures, demandées par les autorités de sûreté nucléaire, qui induisent des durées d'immobilisation allongées. De plus en ce qui concerne les RNR-Na, il est nécessaire de développer une inspection en service et réparabilité performante, ce qui reste un défi compte tenu du caractère opaque et réactif du sodium.

⁵⁶ Le taux de charge, ou coefficient de production, est ici est le rapport de la production électrique brute à la puissance électrique nominale brute de l'installation multipliée par la durée d'exploitation considérée.

Inspection en service et réparabilité (ISIR)

En matière de maintenance et d'inspection, un REX important a été accumulé sur le réacteur Phénix, notamment lors du programme visant à l'extension de sa durée de fonctionnement. Plusieurs interventions significatives ont été réalisées sur le réacteur et ses principaux circuits. Les remplacements et les réparations des échangeurs intermédiaires, des pompes primaires et des modules des générateurs de vapeur, qui étaient prévus dans la conception du réacteur, ont été effectués à de nombreuses reprises et avec succès. Des portions importantes des circuits intermédiaires ont été réparées, avec changement du métal de base lorsqu'il s'est avéré que l'acier 321 n'était pas adapté aux conditions de fonctionnement des parties les plus chaudes. À cette occasion, une procédure originale et efficace a été mise au point pour le soudage des portions neuves sur les tuyauteries d'origine. Les structures internes supérieures du bloc réacteur, en particulier le bouchon couvercle cœur et le réseau des têtes d'assemblages combustibles, ont fait l'objet d'une inspection télévisuelle, grâce à des dispositifs optiques introduits dans le circuit primaire après vidange de la moitié du sodium (400 tonnes) sous un rayonnement de l'ordre de 100 Grays par heure. Cette inspection a permis de constater l'excellent état de ces structures après trente années de fonctionnement. Le contrôle par ultrasons de la virole conique, qui supporte le sommier et le cœur à l'intérieur de la cuve principale, a démontré l'absence de défaut significatif dans cette structure fondamentale pour la sûreté du réacteur, notamment en cas de séisme. Ceci a été réalisé en utilisant la virole elle-même comme guide d'ondes, à partir de l'extérieur de la cuve principale et sur plus de trois mètres de distance, au cœur du sodium primaire maintenu à 155°C. Cette opération peut être qualifiée de « première mondiale ».

Le remplacement du bouchon couvercle-cœur de Joyo précédemment cité est un autre exemple montrant la possibilité de réparation exceptionnelle sur un circuit primaire d'un RNR-Na.

Démantèlement

Le réacteur Superphénix et plusieurs RNR-Na expérimentaux sont en cours de démantèlement. Les principaux enseignements que l'on peut tirer des études et des opérations relatives aux déconstructions de ces réacteurs, en particulier en vue de la conception des futurs RNR-Na, sont les suivants :

- le déchargement complet du cœur est une opération longue, qui nécessite parfois des procédés ou des équipements qui n'étaient pas prévus en phase d'exploitation ;
- la vidange complète du sodium du réacteur est également une opération longue qui nécessite des interventions complexes ; on notera que, jusqu'à présent, le devenir du sodium varie d'une installation à l'autre (réutilisation directe ou indirecte, rejet d'un sel de sodium dans l'environnement fluvial ou maritime, incorporation dans du béton). Sur Superphénix, le traitement du sodium des circuits primaire et secondaire s'est achevé fin 2014 sans difficulté particulière ; après transformation du sodium en soude, celle-ci a été fixée dans un béton permettant un confinement total de la radioactivité, très faible en raison d'absence de contamination des circuits ;
- la présence potentielle de sodium sous forme de dépôts d'aérosols, par exemple dans les traversées de la fermeture supérieure des réacteurs, doit être prise en compte lors de la mise en eau du réacteur lorsque ce procédé est retenu pour apporter une protection biologique lors des opérations de démantèlement ;
- les pièges froids (ou équipements similaires) dans lesquels se concentrent au cours de la vie du réacteur des composés du sodium (oxydes, hydrures...) et des éléments radioactifs (produits d'activation, produits de fission s'il y a des gaines de combustible non étanches...) sont les équipements qui génèrent le plus de risques chimiques et radiologiques lors de leur démantèlement ;
- le traitement de l'alliage sodium-potassium (NaK), parfois utilisé dans des circuits d'évacuation de la puissance résiduelle ou de purification du sodium, présente des risques chimiques qui nécessitent une parfaite maîtrise d'un procédé complexe ;

- le terme source radiologique est concentré dans quelques structures proches du cœur, en particulier en cas de présence de certains matériaux tels que les stellites qui s'activent très fortement sous flux neutronique (a contrario, l'activité des déchets nucléaires issus d'un RNR-Na est globalement moins élevée que ceux des autres types de réacteurs et une grande partie des déchets issus du démantèlement peuvent être évacués dans des filières conventionnelles) ;
- une attention particulière doit être apportée aux limites de rejets de tritium lors du démantèlement des composants ayant été au contact du sodium primaire ou du traitement des pièges froids.

De manière générale, la déconstruction des RNR-Na ne présente aucune impasse technique, ni difficulté majeure, et s'apparente au démantèlement des autres types de réacteurs ou d'installations nucléaires.

3.2.3. Prise en compte du retour d'expérience dans le programme Astrid

Les chapitres suivants présentent les axes de recherche et développement tirés de ce REX, et leur intégration dans les études de conception du démonstrateur technologique Astrid.

La démarche qui a été suivie pour la définition des options techniques d'Astrid a consisté en particulier, à partir de chaque faiblesse identifiée dans les conceptions de réacteur précédentes, à définir un programme de R&D spécifique et d'en tirer une ou plusieurs options innovantes.

L'analyse de ce REX par le CEA a été présentée à l'ASN et analysée par le groupe permanent d'experts réacteurs en juin 2013. Dans sa lettre du 17 avril 2014⁵⁷, l'ASN considère que les orientations de sûreté du projet Astrid « tiennent compte de façon satisfaisante du retour d'expérience d'exploitation de la filière RNR-Na dans le monde ainsi que des conclusions des examens de sûreté réalisés en France sur les réacteurs de ce type. »

⁵⁷ Voir le courrier CODEP-DRC-2013-062807 disponible sur www.asn.fr

3.3. DOMAINES D'AMELIORATION PRIORITAIRES ET LES AVANCEES DE R&D ASSOCIEES

L'analyse du retour d'expérience des RNR-Na a précisé les points à améliorer avant de pouvoir disposer d'un produit industriel conforme aux objectifs de la 4^{ème} génération. Leur résolution sous-tend des innovations technologiques dont la combinaison permet de respecter des exigences significativement plus élevées, de sûreté en particulier, que les conceptions de Superphénix et du projet EFR. Le tableau suivant précise les axes de R&D et les orientations techniques retenues pour des recherches d'améliorations et d'innovations depuis 2010.

REX antérieur	Axes de R&D / innovations techniques
Réactivité des cœurs problématique du coefficient de vidange → Sûreté	<ul style="list-style-type: none"> optimisation des cœurs pour améliorer le comportement naturel en transitoire anormal. Exploration de la voie des cœurs hétérogènes.
Réaction sodium-eau → Sûreté – Disponibilité	<ul style="list-style-type: none"> amélioration du dimensionnement des générateurs de vapeur générateurs de vapeur inversés (sodium dans les tubes) système de conversion d'énergie à gaz (suppression de l'eau-vapeur comme fluide tertiaire)
Réaction sodium-air → Sûreté - Disponibilité	<ul style="list-style-type: none"> innovation sur détection des fuites sodium comportement des aérosols de sodium dans les bâtiments et hors des bâtiments
Accidents graves → Sûreté	<ul style="list-style-type: none"> compréhension des mécanismes guidant le cheminement du corium conception d'un récupérateur du corium amélioré compréhension des mécanismes d'interaction du corium avec le sodium et de leurs effets conception de moyens de décharge du corium, dans l'objectif d'éviter les risques de recriticité
Evacuation de la puissance résiduelle → Sûreté	<ul style="list-style-type: none"> combinaison de systèmes éprouvés, diversification de la source froide conception d'un système d'évacuation de la puissance résiduelle par la cuve
Inspection, surveillance, réparation (ISIR) → Sûreté – Disponibilité	<ul style="list-style-type: none"> simplification du design de la chaudière pour faciliter l'accessibilité nouvelles techniques : détection acoustique, mesures par lasers capteurs ultrasonores haute température chambre à fission haute température fibres optiques instrumentation pour mesure des débits sodium par assemblages visualisation sous sodium

Tableau 3- 2 : axes prioritaires de R&D pour les RNR-NA

L'avancée des travaux relatifs à ces grands objectifs prioritaires d'innovation est présentée ci-après.

3.3.1. Sûreté du réacteur

3.3.1.1. Prévention des accidents graves

Cœur performant à sûreté améliorée

En termes d'objectifs de sûreté, il est proposé d'atteindre, avec les RNR-Na de 4^{ème} génération, un niveau de sûreté encore amélioré par rapport aux réalisations précédentes et au moins équivalent aux réacteurs nucléaires à eau légère qui seront mis en service au même moment. Les objectifs de sûreté pour les réacteurs en construction sont actuellement formalisés dans les documents WENRA⁵⁸ « Safety Objectives for New Nuclear Power Plants ».

En application de ces objectifs, la prévention du risque d'accident de fusion généralisée du cœur doit faire l'objet d'une attention toute particulière via une prise en compte au plus tôt dans la démarche de conception de choix d'options conférant :

- au cœur et au système un comportement naturel favorable à la prévention et à la mitigation des accidents graves ;
- aux systèmes de détection de dysfonctionnement et de protection du réacteur un très haut niveau de fiabilité et de redondance.

Les études de conception relatives au comportement naturel du cœur portent sur une analyse des situations accidentelles qui relèvent de deux grandes catégories : les accidents d'insertion de réactivité et les accidents de défaut de refroidissement du cœur.

Concernant les accidents d'insertion de réactivité, trois familles d'initiateurs sont identifiées :

- la vidange du sodium du cœur, pour les cœurs classiques de grande taille qui présentent des coefficients de réactivité associés positifs⁵⁹. Les séquences accidentelles associées sont le passage d'une bulle de gaz dans le cœur ou l'ébullition du sodium lors d'un accident de perte de refroidissement du cœur ;
- la remontée intempestive d'une ou plusieurs barres de commande. Ces barres enfoncées dans le cœur, en début de cycle, compensent la réserve de réactivité initiale nécessaire pour tenir la durée de cycle. Une remontée intempestive, en l'absence de détection précoce, peut conduire à la dégradation du combustible dans certains assemblages, due à l'accroissement local de la puissance ;
- un mouvement de compaction du cœur. Celui-ci, en raison des jeux entre les assemblages, n'est pas en fonctionnement nominal dans sa configuration géométrique la plus réactive. Sa compaction, en comblant tout ou partie des jeux inter-assemblages, conduit donc potentiellement à un apport de réactivité.

⁵⁸ Western European Nuclear Regulators' Association (<http://www.wenra.org/>) : Safety Objectives for New Power Reactors - Study by WENRA Reactor Harmonization Working Group - December 2009
WENRA Statement on Safety Objectives for New Nuclear Power Plants - November 2010
Report - Safety of new NPP designs - Study by Reactor Harmonization Working Group RHWG - March 2013
Statement - Safety of new NPP designs - March 2013

⁵⁹ Le sodium a un pouvoir de ralentissement des neutrons, sa disparition induit :

- Un effet en réactivité positif par un « durcissement » du spectre neutronique, les neutrons étant moins ralentis ;
- Un effet en réactivité négatif lié à l'augmentation des fuites de neutrons hors du cœur ;
- Les fuites de neutrons se réduisant avec l'augmentation de la taille du cœur, les effets en réactivité de vidange les plus positifs sont obtenus pour les grands cœurs de forte puissance.

Concernant les accidents de défaut de refroidissement, les familles d'initiateurs se différencient par leur nature :

- initiateurs à l'échelle du cœur, typiquement l'arrêt des débits forcés de sodium primaire et secondaire suite à la perte des sources électriques alimentant les pompes de circulation. Ces situations peuvent conduire à une dégradation du cœur si on les associe à une défaillance totale des deux systèmes d'arrêt principaux comme aggravant dans le cadre d'une démonstration de sûreté (transitoires que l'on appelle des transitoires « non protégés ») ;
- initiateurs à une échelle locale, qui peut concerner un ou plusieurs assemblages, suite à une perte de refroidissement rapide de type rupture d'une liaison pompe-sommier (appelé liposo), ou bien à un bouchage d'assemblage induisant une fusion locale du combustible, pouvant conduire, sous certaines conditions, à un scénario de propagation jusqu'à une fusion généralisée du cœur.

Les études passées traitant des problématiques précitées ont mis en évidence la nécessité de réduire en premier lieu l'effet en réactivité lié à la vidange du sodium pour des effets bénéfiques attendus dans les deux grandes catégories d'accidents. Sur la base de ces orientations, les acteurs de la R&D ont défini un concept de cœur, tout à fait innovant, faisant l'objet d'un brevet commun CEA-EDF-AREVA, appelé CFV pour Cœur à Faible réactivité en cas de Vidange du sodium. La principale caractéristique de ce concept est de présenter une réactivité faible, voire négative, en cas de vidange globale du sodium, y compris pour un réacteur de forte puissance.

Cette performance est rendue possible par :

- la réduction de la proportion de sodium dans le cœur via une diminution du diamètre du fil assurant l'espacement entre les aiguilles de combustible ;
- l'adoption du concept, dit de plénum sodium, qui se matérialise sous la forme d'une cavité remplie de sodium, placée juste au-dessus du faisceau d'aiguilles, à l'intérieur des assemblages combustibles. Ce plénum, en situation vidangée, favorise la fuite des neutrons hors du cœur.

L'innovation du cœur CFV réside dans la combinaison de ce concept de plénum sodium avec le concept de géométrie hétérogène du cœur (présence d'une plaque fertile interne placée à environ mi-hauteur du cœur) et avec la disposition de cœur dit en « creuset » (différenciation entre les hauteurs des zones fissiles interne et externe). Une zone d'absorbant neutronique (protection neutronique supérieure) est également disposée au-dessus du plénum sodium. Cette combinaison innovante permet d'exacerber l'effet de fuite des neutrons du plénum (augmentation d'un facteur 3 par rapport à une configuration avec uniquement le plénum sodium) et permet de ce fait, de contrebalancer l'apport positif de réactivité dû à la vidange du sodium de la seule zone combustible. Ainsi, la réactivité liée à la vidange globale du sodium devient négatif. Il faut également rappeler que tous ces effets de contre-réaction commencent à intervenir avant l'ébullition du sodium, sous l'effet de la dilatation thermique du sodium lors de son échauffement.

L'aiguille combustible et la description en géométrie RZ du cœur CFV sont présentées sur la Figure 3- 3.

Ces caractéristiques permettent d'obtenir un comportement naturel favorable avec une baisse de la puissance neutronique lors des accidents postulés de perte de refroidissement du cœur y compris pour les situations non protégées par le système d'arrêt du réacteur (ces situations sont étudiées au titre de la défense en profondeur, dans l'objectif de prévention de la fusion du cœur). De plus, la faible perte de réactivité en cours de cycle, qui caractérise le cœur CFV, est favorable en cas de remontée intempestive de barres de commande.

Pour maîtriser les spécificités du cœur CFV et afin de pouvoir certifier les incertitudes de calculs associées aux principaux paramètres neutroniques, un programme de physique expérimentale, appelé Genesis, a été défini. Une partie de ce programme, dédiée à des évaluations analytiques, est en cours de réalisation dans les maquettes critiques BFS en Russie ; de façon complémentaire, les essais de validation sur des configurations « maquette » c'est-à-dire mettant en jeu l'ensemble des effets recherchés, seront menés à partir de 2019 dans la maquette critique Masurca implantée sur le centre CEA de Cadarache et actuellement en cours de rénovation.

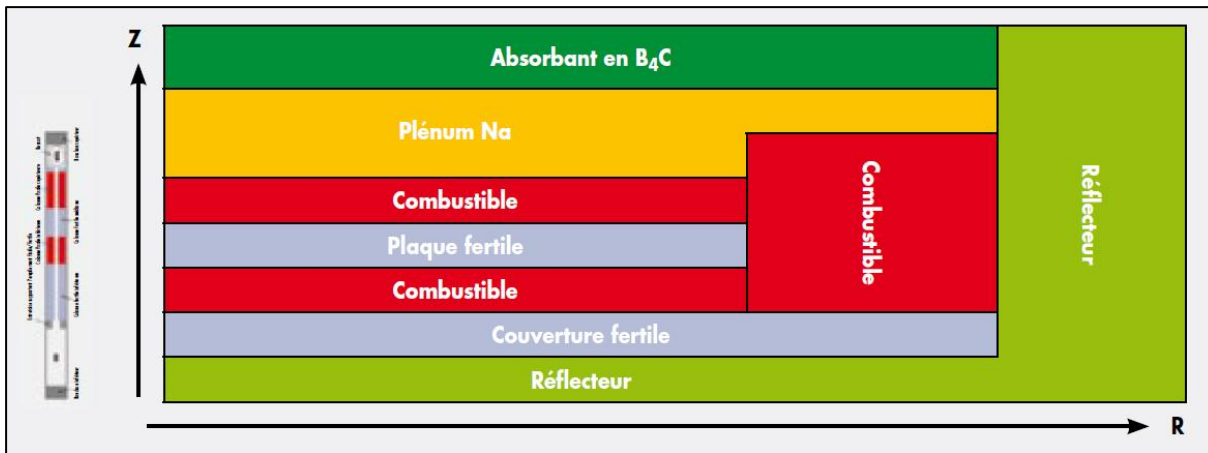


Figure 3- 3 : schéma de principe de l'aiguille combustible et du cœur CFV

Le concept de cœur CFV nécessite également un programme de R&D sur le comportement des éléments combustibles et assemblages et sur les matériaux du cœur qui est en cours d'exécution :

- la caractérisation du comportement à haute température de l'acier austénitique 15-15 Ti écroui de nuance AIM1 des tubes de gaine (propriétés en fluage dans la gamme 800-1000°C) et de l'acier EM10 des tubes hexagonaux est nécessaire pour justifier sous l'angle des matériaux le comportement attendu du cœur lors des transitoires accidentels. Ces essais non destructifs et destructifs réalisés dans les laboratoires du CEA, sont menés sur des matériaux vierges et irradiés, dont certains proviennent d'assemblages irradiés issu de Phénix, puisque en particulier, des assemblages de géométrie hétérogène avec des matériaux de gaine AIM1 et des tubes hexagonaux en EM10, appelés PAVIX, ont été irradiés pendant les derniers cycles de fonctionnement de Phénix ;
- l'examen d'aiguilles combustibles gainées à l'AIM1 et irradiées à forte dose (>100 déplacements par atome, dpa) permettra in fine la mise à jour des lois de déformation sous flux et de comportement dans la plage 400-650°C, voire au-delà ;
- la réduction du diamètre du fil espaceur conduisant à un réseau serré des aiguilles combustibles, il est alors impératif que les matériaux des gaines présentent un faible gonflement, et ce pour les objectifs de taux de combustion visés pour Astrid et à plus long terme pour la filière. La référence actuelle pour le matériau de gainage, un acier austénitique nuance AIM1, présente un comportement satisfaisant mais son utilisation est limitée à environ 110 dpa alors que l'acier ferritique EM10, peu sensible au gonflement, peut atteindre 150 dpa. La recherche d'un matériau de gaine plus performant est donc engagée dans une optique filière avec deux pistes à l'étude : une nouvelle nuance austénitique optimisée (AIM2) et un matériau ferritique-martensitique renforcé par une nano-dispersion d'oxydes (acier ODS) ; les performances visées pour ces matériaux sont respectivement 130 et 150 dpa. La R&D en cours vise à sélectionner les nuances les plus pertinentes et à statuer sur la faisabilité de mise en œuvre. La qualification éventuelle de ces nuances interviendra le moment venu dans Astrid par l'introduction progressive d'assemblages réalisés avec ces nouveaux matériaux.

Le programme de R&D a été étendu depuis 2012 à la qualification des matériaux envisagés pour les absorbants (carbure de bore, B_4C) et les réflecteurs (magnésie, MgO). En complément de la base expérimentale acquise dans le passé, un programme incluant des essais hors pile en sodium est en cours ; l'enjeu est de pouvoir justifier la durée de vie des éléments absorbants des barres de commande et également de la protection neutronique supérieure intégrée à l'assemblage combustible.

À plus long terme, dans une démarche d'amélioration progressive, il apparaît que l'utilisation de combustible plus dense et plus froid que le combustible de référence oxyde pourrait offrir des perspectives intéressantes, en particulier si de forts gains de régénération sont recherchés. Le meilleur compromis est porté par les céramiques denses de type nitrure ou carbure. Elles présentent en effet les plus grandes marges à la fusion grâce à une bonne conductivité thermique et une température de fusion élevée. Leurs

températures à cœur, relativement faibles, les favorisent pour les accidents de perte de refroidissement. La céramique de type nitrure présente des caractéristiques similaires à celles du carbure, mais ses problèmes de dissociation à relativement faible température la pénalisent a priori vis-à-vis du carbure.

Concernant le combustible carbure, le retour d'expérience de l'Inde, qui a développé ce type de combustible, souligne les difficultés au niveau de sa fabrication à grande échelle (risque lié au caractère pyrophorique du carbure).

Des pays étrangers (USA, Corée du Sud, Inde) poursuivent l'étude et le développement de combustibles métalliques, essentiellement dans un objectif d'augmentation du potentiel de surgénération. De tels combustibles ont des avantages (forte densité, bonne conductivité, moindres interactions avec le sodium) mais aussi des inconvénients significatifs (plus faible température de fusion, plus fort effet en réactivité de vide sodium...).

En conclusion, il apparaît intéressant, à côté de la poursuite du développement du combustible oxyde et de la veille sur les études menées à l'étranger (nitrure, métal), de maintenir un effort sur le long terme pour explorer les potentialités de cœurs à combustible carbure permettant d'aller plus loin encore en matière de comportement naturel favorable.

Dispositions complémentaires de sûreté pour la prévention des accidents graves

L'objectif de conception, en prévention de la fusion du cœur, est de respecter un critère de non ébullition du sodium pour des situations extrêmes telles que la perte de convection forcée dans le cœur (initiateur : perte des sources électriques, arrêt sur inertie des pompes primaires) combinée à une défaillance totale des deux systèmes d'arrêt principaux.

Dans ce cadre, on étudie, en complément du comportement naturel du cœur, la faisabilité et les performances de Dispositions Complémentaires de Sûreté de prévention des accidents graves (DCS-P). Il s'agit de moyens d'arrêt du réacteur, par principe indépendants du contrôle commande, à déclenchement passif, c'est-à-dire provoqué par un phénomène physique et non pas une action de l'opérateur ou du contrôle commande.

Plusieurs conceptions de systèmes passifs sont étudiées qui se différencient par leur principe de déclenchement :

- à déclenchement hydraulique, pour les situations non protégées de perte de débit primaire,
- à déclenchement thermique pour les situations non protégées de perte de refroidissement ou d'accroissement de puissance.

Par la combinaison de ces systèmes dans Astrid, l'insertion d'anti réactivité vise à réduire fortement la puissance neutronique, à ramener le réacteur dans un état sûr, compatible avec la tenue des structures, et à apporter une marge robuste vis-à-vis d'une apparition d'une ébullition sodium étant donné les incertitudes de conception et de calculs.

Les dispositifs étudiés se positionnent comme des innovations en rupture par rapport aux solutions connues et nécessitent un programme de qualification. Les études en cours portent sur la faisabilité (exigences fonctionnelles, préconception, premiers essais sur maquette en fluide simulant) et l'évaluation des performances de tels systèmes. Le Tableau 3- 3 illustre les étapes du développement et de la qualification dans l'approche TRL⁶⁰ du système DCS-P-H (disposition complémentaire de sûreté de prévention à activation hydraulique).

⁶⁰ TRL, Technological readiness level

Indices TRL	Fonctions TRL	Définition Générique	Définition appliquée (DCS-P)-H et daspot bas	Fluide	Installations Moyens	Période
1	Sélection	Principe de base	Revue et identification des critères de sélection	Sans objet	Calculs thermohydrauliques Conception	
2		Formulation du concept et de la technologie	Sélection de concepts à partir des critères établis précédemment			
3		Démonstration expérimentale des fonctions critiques	Evaluation de la faisabilité du concept			
4	Sélection finale et intégration	Composants à l'échelle laboratoire	Validation analytique en similitude des phénomènes et caractéristiques	Fluide simulant	BACCARA	APS APD
5		Composants dans un environnement représentatif	Validation quasi-intégrale du comportement hydraulique et mécanique	Essais en similitudes	Calculs thermohydrauliques en support	
6	Tests à l'échelle 1	Système ou prototype dans un environnement représentatif	Validation analytique hydraulique en conditions réacteur	Fluide réel	CHEOPS Veine NADYNE	Réalisation
7		Système prototype dans un environnement prototype	Qualification prototypique assemblage Démonstration performances	Essais en sodium	Calculs thermohydrauliques en support	
8	Démonstration à l'échelle 1	Système qualifié dans l'environnement			Astrid	Fonctionnement Astrid Essais de démarrage
9		Système prouvé				

Tableau 3- 3 : étapes du développement et de la qualification des DCS-P

La Figure 3- 4 illustre le concept de DCS-P-H (disposition complémentaire de sûreté de prévention à activation hydraulique) appelé aussi « barre hydraulique », et son fonctionnement. Le système se compose d'une partie en cœur à savoir un assemblage hexagonal incluant un équipage mobile avec faisceau de crayons absorbants et d'une partie hors cœur sous la forme d'un mécanisme de barre motorisé et pourvu d'un grappin : ce dernier, une fois verrouillé, permet de hisser la partie absorbante jusqu'à sa position haute (2 → 3) ; une fois le mécanisme déverrouillé (5), le maintien en position haute est assuré grâce à la force portante exercée sur l'équipage mobile par le sodium qui traverse à grande vitesse l'assemblage de bas en haut ; le déclenchement passif intervient lorsque le débit dans l'assemblage diminue et passe en dessous d'un seuil de déclenchement prédéterminé. La Figure 3- 5 montre une maquette pour valider le principe de sustentation hydraulique, et de lâcher en cas de baisse de débit, dans le cadre du programme de qualification. Les études en cours montrent qu'une configuration de cœur CFV avec trois assemblages de ce type permet d'atteindre l'objectif fixé (non ébullition du sodium).

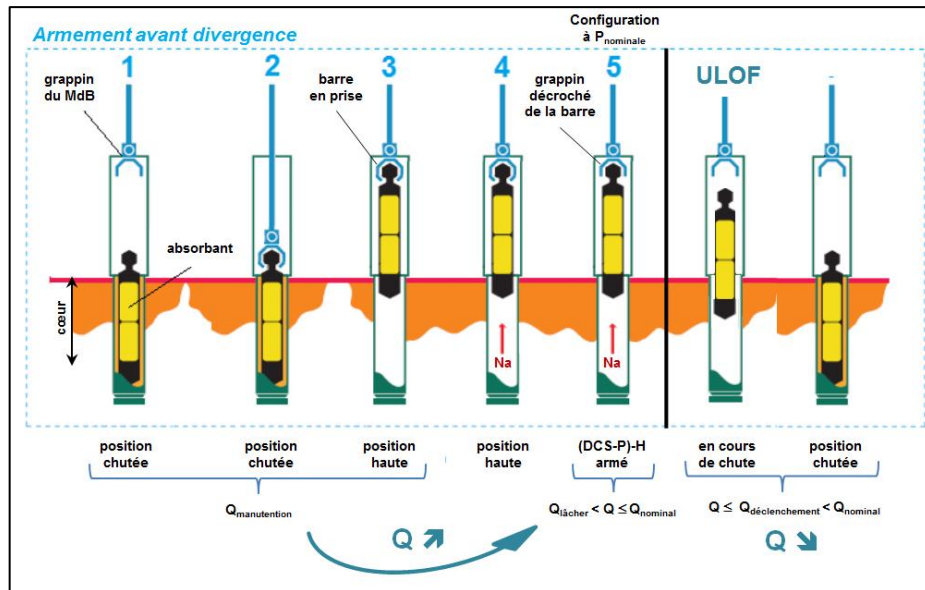


Figure 3- 4 : illustration du principe de fonctionnement d'un (DCS-P)-H ou « barre hydraulique »

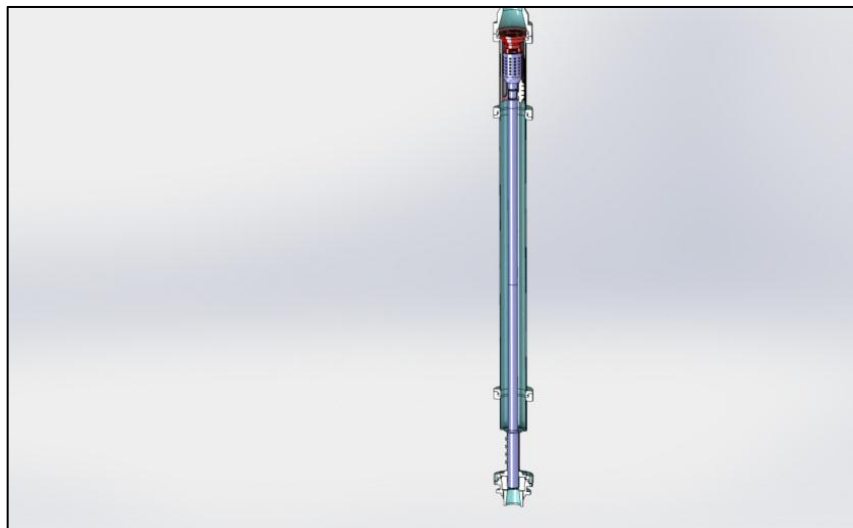


Figure 3- 5 : maquette pour la validation de la problématique de sustentation hydraulique

Les premiers essais de validation analytique seront réalisés en eau et en conditions de similitude sodium/eau dans des installations existantes du CEA à partir de 2015. Ensuite, des essais de qualification en sodium sur des prototypes à l'échelle 1 sont prévus dans la plateforme d'essais en sodium Cheops (cf. chapitre 8.3) à partir de 2019.

La Figure 3- 6 illustre le concept Sépia (Sentinelle passive d'insertion d'anti-réactivité). Dérivé de l'assemblage à canal central utilisé dans Phénix, le Sépia est un assemblage combustible modifié et disposant d'un canal central en partie courante (zone fissile), d'un système absorbant mobile en partie haute de l'assemblage (i.e. juste au-dessus de la zone fissile). Ce dernier comprend un système mécanique de retenue permettant de maintenir l'absorbant en position haute en condition normale de fonctionnement et de le lâcher en cas de surchauffe du sodium, provoquant une chute gravitaire de celui-ci dans le canal central. La capacité d'empport d'un tel système (en nombre de crayons absorbants) est potentiellement limitée de sorte qu'un grand nombre d'assemblages de ce type serait nécessaire. Ce concept est considéré par le projet Astrid comme une solution de repli.

De tels systèmes renforcent la maîtrise de la capacité à arrêter la puissance neutronique en toutes circonstances, ce qui est un impératif de premier ordre. Mais au-delà, et l'accident de Fukushima-Daichi l'a mis en exergue, il est tout autant nécessaire d'assurer l'évacuation pérenne de la puissance résiduelle.

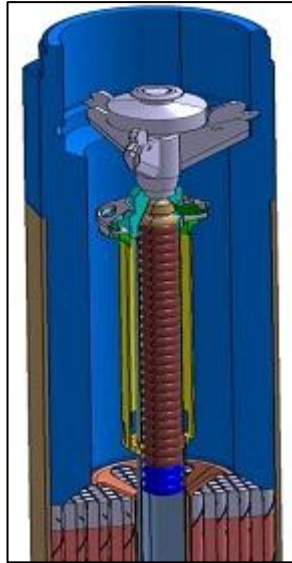


Figure 3- 6 : illustration d'un SEPIA (partie haute de l'assemblage)

Systemes d'évacuation de la puissance résiduelle

Pour les futurs RNR-Na, on vise pour la fonction d'évacuation de la puissance résiduelle à définir une architecture permettant une démonstration robuste de l'élimination de la perte totale des moyens d'évacuation de la puissance résiduelle (EPuR) sur une longue durée.

La revisite des architectures a permis d'identifier des axes de travail prioritaires :

- valoriser les caractéristiques intrinsèques du concept (circuit primaire intégré avec forte inertie thermique, grande marge vis-à-vis de l'ébullition du sodium...);
- sélectionner des conceptions favorisant l'amorçage et le maintien de la circulation naturelle. Cela s'appuie sur le cœur (perte de charge réduite) et sur l'optimisation à la conception des composants présents dans la cuve principale (boucle de circulation). L'évaluation précise de l'atteinte de ces performances, dont la capacité a déjà été démontrée par des essais réalisés sur les réacteurs Phénix et Superphénix, repose sur les progrès de la simulation, par exemple à travers la possibilité de réaliser des calculs tridimensionnels couplés à des calculs systèmes au niveau des échangeurs intermédiaires (cf. Figure 3- 9) ;
- recherche d'innovation dans la conception de systèmes EPuR visant à réduire les risques associés aux modes communs identifiés, comme par exemple :
 - l'ensemble des échangeurs plongés dans la cuve principale peuvent être soumis à des chargements similaires,
 - la plupart des circuits sodium traversent la dalle du réacteur et sont potentiellement vulnérables à des chargements communs (feu de sodium par exemple).

Parmi les pistes à l'étude, le développement d'un système complémentaire d'évacuation de la puissance résiduelle par échange de chaleur au travers des structures du réacteur (cuve et cuve de sécurité) est en cours avec :

- le développement d'un échangeur de chaleur placé dans le puits de cuve (Figure 3- 7), au plus près de la cuve de sécurité, avec une huile comme caloporteur. Le CEA étudie, en collaboration avec l'ENEA/Italie, l'impact du fonctionnement en mode dégradé, via l'étude de la dégradation des caractéristiques de l'huile à haute température et les conséquences pour les performances de l'échangeur ;

- la recherche de procédé pour maîtriser l'évolution de l'émissivité des cuves avec le temps, et si possible l'améliorer par une méthode de traitement de surface, procédé qui conditionne largement la performance opérationnelle d'un tel système. De manière générale, l'émissivité dépend de la température, de l'état de surface et de l'état d'oxydation de l'acier.

Concernant le second point, un banc de mesure d'émissivité à haute température par chauffage laser a été développé par le CEA. Il comprend un chauffage par laser CO₂, une caméra infra-rouge pour des mesures dans la gamme 3-5µm, des outils de calibrage (corps noirs). Une collaboration a été établie avec le Centre Thermique de Lyon (INSA). L'objectif de l'action est de pouvoir mesurer l'émissivité de l'acier 316L(N) pour des états de surface différents en fonction de la température et ce jusqu'à 800°C. Le dispositif est opérationnel pour des mesures sous air à 600°C environ et le développement technologique va se poursuivre (mesure sous atmosphère inerte, à plus haute température...). En parallèle, le programme expérimental a commencé en 2014 pour se dérouler jusqu'en 2018 (Figure 3- 8).



Figure 3- 7 : système d'évacuation de la puissance résiduelle par les structures ou ATPC (© AREVA)

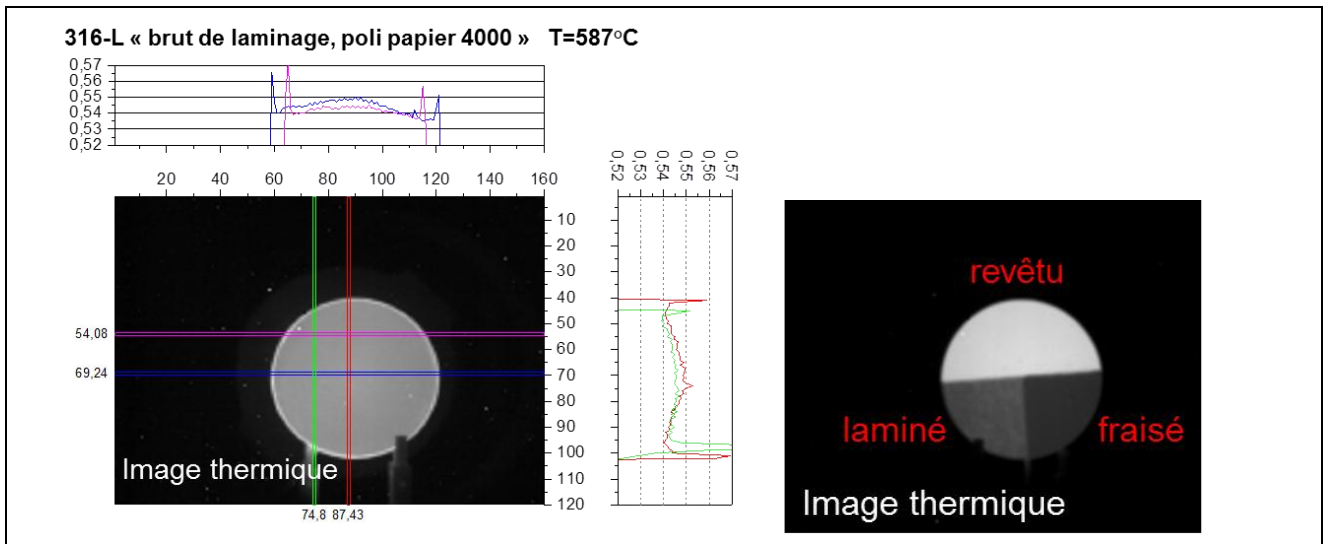


Figure 3- 8 : banc d'émissivité avec chauffage par laser et mesure par caméra IR - schéma de la surface d'une cellule, image thermique associée à 600°C et valeurs d'émissivité mesurées

Développement et validation des outils de calcul scientifique

Pour les futurs RNR-Na et pour Astrid en particulier, on vise pour la conception du cœur et les études de sûreté, l'utilisation d'une nouvelle génération d'outils de calcul scientifique. Comparativement aux outils précédents, l'amélioration des modèles par discipline et les possibilités de couplage/chainage permettront une représentation plus fidèle des phénomènes en jeu, ceci pour mieux concevoir, estimer les marges, limiter les conservatismes (qui induisent des surcoûts) et améliorer les démonstrations soumises à l'Autorité de Sûreté Nucléaire.

Ces outils de nouvelle génération s'appliquent à toutes les disciplines, qu'il s'agisse de physique neutronique, de thermo-hydraulique (composant et système), de mécanique du cœur (statique et dynamique), et ce aux différentes échelles ou objets du réacteur : éléments combustibles et absorbants, faisceaux d'éléments, assemblages, cœur dans son ensemble, cœur dans la chaudière.

Un important travail de validation va être réalisé en APD (voir Chapitre 8). Les bases de données expérimentales en support à la validation font l'objet d'une analyse systématique pour vérifier leur complétude ou, le cas échéant, identifier des besoins spécifiques : nouvelle modélisation nécessitant des essais analytiques, spécificités de conception du cœur Astrid motivant une extension des bases de validation à des configurations représentatives.

Au-delà de la neutronique (Apollo-3 et programme Genesis, voir § 3.1.1.1), on peut citer :

- le comportement du combustible (code Germinal V2). En particulier, la modélisation physique dans Germinal a été améliorée, avec l'introduction d'une mécanique éléments finis pastille et gaine et la prise en compte de l'évolution de l'état de l'art pour la physique du combustible. La capacité de simulation a été étendue à de nouveaux matériaux de gainage et aux aiguilles de couvertures chargées en actinides mineures. Le domaine de validation est étendu, en particulier en intégrant des données expérimentales de combustible à colonne hétérogène fissile/fertile, dans le cadre de la valorisation du Trésor Phénix ;
- la mécanique du cœur, en particulier, la mécanique dynamique (code BASILIQ^{CAST3M}). Plusieurs essais de gerbage dynamique (mouvement centrifuge puis retour centripète) ont été réalisés en 2013 sur le cœur de Phénix et des essais complémentaires sont prévus sur une maquette du partenaire IGCAR/Inde. Cet effort de validation des outils de calcul vient appuyer une démarche de conception qui rendrait impossible toute compaction du cœur induisant une variation de réactivité pouvant conduire à des conséquences inacceptables, quel que soit l'initiateur considéré ;
- la thermohydraulique cœur (Trio_U-MC2) et système (Cathare 3), via l'exploitation des mesures acquises pendant les essais ultimes réalisés sur Phénix en 2009 (voir Figure 3- 9), et les développements complémentaires prévus pour la simulation du système de conversion d'énergie au gaz.

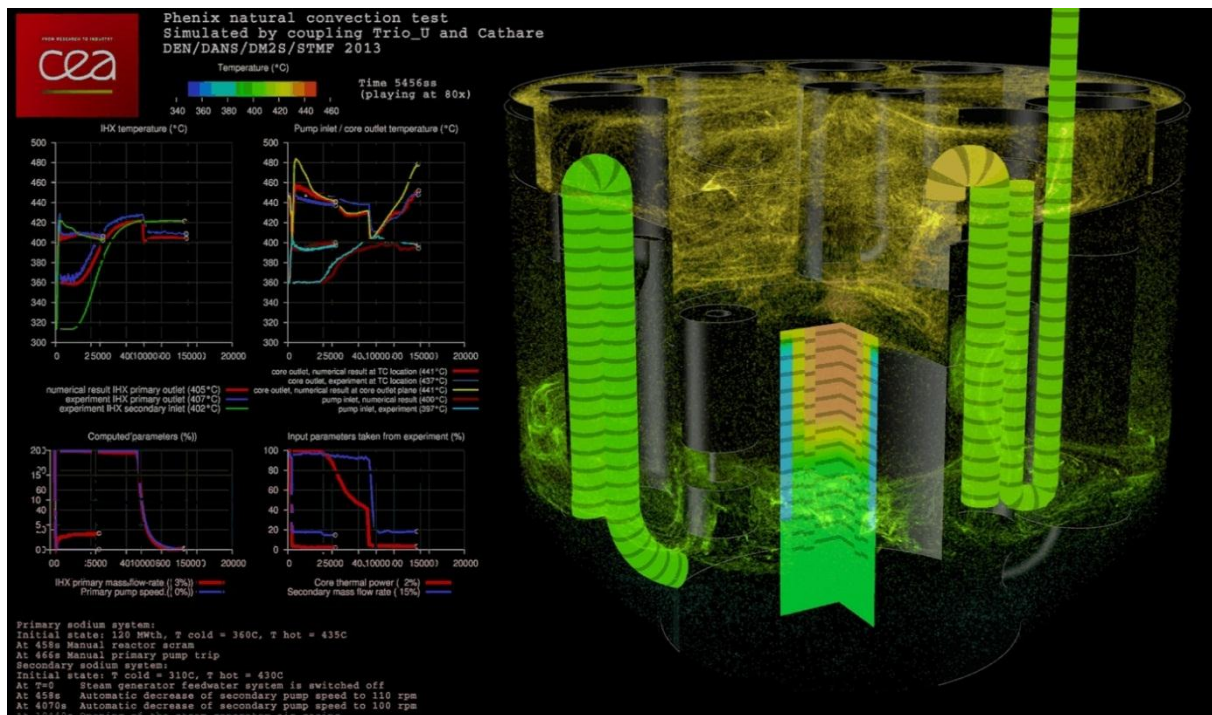


Figure 3- 9 : simulation de l'essai de convection naturel réalisé à Phénix en 2009

Maintien de l'inventaire en sodium primaire

L'accident survenu à la centrale japonaise de Fukushima-Daichi a montré l'importance de pouvoir garantir l'inventaire en fluide primaire en cas d'accident grave. Sur un RNR-Na de type intégré, la démarche consiste à assurer un très haut niveau de prévention, avec une cuve de sécurité recueillant le sodium en cas de fuite de la cuve principale, de telle sorte que le cœur reste noyé et puisse être refroidi. Cette approche a été complétée par une procédure visant à garantir la sûreté du réacteur si la cuve de sécurité venait à fuir elle aussi. Pour les futurs RNR-Na, cette démarche est intégrée dès la conception, en considérant la fuite simultanée de la cuve principale et de la cuve de sécurité.

3.3.1.2. Mitigation des accidents graves

Indépendamment du niveau de performances atteint en matière de prévention, et en cohérence avec les approches de défense en profondeur exigées pour les nouveaux réacteurs, le projet Astrid prend en compte l'éventualité d'une fusion du cœur et ce dès la phase de conception du réacteur.

On désigne sous le terme « mitigation » l'ensemble des mesures et des dispositifs mis en œuvre pour limiter les conséquences d'une fusion généralisée du cœur. Plus précisément, l'objectif poursuivi pour les réacteurs de 4^{ème} génération est de pouvoir démontrer qu'en cas de fusion généralisée du cœur, postulée au titre de la défense en profondeur, aucun relâchement précoce ou important de radioactivité dans l'environnement ne serait possible et que, si des contre-mesures pour le public s'avéraient nécessaires (mise à l'abri, évacuation), celles-ci seraient limitées dans le temps et dans l'espace.

Les études menées pour Astrid visent tout d'abord à analyser les différents scénarios d'accidents et à estimer les risques potentiels en termes de dégagement d'énergie mécanique et de terme source radiologique puis à proposer et valider un ensemble de moyens de mitigation permettant l'atteinte des objectifs fixés.

L'objectif de mitigation des accidents graves est intégré à la conception, en adoptant des dispositions de conception du cœur limitant le potentiel d'énergie mécanique, et donc le risque de dégradation de l'enveloppe de confinement primaire. En premier lieu, le coefficient de vidange du sodium proche de zéro (cœur CFV) est un élément favorable : il en résulte, dans les premiers instants de l'accident, une

dégradation du combustible pilotée par la thermique et sans excursion de puissance neutronique due à l'évolution des contre-réactions neutroniques pendant l'accident. En second lieu, et pour maîtriser la réactivité neutronique du cœur fondu, la R&D évalue les performances éventuelles d'options non exclusives:

- insérer de l'anti-réactivité via la dilution du combustible fondu ou l'apport d'absorbant ;
- relocaliser le combustible fondu hors de la zone du cœur ; dans quelques positions centrales et en périphérie du cœur CFV, des dispositifs dédiés sont prévus : des tubes traversant appelés ainsi car ils permettent au corium de traverser les structures de supportage du cœur par ces dispositifs et de s'écouler vers le récupérateur de corium qui est positionné dans la partie inférieure de la cuve principale.

Autre moyen de mitigation, un récupérateur de corium susceptible d'accueillir l'ensemble de l'inventaire du cœur est prévu. Les principales exigences fonctionnelles assignées au récupérateur de corium sont les suivantes :

- pouvoir recueillir un corium résultant d'une fusion complète du cœur et des structures en cœur ;
- assurer un confinement géographique du corium sans agression des barrières de confinement pour limiter les conséquences hors du site ;
- assurer un maintien sous-critique du corium pour éviter les recriticités ;
- assurer un refroidissement à long terme du corium pour garantir le maintien du confinement ;
- assurer un maintien de la tenue mécanique à long terme du récupérateur et des structures associées ;
- sans forcément qu'elle soit portée par le récupérateur lui-même, disposer d'une instrumentation fournissant l'information sur les caractéristiques du corium en situation post-accidentelle.

Trois types de récupérateur ont été étudiés : interne à la cuve principale, externe à la cuve de sécurité ou disposé dans l'inter-cuve. Sur la base d'une analyse d'évaluation multicritères, incluant la faisabilité de la conception, la robustesse de la démonstration vis-à-vis des objectifs de sûreté et le respect des exigences fonctionnelles, le choix in fine s'est porté sur un récupérateur interne à la cuve principale (cf. Figure 3- 10). Ce choix requiert de justifier d'une part le maintien de son intégrité lors du déroulement de l'accident (résistance aux dégagements d'énergie lors des interactions corium-sodium, résistance aux jets de corium) et d'autre part le maintien des performances dans la durée pour un composant situé en ambiance sodium dans la cuve du réacteur.

Les exigences de refroidissement et de protection contre les jets de corium ont conduit à ajouter une couche de matériaux sacrificiels sur la structure en acier du récupérateur. Associés à des considérations de disponibilité, la zircone (ZrO_2) a été retenue comme matériau sacrificiel pour le récupérateur. Les challenges associés aux problématiques de maintien de ses performances dans la durée de vie du réacteur et de son comportement en présence de corium à haute température font l'objet d'un programme de R&D.

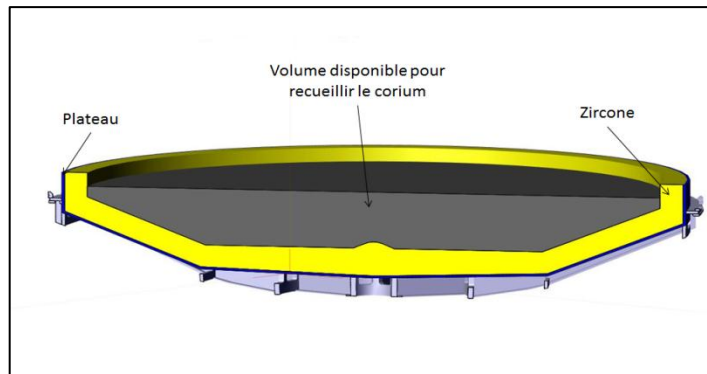


Figure 3- 10 : récupérateur de corium (© AREVA)

Enfin, les études sur l'ensemble de la thématique « accidents graves » s'appuient sur un effort constant de développement et de validation des outils de calcul scientifique :

- dans le cadre de l'accord de collaboration, signé avec le Japon en mai 2014, le CEA et JAEA ont décidé de lancer le co-développement d'une plateforme et d'un outil de calcul dédiés à la simulation de la dégradation des cœurs des RNR-Na lors d'accidents graves. La plateforme dénommée SEASON, incluant la nouvelle version du logiciel Simmer (Simmer-V), a pour but de dépasser les limitations de la chaîne de codes de calcul utilisée actuellement. Elle permettra de simuler les scénarios avec fusion du cœur et le cheminement du corium jusqu'au récupérateur et d'autre part de simuler en trois dimensions le comportement neutronique du cœur durant la totalité du transitoire accidentel (cf. Figure 3- 11) ;
- pour la validation des modèles, le CEA s'appuie sur la base de données expérimentales existante, issues en particulier des résultats des programmes réalisés dans les réacteurs Cabri-Scarabée et TREAT, mais aussi sur les résultats des programmes Eagle 1 et 2 menés par JAEA pour valider les concepts de dispersion et relocalisation du corium prévus pour le JSFR. De plus, le CEA étudie la faisabilité de programmes expérimentaux complémentaires pour valider ses outils de calcul dans des géométries représentatives du concept CFV avec tubes traversant ;
- les choix de conception et performances des dispositifs de mitigation introduits dans le cœur CFV (tubes traversant) et la chaudière (récupérateur) sont appelés à être validés par des essais dans l'installation Plinius-2 dédiée à l'étude du corium et de ses interactions et actuellement en phase de conception. Il est prévu de mettre en œuvre dans cette installation des coriums prototypes (en utilisant de l'UO₂ appauvri) à l'échelle de l'assemblage.

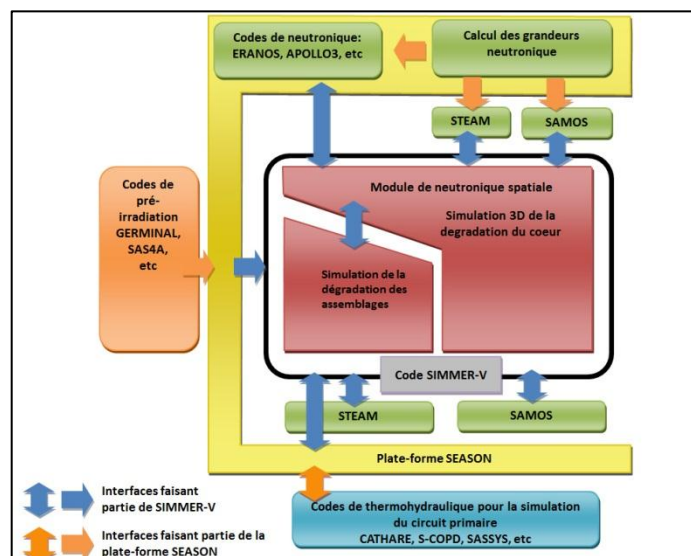


Figure 3- 11 : synoptique de la plateforme SEASON intégrant le code Simmer-V

3.3.1.3. Risque sodium-eau : système de conversion d'énergie

Deux systèmes de conversion d'énergie (SCE) innovants sont étudiés pour réduire les risques associés à la réaction sodium-eau :

- une approche totalement en rupture avec le passé, en supprimant l'utilisation de l'eau et en recourant à un système de conversion d'énergie par cycle de Brayton au gaz. Cette approche apporte donc une réponse définitive aux risques issus de l'interaction du sodium vis-à-vis de l'eau, sans avoir à modifier les paramètres de fonctionnement du réacteur : les températures entrée et sortie cœur sont inchangées et la conception de la chaudière n'est impactée qu'au niveau des échangeurs sodium-gaz, qui remplacent les générateurs de vapeur, et des transitoires de fonctionnement ou accidentels (plus faible inertie thermique, suppression des risques de réaction sodium-eau, ajout des problématiques spécifiques aux réservoirs et tuyauteries sous pression de gaz) ;
- une approche s'appuyant toujours sur l'utilisation d'un cycle de Rankine eau-vapeur, mais avec l'objectif de réduire très fortement les probabilités d'occurrence d'une réaction sodium-eau, et d'en limiter drastiquement les conséquences potentielles (élimination pratique de conséquences sur la partie nucléaire de l'installation).

NB : les générateurs de vapeur sont le principal lieu où le risque de réaction sodium-eau existe dans un RNR-Na. Toutefois, quel que soit le SCE choisi, une approche de prévention de ce risque, en particulier quant à l'émission d'hydrogène et à sa réaction explosive avec l'oxygène de l'air, sera nécessaire dans plusieurs autres parties de l'installation : procédés de lavage des assemblages usés et des composants du réacteur, locaux dans lesquels sont présents des tuyauteries ou des capacités de sodium et dans lesquels de l'eau (intempéries, fuites...) peut également se trouver, en particulier à l'occasion d'opérations de maintenance ou de démantèlement.

Système de conversion d'énergie par cycle de Brayton

Le CEA poursuit depuis 2010 l'étude de faisabilité d'un SCE gaz pour d'une part en augmenter le niveau de maturité technologique et d'autre part, mieux évaluer les enjeux en termes de risques et de coûts en regard des avantages d'un tel système. Le SCE gaz est considéré comme l'option prioritaire en termes de R&D, afin d'en augmenter la maturité technologique. Les points étudiés plus particulièrement sont :

- la faisabilité industrielle des composants, particulièrement la turbomachine et l'échangeur de chaleur sodium/gaz ;
- les performances du cycle (en termes de rendement entre autres) ;
- la compatibilité de cette option avec la chaudière nucléaire (impact sur la sûreté et la sécurité, et la radioprotection).

Ces études sont menées en coopération avec Alstom pour l'ensemble du circuit et les évaluations de performances, AREVA pour les études de sûreté, et Rolls-Royce pour la conception d'un concept d'échangeur de chaleur sodium/gaz.

Dans tous les cas, l'utilisation d'un SCE au gaz (qui élimine de facto le risque de réaction sodium-eau) ne permet pas de s'affranchir du circuit secondaire au sodium, dans la mesure où il faut maintenir une barrière vis-à-vis de toute source d'engagement et de sollicitation en pression du circuit primaire, pour respecter les objectifs de sûreté associés au cœur.

La sélection du CO₂ supercritique permettrait d'atteindre des performances importantes (rendement supérieur à 40 % soit du même niveau qu'un cycle eau/vapeur), et de réduire significativement l'emprise au sol du SCE. Mais ce cycle est très innovant, requiert des études pour permettre une stabilisation du point de fonctionnement, et n'a jamais été réalisé. Il existe également une interaction chimique entre le CO₂ et le sodium. L'utilisation de CO₂ supercritique est considérée par conséquent comme une option de long terme^o; les études de développement se poursuivent dans un cadre de coopération internationale au sein du GIF.

Le choix d'étude pour le démonstrateur Astrid s'est porté sur un cycle azote fonctionnant à 180 bars (avec des températures de fonctionnement entre 310°C et 530°C) et une configuration à deux turbomachines montées en parallèle, chacune délivrant 300 MWe. Le rendement net de la centrale est évalué à 37% environ ce qui reste supérieur à celui des réacteurs refroidis à l'eau actuellement en fonctionnement. En matière de fonctionnement-sûreté du réacteur, il n'y a pas de points durs identifiés. L'étude réalisée porte sur différents transitoires dont l'événement initiateur est situé au niveau du circuit tertiaire et dont les conséquences pourraient se situer au niveau des circuits primaire et secondaire : perte de source froide du tertiaire, déclenchement turbine, brèche(s) au tertiaire, Globalement ces derniers amènent des transitoires moins sévères dans le cas d'un SCE gaz, par rapport à un SCE eau-vapeur.

En raison de leur caractère très novateur, les échangeurs sodium-gaz constituent le véritable défi technologique du système de conversion d'énergie au gaz et sont de ce fait un composant critique du système. Une technologie d'échangeur de type compact constitue une voie prometteuse en termes de performances techniques, économiques et de sûreté, mais des études restent à réaliser sur la faisabilité et la qualification du procédé d'assemblage et sur les moyens de contrôle en fabrication et pour le suivi en exploitation (contrôles périodiques). Le composant ECSG (Echangeur de Chaleur Sodium-Gaz) d'Astrid, conçu pour une puissance unitaire de 187,5 MWth, est composé de 8 modules en parallèle (Figure 3- 12).

Le programme de qualification prévoit deux étapes: la première, à petite échelle, en cours de réalisation depuis 2014 sur la plateforme expérimentale d'essais en sodium Papyrus (Figure 3- 13) ; une seconde, à une échelle représentative, qui sera menée à partir de 2019 sur l'installation d'essais en sodium Cheops.

Au stade des essais à petite échelle, les objectifs sont de valider les performances thermohydrauliques en partie courante d'un module élémentaire d'un ECSG. Les premiers résultats obtenus valident les performances thermohydrauliques en régime permanent. Ce programme permettra également de faire une première qualification du concept en matière de procédé d'assemblage et de tenue des maquettes aux chargements, sans pour autant permettre la reproduction des chargements thermomécaniques réels supportés par un module de taille représentative. Les maquettes à petite échelle (Figure 3- 14) n'intègrent pas la complexité d'assemblage des modules de grande taille, ni celle des collecteurs, et en conséquence, il est planifié des essais sur l'installation Cheops pour permettre de vérifier la tenue thermomécanique d'un module prototypique de fabrication industrielle.

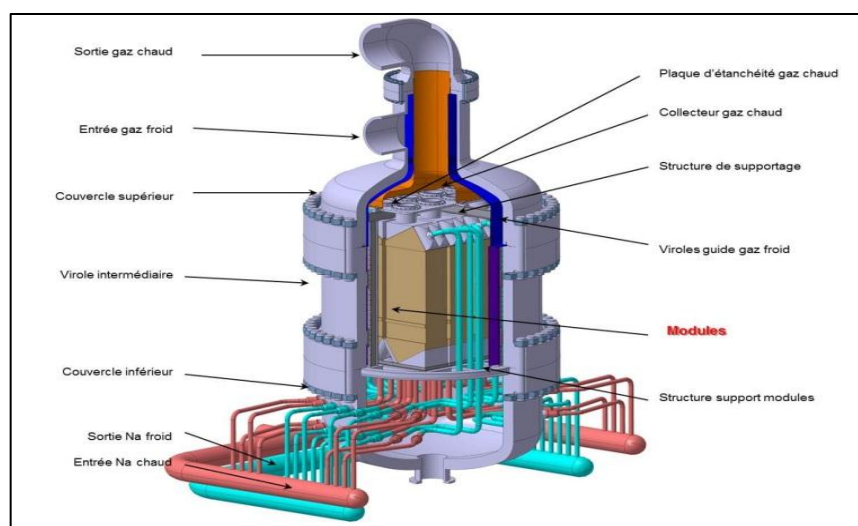


Figure 3- 12 : proposition de conception de l'échangeur compact sodium-gaz

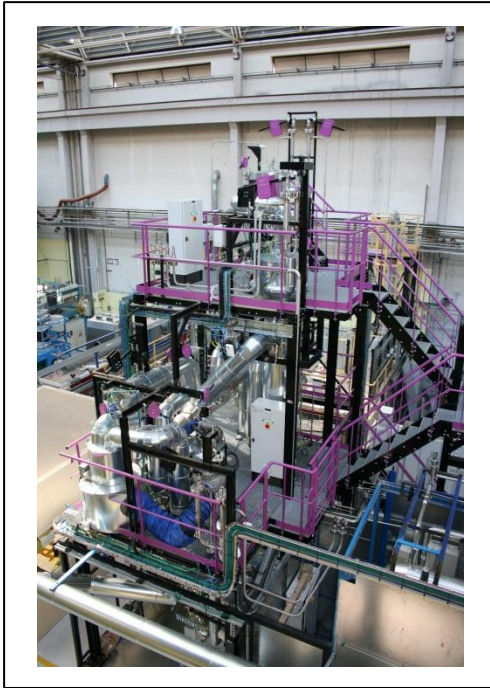


Figure 3- 13 : vue d'ensemble de la boucle d'essais en sodium DIADEMO (plateforme Papyrus)



Figure 3- 14 : maquette 40kW d'un échangeur sodium gaz pour l'essai dans la boucle d'essais en sodium DIADEMO

Système de conversion d'énergie par cycle de Rankine eau-vapeur

Le SCE eau-vapeur est étudié comme option de repli pour Astrid. Pour un SCE eau-vapeur, les objectifs de conception sont :

- de réduire le risque de réaction sodium-eau (RSE) par la robustesse des concepts vis-à-vis des défaillances des parois entre le sodium et l'eau, et de leur cinétique d'évolution ;
- de limiter les conséquences par la mise en œuvre de systèmes de détection précoce et par la limitation des chargements sur les structures ;
- de réduire les coûts par la simplification du concept et du tracé des tuyauteries et par la maîtrise des procédés de fabrication.

En relation avec les points précédents, les objectifs pour la R&D sont :

- l'amélioration des modèles et codes de calcul permettant de décrire la RSE afin de mieux évaluer les conséquences des différents scénarii étudiés ;
- l'amélioration des connaissances sur les spécificités de la réaction sodium-eau-air (RSEA) ;
- l'amélioration des performances des systèmes de détection d'une réaction sodium-eau, dans l'objectif de s'assurer que la fuite initiale pourra être détectée avant le percement des tubes voisins par un effet local d'érosion-corrosion (appelé phénomène de «wastage») ou de gonflement-éclatement. Il s'agit d'évaluer les performances comparées de systèmes de détection d'hydrogène à membrane de perméation d'hydrogène suivi d'une analyse par spectrométrie de masse et de sondes électrochimiques, dont le principe consiste en la différence de concentration d'hydrogène entre le sodium liquide et un électrolyte de référence qui génère un signal électrique. Des tests sur des prototypes fournis par l'Indira Gandhi Centre for Atomic Research indien (IGCAR) ont été réalisés en 2008 et 2009 sur Phénix et sont prometteurs. Un autre prototype est en cours d'évaluation sur un circuit sodium du CEA de la plateforme d'essais en sodium Papyrus. Il s'agit par ailleurs d'évaluer les performances de techniques de détection acoustique. Deux techniques sont envisagées : la détection active qui analyse l'atténuation acoustique due à la présence d'une phase gazeuse au sein du liquide ou

la détection passive. L'effort de R&D porte actuellement sur les techniques passives utilisant une antenne constituée de plusieurs accéléromètres placés en paroi externe de la virole du générateur de vapeur et un traitement de l'information adapté.

3.3.1.4. Détection des fuites de sodium

L'une des applications pour laquelle des améliorations sont attendues est la détection de fuites de tuyauteries de sodium, tant vis-à-vis de la sûreté (risque de feu sodium) que vis-à-vis de la disponibilité (fiabilisation du système de détection). Par rapport aux techniques utilisées par le passé, le CEA et ses partenaires explorent plusieurs techniques innovantes avec l'objectif d'améliorer fortement le délai de détection d'une fuite de sodium et sa localisation. Plusieurs techniques ont été envisagées à base de fibres optiques, de détection intégrée au calorifuge (brevet CEA d'un calorifuge multicouches détecteur de fuites de sodium, calorifuge décalé...), de laser (Laser Induced Breakdown Spectroscopy) avec des options de calorifuge plaqué sur la tuyauterie ou décalé. Depuis 2012, certaines de ces technologies ont été étudiées pour démontrer leur adéquation aux besoins et évaluer leur performance. Les premiers essais réalisés sur la plateforme d'essais en sodium Papyrus (cf. chapitre 8.3) de technologies nouvelles soit à partir de fibres optiques, soit intégrant un calorifuge multicouche montrent que ces technologies peuvent apporter une nette amélioration du temps de réponse, et permettre de détecter une fuite de $1 \text{ cm}^3/\text{min}$ en moins de 2 heures, pour un objectif de moins de 20 heures, ce qui constitue une amélioration notable par rapport aux systèmes de détection utilisés sur Phénix et Superphénix. A partir de 2016, un programme de consolidation de la maturité de ces techniques et une analyse de leur industrialisation sont prévus.

3.3.2. Disponibilité supérieure aux RNR-Na précédents et réduction des durées d'arrêt

En termes de disponibilité, l'objectif de la filière de 4^{ème} génération est d'avoir un coefficient de disponibilité du niveau des meilleurs standards d'une centrale de production, soit typiquement de l'ordre de 90 %. Cet objectif ambitieux pour des RNR-Na nécessite des progrès significatifs sur les techniques d'inspection en service, tant du circuit primaire que des échangeurs ou générateurs de vapeur, sur les possibilités de remplacement rapide des composants primaires et sur la mise au point d'une chaîne de manutention du combustible performante.

Les objectifs associés à ce domaine d'innovation portent principalement sur :

- l'amélioration des performances de l'instrumentation pour la surveillance continue avec par exemple, la détection et la localisation des fuites de sodium (évoquée au paragraphe précédent) ou l'identification d'assemblages en vue de réduire le risque d'occurrence d'erreurs de manutention ;
- l'inspection en service et la réparabilité ;
- la réduction des durées d'arrêt pour déchargement/rechargement du combustible, ce qui passe par une amélioration de la conception et de la fiabilisation des systèmes de manutention, constitués d'une chaîne de transfert en gaz et d'un traitement du sodium résiduel (lavage) en ligne avec les opérations de déchargement des combustibles usés ; ces systèmes sont utilisés durant l'arrêt de tranche. Cela passe par la démonstration par des essais de la fiabilité des technologies proposées et la détection préventive des défaillances ;
- la réduction des durées d'arrêt pour remplacement ou extraction de composants (pour inspection, maintenance décennale, réparation, etc.).

3.3.2.1. Instrumentation pour la surveillance et l'inspection et réparabilité (ISIR)

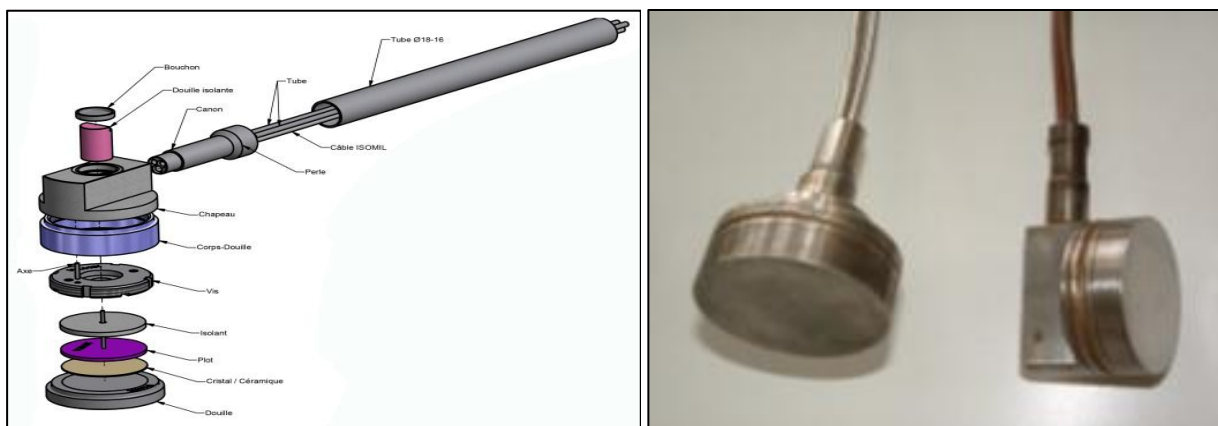
L'inspectabilité des composants en sodium est difficile à cause de l'opacité de celui-ci et des conditions de mise en œuvre : maintien en température (au minimum 150°C) et à l'abri de l'air. Pour Phénix et Superphénix, la prévention de la défaillance des structures importantes était axée sur une grande marge de dimensionnement et une qualité de réalisation rigoureuse ; des capacités d'inspection en service ont été développées en cours de projet et/ou postérieurement à la mise en service (cf. le retour d'expérience du projet « Durée de vie » de Phénix). L'objectif était d'inspecter les zones dont la défaillance était susceptible d'avoir des conséquences pour la sûreté du réacteur (ligne de supportage du cœur en particulier). Pour Superphénix, l'inspection en service de la cuve principale a été prise en compte dès la conception.

De façon générale, en complément des marges de dimensionnement et de la qualité de réalisation, on cherche à faire des progrès significatifs en termes de capacité d'inspection. Ainsi, le retour d'expérience des opérations réalisées à Phénix et Superphénix, très riche d'enseignements, est intégré à la conception d'Astrid. La démarche est poursuivie en prenant en compte de manière spécifique l'exigence d'inspection des structures dans la conception du réacteur. Ainsi, l'inspection des structures internes au bloc réacteur pourrait, selon les cas, être opérée soit à partir de l'extérieur, soit par l'intérieur du réacteur, et mettra en œuvre des méthodes optiques ou ultrasonores. L'amplitude et la fréquence de ces contrôles seront définies de façon à respecter les objectifs de sûreté mais aussi l'objectif de démonstration de la disponibilité du réacteur. Pour l'ensemble des architectures étudiées, l'inspectabilité des structures en sodium est l'un des critères majeurs de choix.

Depuis 2007, le programme de R&D sur le thème ISIR couvre un large spectre :

- recommandations/prescriptions pour la conception du réacteur ;
- développement de capteurs et traitement du signal associé ;
- développement de porteurs efficaces dans un environnement sodium ;
- outils de réparabilité (soudage...) applicable dans un environnement sodium.

En surveillance continue, plusieurs axes de R&D sont étudiés dont de nombreux s'appuient sur des méthodes ultrasonores. Il est donc primordial de disposer de capteurs ultrasonores fiables, adaptés aux différents besoins et ayant la spécificité d'accepter une immersion en sodium liquide jusqu'à des températures voisines de 550°C (cf. Figure 3- 15 et Figure 3- 16). Ces capteurs appelés TUSHT (traducteurs ultrasonores haute température) permettent d'effectuer, par exemple, de la télémétrie ou de l'identification d'assemblages sous sodium.



(© 01 dB Metravib)

Figure 3- 15 : traducteurs ultrasons haute température (TUSHT)

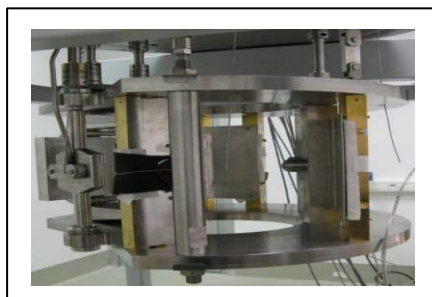


Figure 3- 16 : maquette de test de capteurs TUSHT

Par ailleurs, les améliorations en cours concernant l'utilisation des techniques ultrasonores devraient permettre à terme, de reconstruire une image d'une scène sous sodium ; ce domaine est appelé communément visualisation ultrasonore sous sodium. Ces améliorations pourraient élargir le champ des possibilités dans le domaine de la recherche de corps migrants, de contrôle de défauts (au sens de présence d'un désordre important) ou autres. La R&D sur ce thème est axée autour de deux grands thèmes : le développement des capteurs (traducteurs ultrasonores mono éléments focalisés ou multiéléments) et les techniques de reconstruction d'image (allant de la stratégie d'utilisation des traducteurs jusqu'aux algorithmes de traitement des données). Cette R&D est menée au travers de nombreuses collaborations (que ce soit avec des industriels ou des universitaires, nationaux ou internationaux) et passe par des expériences en eau, puis en sodium. La Figure 3- 17 donne un exemple de reconstruction d'image (plaque gravée, expérience en eau) utilisant des traducteurs compatibles sodium.

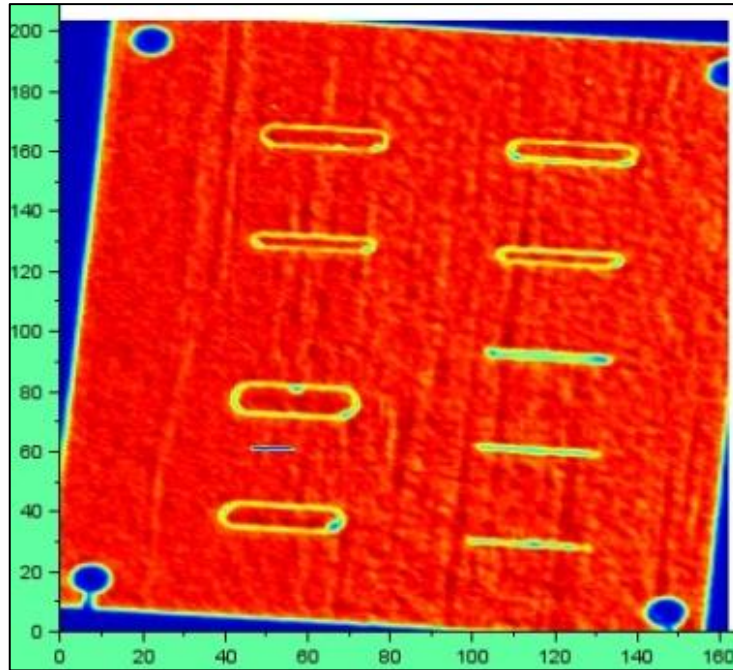


Figure 3- 17 : reconstruction d'image par techniques ultrasonores (Les chiffres correspondent à des dimensions en mm)

Sans être exhaustif, depuis 2012, les progrès suivants ont été notés :

- des améliorations des capteurs ultrasonores à haute température (TUSHT) ont été développées pour pouvoir fonctionner directement à 200°C, puis testés, en gaz, sous eau et sous sodium (Figure 3- 18 et Figure 3- 19), dans une maquette pour évaluer l'impact des structures internes de la cuve primaire sur la qualité des mesures. Ces améliorations répondent à un objectif de facilité de mise en œuvre pour éviter une phase de conditionnement des capteurs à une température plus élevée et d'amélioration des performances (capteurs multiéléments pour la visualisation sous sodium).
- le logiciel CIVA (<http://www-civa.cea.fr/>) qui permet de simuler la mise en œuvre de techniques d'inspection ultrasonores a fait l'objet de développements spécifiques aux applications RNR-Na qui répondent dès à présent à diverses problématiques notamment :
 - l'aide à la conception et au dimensionnement des capteurs (ultrasons, Electro Magnetic Acoustic Transducer ou EMAT, multiéléments) ;
 - les études de faisabilité puis l'interprétation de mesures à travers des écrans solides (cuves) et liquides (sodium) ;
 - les études de faisabilité puis l'interprétation de mesures en déflectométrie (détection et caractérisation de défauts) ;
 - la déflectométrie en mode ondes guidées (transfert des ondes ultrasonores via la structure métallique) ;
 - les études de faisabilité puis l'interprétation de mesures en télémétrie et visualisation sous sodium.

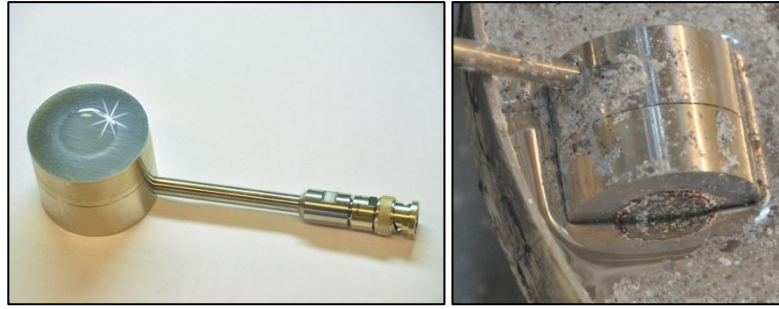


Figure 3- 18 : mouillage de capteur fonctionnant en sodium dès 200 °C

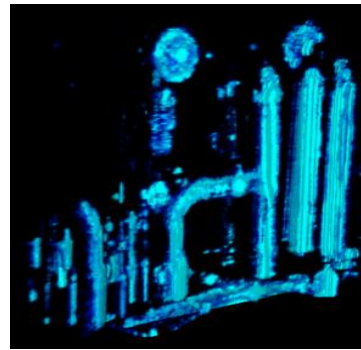


Figure 3- 19 : maquette pour essais de visualisation sous sodium et reconstruction d'images CIVA (© Indira Gandhi Centre for Atomic Research)

Concernant les développements en robotique, des adaptations de porteurs pour opérer dans les conditions d'environnement compatibles avec ceux d'un RNR-Na sont en cours et seront testées dans les boucles d'essais en sodium de la plateforme Papyrus (cf. § 8.3.). En termes de réparabilité, de premiers résultats ont été obtenus, tant pour le nettoyage par laser que pour le soudage par laser. Les techniques de réparation in situ restent encore à un faible niveau de maturité technologique, de sorte que la priorité est donnée à l'inspectabilité, et la capacité de remplacer les composants.

3.3.2.2. Manutention et lavage des assemblages

La manutention des assemblages constitue un enjeu important car elle conditionne en grande partie la durée des périodes d'arrêt pour rechargement ou réarrangement du cœur et donc le taux de disponibilité du réacteur. Le choix des options de conception est guidé par la recherche du meilleur compromis entre les performances en termes de cadences, de sûreté, d'impact sur la compacité de la chaudière et le coût des systèmes.

Les axes de recherche sont les suivants :

- les étanchéités statiques (ex. joints de hotte de manutention devant être robustes vis-à-vis des dépôts d'oxydes) et dynamiques en proposant des systèmes plus simples et plus compacts, en particulier au niveau des étanchéités des bouchons tournants par exemple, cf. Figure 3- 20),
- les moyens pour identifier et caractériser les puissances thermiques en sodium des assemblages manipulés,
- les procédés de lavage des assemblages qui se trouvent sur le chemin critique du temps de manutention du combustible,
- l'étude de conséquence de situation d'arrêt prolongé des systèmes transportant un assemblage irradié.

Les études portent également sur l'évaluation des temps de manutention et la prise en compte de la fiabilité des mécanismes afin d'être en mesure de proposer des systèmes robustes ou redondants et valider les capacités d'Astrid à répondre aux objectifs de disponibilité fixés.



Figure 3- 20 : maquette pour études de qualification de systèmes d'étanchéité pour le bouchon tournant

3.4. CAHIER DES CHARGES ET LES OBJECTIFS DE SURETE D'ASTRID

3.4.1. Le cahier des charges d'Astrid

Les principaux objectifs du cahier des charges d'Astrid sont résumés ci-après. Les exigences qui en découlent sont précisées dans le chapitre 5.

Astrid a pour objectif essentiel de préparer le déploiement industriel de RNR-Na de 4^{ème} génération. Dans la continuité de l'acquis des RNR-Na exploités par le passé, Astrid doit démontrer à l'échelle industrielle le bien-fondé, en les qualifiant, des options innovantes dans les domaines de progrès identifiés, notamment la sûreté et l'opérabilité. L'échéance du déploiement industriel n'est pas arrêtée précisément et dépendra de facteurs non connus à ce jour (les ressources, le coût de l'énergie, les politiques de lutte contre le réchauffement climatique, l'intérêt de l'opinion publique, le contexte politique...). Cependant, les scénarios concernant les évolutions du parc nucléaire font apparaître le besoin de quelques unités de RNR-Na à partir de la moitié du 21^{ème} siècle, précédés de l'étape d'un démonstrateur technologique afin d'avoir accumulé, a minima, une dizaine d'années d'exploitation d'Astrid avant ce déploiement industriel. Ceci permet, d'une part, de profiter d'un retour d'expérience suffisant et, d'autre part, de bénéficier des compétences industrielles et de R&D mobilisées pour Astrid, pour la construction des centrales industrielles suivantes.

Les caractéristiques d'Astrid devront donc pouvoir être extrapolées aux futurs RNR-Na industriels de 4^{ème} génération de plus forte puissance, notamment pour tout ce qui concerne la sûreté. Même si la taille des futures centrales industrielles n'est pas encore déterminée, le projet a retenu la valeur maximale de 1 500 MWe pour les études d'extrapolation, avec également un palier autour de 1000 MWe.

La conception d'Astrid aura une certaine flexibilité pour pouvoir tester pendant sa durée de vie des options plus innovantes qui n'auront pas été implémentées dans la conception initiale, en particulier au travers de sa capacité à réaliser des irradiations.

Astrid vise à être isogénérateur sans couvertures fertiles radiales. Au titre de son potentiel d'irradiations expérimentales, Astrid disposera de la flexibilité pour qualifier, selon les orientations qui seront choisies pour le cycle des matières, des combustibles permettant la transmutation de certains actinides mineurs, ou la surgénération, ou au contraire la consommation accrue de plutonium.

Le niveau de sûreté à atteindre pour Astrid devra être équivalent à celui des centrales qui seront mises en service au même moment, c'est-à-dire dans la décennie 2020. Ce référentiel correspond aux meilleurs standards de sûreté connus actuellement. Il découle de celui des REP actuels de 3^{ème} génération, formalisé dans les recommandations de l'association WENRA⁶¹, et des exigences de sûreté suite à l'accident de Fukushima-Daïchi.

En termes de disponibilité, l'objectif de la filière de 4^{ème} génération est d'avoir un coefficient de disponibilité d'une centrale de production, typiquement supérieur à 90 %, ce qui conduit à allouer 5 % pour les arrêts programmés et à se donner comme objectif de conception une fiabilité telle que les arrêts fortuits et les prolongations d'arrêts programmés représentent eux aussi 5 % du temps au maximum. En raison de son caractère prototypique, Astrid visera un taux de disponibilité de 80%, déduction faite des programmes expérimentaux.

De même, à terme, lorsque ce type de centrale occupera une place prépondérante dans le parc de production d'électricité, elles devront pouvoir faire du suivi de réseau. Cette exigence de la filière sera prise en compte dans les tests d'extrapolabilité qui accompagneront les choix des options de conception d'Astrid, afin que ce type de réacteurs puisse répondre dans sa phase de déploiement industriel aux besoins des gestionnaires de réseaux. La conception d'Astrid lui permettra donc d'assurer a minima le réglage de fréquence (primaire et secondaire) et de tension du réseau. À terme, Astrid réalisera éventuellement la démonstration du suivi de charge.

⁶¹ Western European Nuclear Regulators Association, <http://www.wenra.org>

Les centrales du futur devront être dimensionnées pour 60 ans. Pour Astrid, l'objectif est le même, cependant il ne sera peut-être pas possible de garantir ce dimensionnement dès le démarrage du réacteur avec les données actuelles ; on prévoit donc de garantir un dimensionnement à 40 ans, avec possibilité d'extension de durée de fonctionnement sur la base de la R&D à venir, des expertises de matériaux Phénix, et des données qui seront recueillies pendant l'exploitation d'Astrid.

Enfin, l'aspect économique n'est pas à oublier : Astrid devra permettre une évaluation du coût prévisionnel d'investissement et d'exploitation permettant de s'assurer d'une compétitivité prévisionnelle pour l'investisseur des centrales de série, dans une vision globale d'un parc comportant à la fois des réacteurs de 3^{ème} et 4^{ème} générations avec un objectif d'optimisation économique globale de production d'électricité et de cycle fermé complet pour les combustibles nucléaires, au regard des prévisions sur le coût des autres sources d'énergie (réacteur à eau légère + coût de l'uranium + coût de gestion du combustible usé, énergie fossile + coût du CO₂, énergies renouvelables + coût de l'intermittence...).

3.4.2. Objectifs généraux de sûreté

L'objectif de ce paragraphe est de présenter les premières orientations de sûreté qui servent à définir, dès la phase d'avant-projet d'Astrid, les études d'options de conception et les analyses de sûreté associées.

Les objectifs généraux de sûreté sont définis par rapport aux différentes catégories de situations incidentelles et accidentelles, auxquelles peut être soumise l'installation en respectant le principe fondamental de la sûreté nucléaire : une situation doit être d'autant moins plausible que ses conséquences potentielles sont élevées.

Le Document d'Orientations de Sûreté (DORS) soumis à l'ASN en juin 2012 détaille ces objectifs.

Dans la discrétisation du risque, les situations anciennement identifiées comme « hors dimensionnement » doivent être prises en compte pour Astrid. Pour ce faire, les règles d'études, les orientations de conception et les objectifs associés à ces situations ont été précisés. En particulier, trois domaines supplémentaires ont été identifiés au-delà des catégories de fonctionnement :

- dans le domaine des « situations de prévention » (SP), où par hypothèse de nombreux équipements sont défaillants, on veillera à favoriser la prévention par un comportement naturel du cœur et de la chaudière avantageux dans ces situations, et à vérifier l'absence d'effet falaise⁶² par rapport aux catégories de fonctionnement ;
- dans le domaine des « situations de mitigation » (SM), la situation de fusion du cœur est postulée et prise en compte. Des dispositifs sont dimensionnés et mis en œuvre afin de respecter l'objectif d'exclure les rejets précoces ou importants, et si des mesures de protection de la population étaient nécessaires, de les limiter en termes de durée et d'étendue ;
- dans le domaine des « situations pratiquement éliminées » (SPE), un objectif de démonstration du caractère très improbable ou « physiquement impossible » de telles situations a été fixé, basé sur la mise en place de dispositions spécifiques et sur la justification par des études appropriées.

⁶² Effet falaise : altération brutale du comportement d'une installation, que suffit à provoquer une légère modification du scénario envisagé pour un accident dont les conséquences sont alors fortement aggravées.

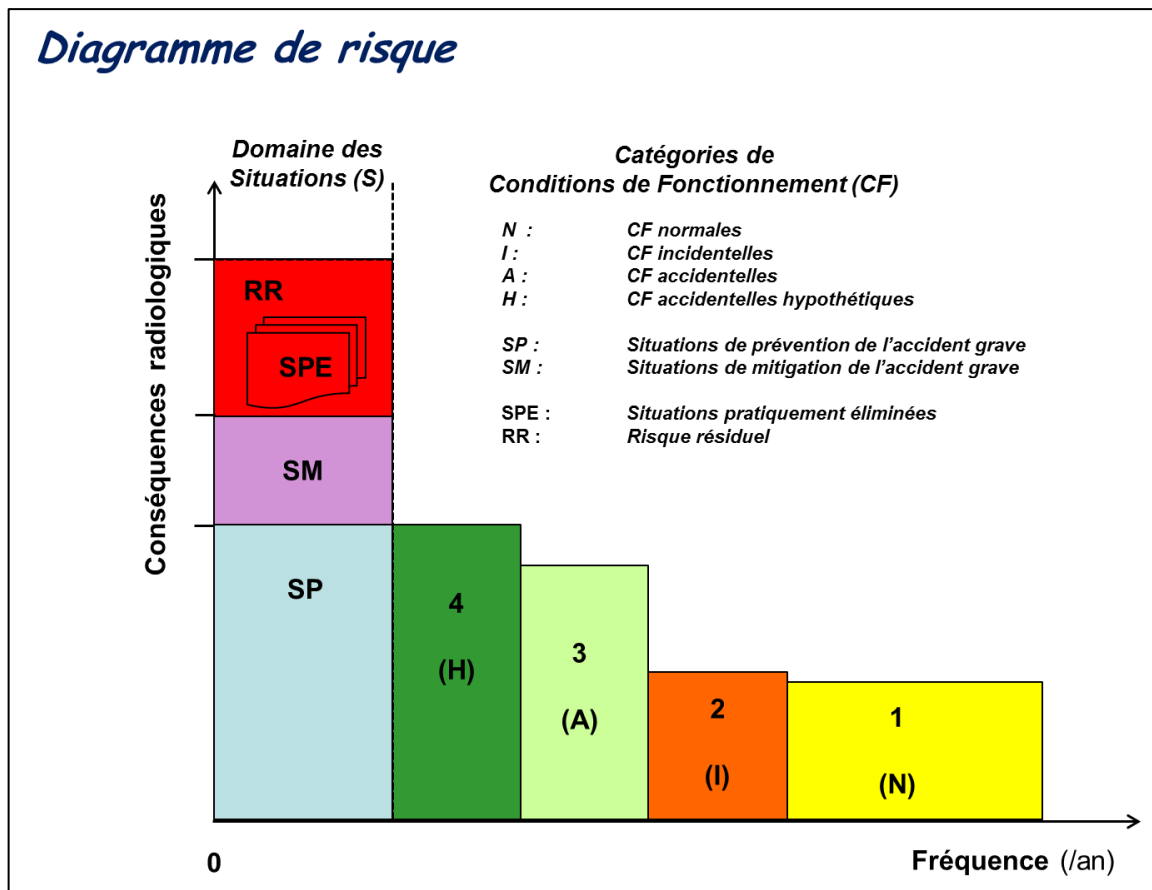


Figure 3- 21 : diagramme de risque pour Astrid

3.4.3. Orientations générales de sûreté

Les orientations générales de sûreté retenues pour Astrid préfigurant, autant que cela puisse être possible, celles de la future filière RNR-Na sont :

- une plus grande indépendance des niveaux de la défense en profondeur par rapport à la conception des RNR-Na antérieurs ;
- une amélioration de la prévention des accidents graves qui, au-delà de l'action des systèmes de sûreté (approche classique), favorise le comportement naturel de l'installation, pris en compte dès la conception, avant l'intervention des systèmes de sûreté ;
- la prise en compte, en plus des mesures de prévention, des accidents de fusion généralisée du cœur, postulés pour la conception et le dimensionnement de dispositions de mitigation des conséquences potentielles ;
- le traitement du risque de toxicité chimique en plus du risque radiologique ;
- l'intégration du retour d'expérience de l'accident de Fukushima-Daïchi, à travers la prise en compte d'un Domaine Complémentaire des Agressions Externe d'origine Naturelle (DCAEN⁶³), en tenant compte des particularités du RNR-Na ;
- la prise en compte des actes de malveillance, en particulier dans la conception des systèmes de sauvegarde.

⁶³ Cette nouvelle notion de domaine complémentaire découle de l'application à une nouvelle installation des enseignements tirés de l'accident de Fukushima.

3.4.4. Orientations de sûreté à la conception

La déclinaison au projet Astrid des orientations de sûreté à la conception repose sur :

- les principes généraux de sûreté universellement appliqués : principe des barrières et systèmes associés, principe de défense en profondeur. Il convient en particulier de s'assurer par conception d'une indépendance suffisante des différents niveaux. En particulier, il convient de prendre en compte, dès la conception, l'accident de fusion généralisée du cœur, au titre du quatrième niveau de la défense en profondeur, accident postulé malgré le niveau important de prévention obtenu par conception ;
- des principes techniques de sûreté qui découlent des progrès réalisés au fil du temps dans le domaine du nucléaire (critère de défaillance unique, règles de cumuls d'événements, méthode des lignes de défense, etc.) ;
- la prise en compte du retour d'expérience de la conception et de l'exploitation des précédents RNR-Na comme notamment les besoins d'inspection en service ;
- des orientations de conception spécifiques afin de renforcer la robustesse de la démonstration de sûreté.

On cite ci-dessous de façon non exhaustive les orientations de conception que se fixe le projet, en complément des principes fondamentaux :

- conception du cœur. Dans le cadre de la prise en compte des situations de fusion du cœur (d'origine locale et globale), l'objectif est de minimiser l'énergie mécanique potentiellement dégagée, y compris par d'éventuelles recriticités, et susceptible de solliciter le confinement, afin d'éviter la perte de l'intégrité du confinement primaire ;
- conception de la chaudière. L'objectif est d'éliminer pratiquement la perte totale et prolongée de la fonction « évacuation de la puissance résiduelle » sur une longue durée. S'agissant ici des moyens de refroidissement à l'arrêt, les améliorations envisagées visent à :
 - introduire davantage de diversification géographique en complément de l'actuelle diversification matérielle et fonctionnelle pour réduire les risques de défaillance de mode commun ;
 - prendre en compte l'éventuel endommagement des systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle lors d'un scénario d'accident grave, pour garantir le refroidissement post-accident grave (par exemple, assurer le refroidissement du récupérateur et du corium).
- conception de l'installation par rapport à l'utilisation du sodium. Le risque chimique associé à l'utilisation du sodium est examiné sous deux angles :
 - en tant que potentielle source d'une agression de l'îlot nucléaire vis-à-vis du risque radiologique (ex : agression de barrières) ;
 - en tant qu'événement pouvant avoir des conséquences directes (ex : rejet d'aérosols toxiques dans l'environnement provoqué par un feu de sodium).

Par rapport aux précédents RNR-Na, les principaux objectifs sont :

- de mieux maîtriser les risques de fuites de sodium ; par exemple :
 - renforcer l'application des principes de conception et de construction : exploiter le retour d'expérience et qualifier les matériaux qui seront utilisés, limiter les soudures et les contraintes par conception, s'assurer d'un niveau de réalisation de grande qualité ;
 - améliorer les moyens de détection et d'inspection ;
 - intégrer le principe de détection de fuite avant rupture aux études de conception des circuits et des moyens de détection.

- de concilier les mesures de confinement radiologique et les barrières avec les autres dispositions prises vis-à-vis des risques liés au sodium. Les risques sodium pouvant être source d'agression vis-à-vis des dispositions de sûreté radiologique, les risques chimique et radiologique devront être séparés autant que possible.

Dès le stade de la préconception, on porte la même attention à la sûreté du réacteur dans les états d'arrêt qu'à celle du réacteur en puissance. De même, on considère avec la même rigueur la sûreté du réacteur et celle de l'ensemble de l'installation.

Une attention particulière est accordée aux chutes de charges notamment en cours de manutention, et particulièrement dans la zone au-dessus de la dalle du réacteur.

Les matériels importants pour la sûreté seront inspectables. Vis-à-vis des matériels nécessaires au maintien en état d'arrêt sûr, des dispositions complémentaires sont prises suivant le degré d'accessibilité, de réparabilité et le délai nécessaire pour réparation.

Dans le même ordre d'idées, la possibilité de décharger le cœur dans un délai raisonnable, compatible avec la démonstration de sûreté, et dans des situations dégradées, est une orientation retenue.

Pour les initiateurs les plus fréquents, après avoir vérifié la suffisance des moyens de détection-protection, on recherche par conception un comportement naturel de l'installation suffisamment favorable pour prévenir un accident grave malgré l'hypothèse, très pessimiste de défaillance des systèmes normaux d'arrêt.

Par conception, les moyens de mitigation relatifs au confinement et au refroidissement du corium ne devront pas être impactés significativement par les effets mécaniques de l'accident grave.

3.4.5. Prise en compte des agressions internes et externes

Les agressions ont toujours constitué des cas de charge dimensionnant sur les RNR-Na, en particulier le séisme et les interactions entre le sodium et l'eau ou l'air. Des orientations supplémentaires sont retenues pour Astrid concernant :

- la combinaison de l'agression avec les événements potentiellement concomitants (i.e. autres agressions internes ou externes, incidents, accidents) ;
- les considérations vis-à-vis d'agressions de niveau supérieur à celui retenu pour le dimensionnement ;
- le renforcement de l'application du principe de défense en profondeur vis-à-vis des agressions internes.

Une orientation importante est de procéder, pour des niveaux d'agressions externes supérieurs à ceux retenus pour le dimensionnement général de l'installation, représentatifs du Domaine Complémentaire des Agressions Externe d'origine Naturelle (DCAEN), à une vérification de l'absence d'effet falaise qui serait provoqué par la défaillance de certains équipements. Dans le cas spécifique du séisme, un poste d'arrêt automatique sur détection sismique est prévu.

Une des orientations de conception vis-à-vis de la chute d'avion consiste à dimensionner les équipements contribuant à la prévention de l'accident grave aux effets directs et induits de la chute d'avion. Cet initiateur ne conduit pas à la fusion généralisée du cœur.

L'étude des actes de malveillance est prise en compte dès la conception d'Astrid, conformément à législation (voir chapitre 3.4.9).

3.4.6. Orientations prises pour assurer les fonctions de sûreté

3.4.6.1. Fonction « Maîtrise de la réactivité »

Parmi les orientations de conception vis-à-vis de la maîtrise de la réactivité, la mise en place de postes d'arrêt automatique sur variations anormales de la réactivité est prévue.

Pour les transitoires d'arrêt et les états d'arrêt, la maîtrise de la réactivité repose principalement sur le respect d'une liste de critères d'anti-réactivité définis vis-à-vis des :

- conditions de démarrage ;
- actions automatiques de passage en état d'arrêt sûr ;
- erreurs simples de manutention ;
- besoins éventuels en cinétique d'arrêt pour les transitoires rapides ;
- cas de vide sodium ou vidange en configuration barres chutées ;
- cas de compaction (ou ébranlement avec mouvement de gerbage suivi d'une compaction) du cœur y compris avec ruptures de gaines ;
- risques de propagation d'une dégradation locale du cœur (fusion locale).

Par rapport aux réacteurs antérieurs, les points suivants sont particulièrement étudiés sur Astrid:

- des dispositions complémentaires éventuelles sont envisagées pour assurer l'arrêt du réacteur en cas de défaillance totale des deux systèmes d'arrêt automatique ;
- en cas d'accident grave, un des objectifs principaux lié à la maîtrise de la réactivité est d'écartier le risque d'accident énergétique susceptible de mettre à mal le confinement et les moyens d'évacuation de la puissance résiduelle, y compris lors d'éventuelles recriticités ;
- sont éliminées pratiquement les situations d'insertion très rapide de réactivité pouvant mettre en défaut l'action des systèmes d'arrêt automatique, le comportement naturel du cœur et des éventuels dispositifs complémentaires, ainsi que les dispositions de mitigation de l'accident grave. Il s'agit par exemple des situations suivantes : passage d'une bulle de gaz dans le cœur suffisamment importante, effondrement suffisamment important du supportage du cœur, compaction suffisamment importante et rapide du cœur.

3.4.6.2. Fonction « Maîtrise du refroidissement »

Pour le projet Astrid, les orientations principales prises pour assurer cette fonction sont les suivantes :

- évacuer la puissance résiduelle du réacteur, y compris dans les configurations avec perte des débits forcés ;
- prévenir l'excès de refroidissement en particulier au niveau des échangeurs des circuits de refroidissement à l'arrêt (risque de gel) ;
- évacuer la puissance résiduelle présente sur la chaîne de manutention (jusqu'à la piscine d'entreposage du combustible usé) ;
- assurer le refroidissement du cœur et des structures du réacteur, y compris en cas de fuite de la cuve principale ;
- refroidir le cœur en présence d'un bouchage local postulé. Ce type de fonction peut avoir une influence sur le choix de la procédure d'arrêt automatique ;

- garantir un refroidissement pérenne en situation post-accident grave. L'objectif est d'assurer le bon cheminement des parties fondues vers le récupérateur de corium et de les refroidir.

L'objectif est notamment d'éliminer pratiquement par conception les situations de perte complète et prolongée de la fonction d'évacuation de la puissance résiduelle. Ceci amène à travailler plus particulièrement sur la redondance, la diversification, l'autonomie, la fiabilité et la réparabilité des systèmes concernés.

3.4.6.3. Fonction « Maîtrise du confinement radiologique »

L'orientation principale concernant la fonction confinement est de limiter au maximum tout rejet radioactif, pour toutes les conditions de fonctionnement et pour toutes les situations hypothétiques dont les conséquences sont prises en compte. En tout état de cause, ces rejets devront être tels que :

- en dehors des situations de fusion généralisée du cœur, des mesures hors site (confinement, évacuation des populations) ne seront pas requises ;
- en cas d'accident de fusion généralisée du cœur, seules des mesures de protection des populations limitées en termes d'étendue et de durée seront admises ;
- les rejets précoces ou importants sont exclus.

Pour la partie réacteur d'Astrid, plusieurs options de conception du confinement sont à l'étude. Les orientations générales sont les suivantes :

- confiner les produits radioactifs, y compris les gaz relâchés par les soupapes de protection du réacteur ;
- porter une attention particulière aux risques de by-pass du confinement ;
- protéger les dispositions de confinement vis-à-vis des agressions externes (ex. chute d'avion) ;
- prendre en compte à la fois le risque radiologique et les risques sodium.

Ces orientations seront étendues et adaptées aux autres termes source de l'installation, en particulier vis-à-vis de la manutention et de l'entreposage des éléments combustible.

3.4.7. Orientations vis-à-vis des accidents graves

Les grandes orientations vis-à-vis des accidents graves peuvent être déclinées ainsi :

- prendre en compte l'accident grave et ses conséquences à travers la conception et le dimensionnement de l'installation, et ce, malgré un haut niveau de prévention ;
- démontrer qu'aucune séquence accidentelle crédible, issue des initiateurs identifiés, ne conduit à une situation de fusion généralisée du cœur ;
- définir et étudier, au titre du 4^{ème} niveau de la défense en profondeur, la fusion généralisée du cœur, postulée à partir de situations représentatives des différentes familles d'évènements, pour confirmer le caractère faiblement énergétique de l'accident grave ;
- concevoir et dimensionner les dispositions de mitigation de façon découplée par rapport aux études d'accident grave de façon à dégager des marges de sécurité significatives, par rapport aux potentiels chargements mécaniques afin de maintenir les performances du confinement.

3.4.8. Le Dossier d’Orientation de Sûreté

Le Groupe permanent d’experts sur les réacteurs (GP) de l’Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) a examiné le Dossier d’Orientation de Sûreté (DOs) d’Astrid le 27 juin 2013. Il a considéré que les orientations présentées dans le Dossier d’Orientation de Sûreté étaient globalement satisfaisantes et que le retour d’expérience était bien pris en compte ; il a proposé les trois recommandations suivantes à l’ASN :

- le Projet Astrid devra démontrer la sûreté de son installation vis-à-vis des risques de rejets toxiques selon une approche déterministe complétée par des analyses probabilistes. Au stade du Dossier d’Options de Sûreté (DOS), le Projet devra préciser la démarche qu’il compte mettre en œuvre à cette fin ;
- le Projet Astrid devra définir, au stade du DOS, la liste des structures, systèmes et composants nécessaires à la gestion des situations du « Domaine Complémentaire des Agressions Externes d’origines Naturelles (DCAEN)» de façon à éviter les rejets précoces ou importants ;
- les agressions retenues pour dimensionner l’installation devront être considérées pour tous les états de fonctionnement de l’installation.

Une lettre de suite de l’ASN a été communiquée au CEA le 10/04/2014⁶⁴. Elle reprend les recommandations du groupe permanent ci-dessus, et l’ASN considère aussi, « à ce stade, que les orientations présentées dans le DOs tiennent compte de façon satisfaisante du retour d’expérience d’exploitation de la filière RNR-Na dans le monde ainsi que des conclusions des examens de sûreté réalisés en France sur les réacteurs de ce type. ». Cette lettre apporte des demandes complémentaires sur les 7 thématiques suivantes :

- objectifs associés au réacteur Astrid ;
- référentiel réglementaire ;
- démarche de conception : classement des situations et méthodes d’analyse ;
- critères de sûreté relatifs au combustible et à la première barrière ;
- fonctions de sûreté et risques liés au sodium ;
- R&D en support à la sûreté ;
- retour d’expérience des réacteurs RNR-Na.

Ces demandes sont instruites par le CEA et les réponses seront apportées en partie dans le Dossier d’Options de Sûreté (DOS), et complétées dans le Rapport Préliminaire de Sûreté (RPrS).

3.4.9. La prise en compte du risque de malveillance

La prise en compte du risque de malveillance pour une installation nucléaire répond à une triple exigence réglementaire :

- à la loi 2006-686 du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire dite loi TSN (et dont les attendus sont précisés à l’article 10 du décret 2007-1557 du 2 novembre 2007 et à l’article 1.2 de l’arrêté du 7 février 2012) ;
- au décret 2009-1120 du 17 septembre 2009 relatif à la protection et au contrôle des matières nucléaires, de leurs installations et de leur transport (dit PCMNIT) ;
- à l’article R-1332 du code de la Défense, relatif à la protection des installations d’importance vitale.

L’étude de sécurité à réaliser a pour but de démontrer que les mesures mises en place pour assurer la protection contre le vol des matières nucléaires et le sabotage de l’installation qui les abrite répondent au nouveau référentiel de menaces annexé à la Directive Nationale de Sécurité (DNS) du secteur Energie –

⁶⁴ Courrier de l’ASN référencé CODEP-DRC-2013-062807 du 17 avril 2014, disponible sur www.asn.fr

sous-secteur Nucléaire de juin 2009. Cette DNS précise les objectifs et la politique de sécurité du secteur Energie – sous-secteur Nucléaire. Elle définit des mesures graduées de vigilance, de prévention, de protection et de réaction contre toute menace, notamment à caractère terroriste, et elle définit les scénarios de menace de référence à prendre en compte dans les études de sécurité à réaliser par l'Opérateur d'Importance Vitale.

Astrid est l'une des premières installations à être soumise à cette nouvelle réglementation dès le stade de la conception.

Un groupe de travail dédié tripartite (CEA, AREVA, EDF), le GTPA (Groupe de Travail Protection Astrid), a été créé dès le démarrage du projet Astrid. Le but de ce Groupe de travail est, au vu des exigences décrites dans la DNS, d'influer sur la conception d'Astrid pour rendre l'installation intrinsèquement robuste à tout type d'acte de malveillance que ce soit de la malveillance de type vol de matière, ou, du sabotage par agression interne ou externe de l'installation.

A l'instar de ce qui est fait pour les aspects sûreté, le Projet Astrid a souhaité pouvoir échanger très tôt avec le Haut Fonctionnaire de Défense et de Sécurité (HFDS) du Ministère de l'Ecologie, du Développement Durable et de l'Energie. Sur demande du HFDS, un groupe de travail a été créé entre le CEA et les services du HFDS afin que ceux-ci puissent suivre l'évolution dans le temps du projet Astrid.

Les études liées à la prise en compte de la malveillance vont se poursuivre tout au long de l'avancement du projet, de manière :

- à influencer sur les choix de conception du Projet Astrid eu égard aux contraintes liées au risque de malveillance, puis dans un second temps de confirmer l'atteinte des objectifs de sécurité étant donné les choix de conception ;
- à pouvoir transmettre au HFDS un Dossier relatif aux aspects Sécurité Nucléaire à chaque étape majeure du projet où un dossier est transmis à l'Autorité de Sûreté Nucléaire (à savoir transmission d'un Dossier d'Options de Sécurité à la même échéance que le Dossier d'Options de Sûreté, transmission du Référentiel d'Autorisation et de Contrôle préliminaire en même temps que le Rapport Préliminaire de Sûreté...).

3.5. EXIGENCES A RESPECTER ET LES CHOIX DE BASE D'ASTRID

3.5.1. Exigences de nature stratégique

3.5.1.1. Puissance d'Astrid

Astrid a pour objectif essentiel de préparer le déploiement industriel de RNR-Na de 4^{ème} génération. Compte tenu de l'acquis des RNR-Na exploités par le passé, Astrid doit donc démontrer à l'échelle industrielle le bien fondé, en les qualifiant, des options innovantes dans les domaines de progrès identifiés, notamment en sûreté et opérabilité.

Les caractéristiques d'Astrid devront donc pouvoir être extrapolées aux futurs RNR-Na industriels de 4^{ème} génération de plus forte puissance, notamment pour tout ce qui concerne la sûreté. La taille des futures centrales industrielles n'est pas encore déterminée, mais le projet a retenu la valeur de 1000 à 1500 MW électriques pour les études d'extrapolation.

Le choix de la puissance est un compromis entre la représentativité d'Astrid vis-à-vis des futures centrales commerciales de taille industrielle et son caractère de démonstrateur technologique qui doit lui donner une certaine souplesse. Les coûts d'investissement et d'exploitation sont également à prendre en compte.

En ce qui concerne le cœur, la validation des options impose une puissance du démonstrateur technologique supérieure à 400 MWe.

L'analyse économique apporte des éléments décisionnels relatifs à la rentabilité du projet : avec des hypothèses raisonnables sur le prix de vente de l'électricité (prix français) et sur le taux de disponibilité d'un démonstrateur technologique, les frais d'exploitation et de combustible sont couverts à partir d'une puissance de l'ordre de 400 MWe. Retenir une puissance plus élevée fournit une possibilité au démonstrateur technologique d'avoir un « business plan » plus robuste, le résultat d'exploitation permettant de rembourser un emprunt ou bien de financer des programmes expérimentaux.

Ces éléments conduisent à retenir une puissance de 1500 MW thermiques pour le réacteur, soit une puissance électrique de l'ordre de 600 MWe. Dans les phases ultérieures du projet, une analyse de sensibilité autour de cette puissance sera menée en tenant compte d'une analyse économique plus fine, et de la prise en compte d'éventuels effets de seuil, vis-à-vis de certains choix de conception, notamment en ce qui concerne la démonstration de sûreté.

3.5.1.2. Le potentiel de démonstration de la transmutation d'Astrid

Dans le cadre de la loi du 28 juin 2006 relative à la gestion des matières et des déchets radioactifs, Astrid doit poursuivre, à l'échelle industrielle, la démonstration de la capacité à recycler le plutonium et l'uranium des combustibles usés, et étudier la possibilité de transmuter des actinides mineurs en vue de diminuer la nocivité des déchets nucléaires.

Cette démonstration peut être réalisée de manière progressive avec l'introduction d'actinides mineurs dans le cœur à différentes échelles pouvant aller de la capsule expérimentale comprenant une ou plusieurs aiguilles à l'assemblage complet, voire à un groupement d'assemblages.

Il existe deux possibilités de transmutation des actinides mineurs en RNR : mode homogène dans le combustible standard et mode hétérogène en couvertures chargées d'actinides mineurs (cf. Partie 2). Le mode hétérogène est privilégié pour la transmutation de l'américium.

Pour les combustibles ou cibles de transmutation d'actinides mineurs, le comportement sous irradiation se révèle être différent de celui des combustibles standards en raison principalement :

- de l'incidence des actinides mineurs sur les propriétés physiques du matériau (conductivité thermique, point de fusion, potentiel d'oxygène...);
- des processus associés à la transmutation des actinides mineurs (en particulier la forte production d'hélium pour l'américium);
- des conditions particulières d'irradiation, ce qui est plus particulièrement vrai pour les zones de couvertures radiales pour les CCAm⁶⁵, où les gradients de flux neutronique sont importants et la puissance linéique faible.

La démarche générale de qualification couvre à la fois le matériau fissile, l'élément combustible (aiguille avec gaine, colonne fissile et structures internes) et l'assemblage complet (structure externe, faisceau d'aiguilles avec fil espaceur).

Cette démarche se déroule en plusieurs phases qui vont de la conception à la qualification du produit dans son environnement industriel, en passant par une validation analytique et une qualification d'un prototype en réacteur en conditions représentatives. Ces différentes phases se déclinent par la réalisation d'expériences d'irradiation à diverses échelles.

Compte tenu du niveau de connaissances atteint (cf. Partie 2), le rôle d'Astrid pourrait être, en considérant en priorité l'américium, puis éventuellement le neptunium (le curium ayant des impacts trop importants sur la conception du réacteur et posant des questions très difficiles à résoudre pour la fabrication et le transport des combustibles) :

- en mode homogène, d'accueillir des irradiations d'aiguilles en capsule pour un taux de combustion et une puissance linéique représentatifs des conditions d'irradiation standard visées et avec un procédé de fabrication stabilisé. La qualification du procédé se ferait via l'irradiation d'un ou plusieurs assemblages avec de l'américium représentatif de l'isotopie des combustibles usés;
- en mode hétérogène, la qualification de prototypes (aiguilles, faisceaux d'aiguilles) dans les conditions d'irradiation prévues dans Astrid; la qualification du procédé passera par l'irradiation d'un ou plusieurs assemblages dans les conditions du cycle des matières d'Astrid (cf. Figure 3- 22).

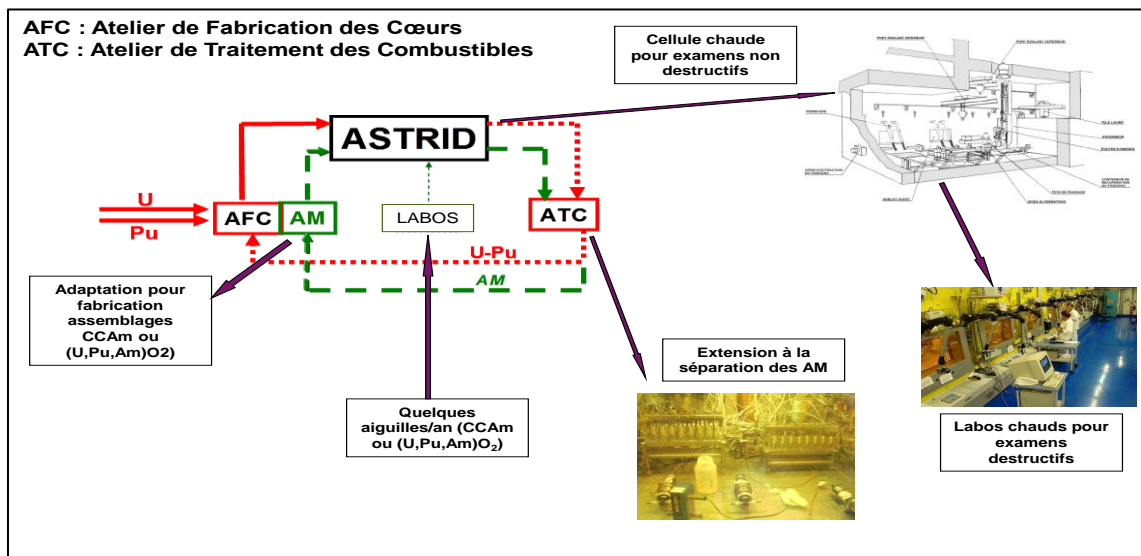


Figure 3- 22 : cycle de matière pour Astrid

⁶⁵ Couvertures chargées en américium

La production de combustibles et cibles à l'américium pour des irradiations dans Astrid à l'échelle de l'aiguille peut raisonnablement être envisagée dans un premier temps au laboratoire Atalante du CEA à Marcoule. A plus long terme, il pourrait être décidé l'extension des installations pré-industrielles, l'Atelier de fabrication des cœurs (AFC) et l'Atelier de traitement des combustibles usés (ATC) décrits au chapitre 3.7, pour assurer la séparation des actinides à recycler et la fabrication des combustibles associés jusqu'à l'échelle d'assemblages complets en vue de leur irradiation dans Astrid. Astrid permettra d'atteindre au moins un niveau de qualification de phase 3⁶⁶ d'assemblages pour la transmutation en mode homogène ou hétérogène.

Afin de déterminer la capacité de transmutation des actinides mineurs dans un cœur de RNR, une analyse préliminaire des effets de seuil vus du réacteur a été effectuée. Par effet de seuil, on entend les valeurs limites de teneur en actinides mineurs dans le cœur (tant en mode homogène, qu'en mode hétérogène) au-delà desquelles on serait amené à modifier significativement le dimensionnement du cœur et sa démonstration de sûreté. Cette analyse est basée sur l'étude de l'impact lié à l'introduction d'actinides mineurs en mode homogène dans tout le cœur et en mode hétérogène sous forme de cibles placées dans la couronne périphérique au cœur, sur les performances et la sûreté du réacteur, sur le dimensionnement des moyens de stockage, des systèmes de manutention, et des emballages de transport des assemblages.

L'étude paramétrique sur les teneurs initiales en actinides mineurs (1 % à 5 % en mode homogène ; 10 % à 20 % en mode hétérogène) a permis de déterminer ces valeurs seuils limites en actinides mineurs pour les deux modes de transmutation. L'américium, principal contributeur à la thermique des colis de verre après la décroissance des produits de fission, a été traité en priorité.

Plus précisément, les critères d'acceptabilité de l'étude paramétrique ont porté sur :

- l'influence sur les coefficients de sûreté du cœur ;
- la puissance des assemblages et cibles neufs vis-à-vis des valeurs limites pour leur transport ;
- les délais de refroidissement nécessaires afin que les puissances résiduelles des assemblages et cibles, après irradiation, soient compatibles avec les limites imposées pour leurs manutentions en cuve, leurs entreposages, leurs lavages et leurs transports ;
- l'impact sur la radioprotection et le classement des zones radiologiques associées aux opérations de manutention.

Au bilan, les valeurs limites en actinides mineurs permettant de respecter les critères fixés pour le combustible standard, donc sans impact significatif sur le dimensionnement du cœur sont :

- pour l'Am seul, une teneur de l'ordre de 2 % en homogène et de 10 % en hétérogène ;
- le Np ne pose pas de difficultés et peut se substituer à une partie de l'Am.

Avec ces teneurs limites, un bilan équilibré entre production et consommation de l'Am voire du Np et de la masse globale d'actinides mineurs au niveau du cœur d'Astrid peut être atteint, sans détérioration des caractéristiques de sûreté du réacteur.

⁶⁶ Une qualification de phase 3 fait référence à une irradiation prototypique d'aiguilles fabriquées dans un environnement représentatif en conditions enveloppes des situations normales et accidentelles.

3.5.1.3. Le potentiel expérimental d'Astrid

Suite à l'arrêt de Phénix, il n'y a plus de réacteur d'irradiation à spectre de neutrons rapides en Europe. Astrid permettra de combler ce déficit et offrira la possibilité de réaliser des irradiations expérimentales en spectre de neutrons rapides, sans toutefois offrir la même flexibilité qu'un réacteur expérimental de type « Material Testing Reactor ».

Ce potentiel d'irradiation doit être mis à profit pour qualifier :

- des options innovantes dans les domaines de la sûreté et de l'opérabilité ;
- l'augmentation de performances des matériaux et du combustible de référence d'Astrid ;
- les matériaux et combustibles innovants pour la filière ;
- les codes de calcul mis en œuvre pour les études de conception.

Au titre de son potentiel d'irradiations expérimentales, en plus de la qualification d'assemblages de transmutation, Astrid devra permettre de qualifier des combustibles innovants pour démontrer la faisabilité de différentes orientations de gestion des matières, comme par exemple des assemblages fertiles pour un mode surgénérateur, ou au contraire des assemblages permettant la consommation accrue du plutonium. Cette qualification pourra être réalisée au-delà du niveau de phase 3⁶⁷, puisqu'Astrid aura la capacité à accueillir un pavé d'assemblages expérimentaux.

L'analyse des besoins expérimentaux connus à ce jour montre la nécessité de disposer de dispositifs expérimentaux spécifiques pour :

- des irradiations d'assemblages expérimentaux ou portant des capsules avec des aiguilles expérimentales ne nécessitant pas de variation au cours du temps des conditions d'irradiation ou d'instrumentation spécifique en ligne ;
- des irradiations nécessitant des mesures physiques en continu, en complément de l'instrumentation normale du cœur.

Le savoir-faire développé à Phénix permet de répondre à ces besoins.

En revanche, la question de l'installation d'une boucle d'irradiation pour Astrid a fait l'objet d'une étude d'opportunité. La conclusion de cette étude est que la mise en place d'une telle boucle dès le démarrage n'est pas retenue.

La préparation des expériences et les examens post-irradiations nécessitent des installations spécifiques notamment des cellules chaudes. La possibilité de réaliser des examens non destructifs dans les cellules chaudes, sur les aiguilles et assemblages expérimentaux, présente un intérêt fort notamment pour répondre rapidement, aux demandes de l'Autorité de sûreté nucléaire, en particulier pour les besoins du plan de surveillance du cœur et d'augmentation de ses performances. C'est la raison pour laquelle Astrid sera équipé de cellules chaudes. Les examens destructifs peuvent quant à eux être réalisés dans des installations spécialisées comme le Laboratoire d'examen des combustibles actifs (LECA) du CEA-Cadarache.

Il n'est pas prévu d'utiliser Astrid comme banc d'essais de gros composants technologiques.

⁶⁷ Une qualification de phase 3 fait référence à une irradiation prototypique d'aiguilles fabriquées dans un environnement représentatif en conditions enveloppes des situations normales et accidentelles.

3.5.1.4. Résistance à la prolifération

Du point de vue de la non-prolifération, les engagements internationaux de la France dans ce domaine s'appliquent à Astrid et aux installations du cycle associées. De même, le déploiement à l'échelle internationale de la filière des RNR-Na n'est envisagé qu'en collaboration avec des pays ayant pris des engagements suffisants. Néanmoins, une réflexion est en cours pour examiner les possibilités de renforcer à la conception la résistance à la prolifération de la filière des RNR-Na.

En premier lieu, il est à souligner qu'un RNR fonctionnant en cycle fermé ne nécessite qu'un approvisionnement en uranium appauvri. Il permet, contrairement aux réacteurs actuels, de se passer donc complètement de la phase d'enrichissement en uranium du combustible (phase de l'amont du cycle), ce qui constitue un avantage majeur du point de vue de la non-prolifération.

En second lieu, les RNR-Na sont concernés par la problématique de la résistance à la prolifération à deux titres :

- d'une part ils utilisent des combustibles MOX à teneur en plutonium élevée ;
- d'autre part, ils offrent la possibilité d'irradier des couvertures fertiles radiales qui peuvent produire, dans les conditions adéquates, du Pu d'une qualité isotopique recherchée par les acteurs proliférants. Pour ce qui concerne Astrid, le cœur sera isogénérateur sans couverture fertile radiale.

Au niveau du réacteur, la première barrière se situe au niveau de la mise en œuvre des garanties (au sens des garanties AIEA). En effet, en présence d'un dispositif de surveillance efficace, le remplacement d'un assemblage du cœur par un assemblage différent à des fins de prolifération sera très difficile à réaliser.

Dans le cas des réacteurs de 4^{ème} génération, ces mesures de garanties doivent être prévues dès la conception, ce qui est déjà une pratique dans la conception des réacteurs à eau légère et des installations du cycle en France et dans les différents projets de conception et construction des installations nucléaires au plan international. L'identification de ces mesures de garantie fera l'objet d'une étude complète, en relation avec l'AIEA, pour rechercher dans quel contexte elles peuvent trouver leur pleine efficacité.

Cela permettra de proposer à l'AIEA, le cas échéant, des dispositifs permettant de conjuguer les impératifs de sûreté et d'exigences en termes de non-prolifération, et d'intégrer les garanties dès la conception du réacteur.

3.5.2. Exigences en matière de sûreté

Le niveau de sûreté à atteindre pour Astrid devra être équivalent à celui des centrales qui seront mises en service au même moment, c'est-à-dire dans la décennie 2020. Ce référentiel correspond aux meilleurs standards de sûreté connus actuellement. Il découle de celui des REP actuels de 3^{ème} génération, formalisé dans les recommandations de l'association WENRA, et des exigences de sûreté suite à l'accident de Fukushima-Daïchi.

3.5.2.1. Prévention et mitigation des accidents graves

Les enjeux majeurs dans ce domaine sont les mêmes que ceux exposés au chapitre 3 pour l'objectif filière :

- diminution de la probabilité d'un accident grave : l'accident le plus grave d'endommagement du cœur doit avoir une fréquence annuelle d'occurrence inférieure à 10^{-5} par réacteur par an en prenant en compte l'ensemble des événements internes et des agressions externes. Une valeur d'orientation de 10^{-6} a été retenue comme fréquence liée aux événements internes ;
- prise en compte d'un accident de fusion du cœur : concernant les conséquences dans l'environnement en cas d'accident grave, la mise en œuvre de contre-mesures à l'extérieur du site doit être limitée dans le temps. Cet objectif est cohérent avec celui présenté par le Forum International Generation IV (GIF) et par l'association WENRA.

3.5.2.2. Évacuation de la puissance résiduelle

L'évacuation de la puissance résiduelle du cœur est l'une des trois fonctions principales de sûreté à assurer pour les réacteurs nucléaires. La filière des réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium présente l'avantage par rapport à la filière des réacteurs à eau pressurisée (REP) d'avoir une marge importante à l'ébullition en fonctionnement normal (plus de 300°C) associée à une grande inertie thermique du circuit primaire. Le concept de chaudière intégrée permet d'éliminer en pratique la perte de sodium primaire.

Les systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle utilisent principalement l'air comme source froide et font appel à la convection naturelle pour certains d'entre eux, ce qui permet d'avoir des systèmes fonctionnant en mode passif.

Conjuguée à la redondance et à la diversification de ces systèmes, l'exigence dans ce domaine est d'éliminer en pratique la perte de la fonction d'évacuation de la puissance résiduelle sur une longue durée.

3.5.2.3. Présence d'un récupérateur de cœur fondu

L'un des objectifs des études du cœur d'Astrid est d'éliminer l'accident de fusion généralisée du cœur. Toutefois, la prise en compte d'un accident grave est rendue obligatoire selon le 4^{ème} niveau de défense en profondeur pour respecter les recommandations émises par l'association WENRA. Le récupérateur de corium est un dispositif de mitigation de l'accident grave, qui doit contribuer à assurer les trois fonctions principales de sûreté que sont la maîtrise du confinement, l'évacuation de la puissance résiduelle du corium et le contrôle de la réactivité. L'implantation d'un récupérateur de cœur fondu est donc intégrée à la conception d'Astrid. Un important programme de R&D est associé à la conception de ce récupérateur.

3.5.2.4. Inspectabilité des structures

L'inspection des structures, en particulier les structures baignant dans le sodium, est un problème difficile sur les réacteurs à sodium ; c'est pourquoi un effort important est fait dès l'avant-projet pour développer des machines d'inspection en et hors sodium ; en parallèle, les choix de conception sont faits pour assurer l'accessibilité et l'inspectabilité, en particulier au niveau des structures de supportage et d'alimentation en sodium du cœur ou encore de la conception de la dalle.

3.5.2.5. Risques liés au sodium

L'objectif, au niveau du cahier des charges d'Astrid, est de diminuer la probabilité de feu de sodium (réaction sodium-air) et de réaction sodium-eau, et simultanément d'en réduire les conséquences.

En complément des principes de sûreté évoqués au chapitre 3.5.2.5 vis-à-vis du risque sodium-air (importance de la conception, de la détection/inspection, mise en place du principe de détection de fuite avant rupture, confinement, limitation des conséquences), plusieurs options doivent faire l'objet d'une évaluation et d'une sélection :

- pour la réaction sodium-eau, le circuit de conversion d'énergie à gaz en remplacement de l'eau-vapeur, des générateurs de vapeur modulaires ou inversés, ou une conception plus robuste du générateur de vapeur (voir chapitre 3.3.1.3) ;
- pour la réaction sodium-air :
 - pour le circuit primaire, une architecture de circuit primaire intégré a été choisie (§ 3.6.2), avec un inertage de l'espace annulaire inter-cuves ;
 - au-dessus de la dalle, les tuyauteries des boucles secondaires en sodium seront conçues avec une double enveloppe, la détection de fuite se faisant au plus près. La limitation des agressions

potentielles sur cette zone est également étudiée (fiabilisation des opérations de manutention au-dessus de la dalle), ainsi que le besoin de sectoriser voire d'inertier complètement cette zone ;

- l'adoption de pompes électromagnétiques pour les circuits secondaires, pour lesquelles l'absence de pièces en rotation et de systèmes et circuits auxiliaires (nécessaires sur les pompes mécaniques) permet de diminuer le risque de fuite de sodium tout en raccourcissant la longueur des circuits secondaires.

Les options de conception retenues ou à l'étude pour répondre à l'ensemble des exigences dans le domaine de la sûreté sont présentées dans le chapitre 3.6.

3.5.3. Exigences en matière de sécurité et de radioprotection

Concernant la phase de conception de l'installation, une réflexion approfondie sera conduite afin de prendre en compte la santé et la sécurité des travailleurs sur les aspects suivants :

- accessibilité aux postes de travail (en exploitation et en maintenance) ;
- dispositions prises pour limiter l'exposition des travailleurs à des matières dangereuses ;
- démarche d'analyse et disposition pour limiter tant que faire se peut la dosimétrie intégrée par le personnel et l'ensemble des risques de contamination, application du principe ALARA ;
- choix des matériaux vis-à-vis de la protection des personnes et de l'environnement ;
- prise en compte du risque sodium ;
- gestion des déchets conventionnels.

La prise en compte du risque radiologique et de ses conséquences est traitée par une démarche ALARA de conception, qui utilise le REX des précédentes installations (voir paragraphe 3.2) avec un objectif ambitieux de dose collective annuelle limitée à 60 h.mSv, soit 30 % de la valeur retenue sur les REP de 3^{ème} génération.

3.5.4. Exigences en matière de protection contre la malveillance

Étant donné la nature de l'installation, l'étude des actes de malveillance est prise en compte dès la conception. Cette étude se basera a priori sur la démarche et le jeu de menaces précisés par la Directive Nationale de Sécurité du sous-secteur nucléaire. La prise en compte des actes de malveillance sera intégrée à la démarche de sûreté de l'installation et chaque dossier (Dossier d'Options de Sûreté, Rapport préliminaire de Sûreté, etc.) comportera un paragraphe lié à la malveillance lequel renverra à un dossier spécifique classifié soumis à l'autorité de sécurité.

Le principe de défense en profondeur sera appliqué à la protection et au contrôle des matières nucléaires ; les locaux détenant des matières nucléaires de catégorie 1 seront munis de barrières de protection physique distinctes concentriques de l'extérieur vers l'intérieur. Enfin, les matières détenues dans l'installation seront sous le contrôle d'Euratom.

3.5.5. Exigences en matière d'exploitation

Astrid doit répondre aux exigences d'un réacteur industriel en termes de fiabilité et de disponibilité. Ceci passe par :

- l'allongement de la durée des cycles, qui implique également une augmentation de la durée de vie en réacteur des barres de commande ;
- la réduction de la durée des arrêts programmés, pour lesquels l'objectif d'indisponibilité a été fixé à 5 %. En conséquence un effort particulier est fait sur les cadences de chargement et déchargement du combustible et les opérations de contrôles et maintenances systématiques dont la durée les place sur le chemin critique. L'allongement de la durée des cycles entre arrêts pour rechargement de combustible permettra également une augmentation sensible de la disponibilité d'Astrid. En raison de son caractère prototypique, Astrid visera un taux de disponibilité de 80%, déduction faite des programmes expérimentaux ;
- la réduction des causes d'indisponibilités, par des études de conception et de fiabilité dès le début du projet et la réduction de la durée de ces indisponibilités en intégrant la problématique de la maintenance dans les études de conception. Une démarche de Soutien Logistique Intégré est prévue dès la phase d'avant-projet ;
- la préservation de l'investissement en rendant réparable ou remplaçable le maximum de structures du réacteur ;
- la réduction des coûts d'exploitation, via l'automatisation d'opérations quand c'est pertinent, un accroissement du taux de combustion du combustible, une optimisation du nombre de composants soumis à contrôle réglementaire... ;
- l'optimisation de la dosimétrie, en tirant parti du REX des réacteurs précédents, dans lesquels l'exposition du personnel était très faible ;
- la gestion des déchets ;
- la prise en compte du démantèlement dans la conception.

3.6. OPTIONS DE CONCEPTION D'ASTRID PAR GRANDS DOMAINES

Les choix actuels en termes d'options de conception sont présentés dans ce chapitre. Les grands domaines considérés sont les suivants :

- le cœur et combustible ;
- la chaudière nucléaire ;
- le système de conversion d'énergie ;
- la manutention des assemblages ;
- l'instrumentation en cœur et l'inspectabilité & réparabilité ;
- le contrôle-commande ;
- le fonctionnement ;
- le génie-civil ;
- l'architecture générale ;
- les déchets.

3.6.1. Cœur et combustible

3.6.1.1. Le matériau combustible

Le combustible de référence du cœur Astrid est l'oxyde mixte (U, Pu) O₂.

Ce combustible bénéficie en France d'un retour d'expérience considérable accumulé pendant plus de quarante ans sur la base des programmes expérimentaux et des programmes de surveillance réalisés dans Rapsodie, Phénix et Superphénix (cf. chapitre 2). Ces programmes expérimentaux et le REX accumulé sur le combustible oxyde ainsi que sur les matériaux de gainage et du tube hexagonal (fabrication et irradiations) ont démontré l'excellent comportement de ce combustible jusqu'à des taux de combustion élevés. Les évolutions sur le procédé de fabrication du combustible (U, Pu)O₂ pour les RNR nécessitent des compléments de qualification ; la possibilité de réaliser une irradiation prototypique dans un réacteur de puissance est en cours d'analyse de faisabilité.

En termes de performances, des records mondiaux ont été atteints dans la centrale Phénix par des assemblages expérimentaux (BOITIX 9 qui a cumulé 144 GWj/t soit 156 dpa). Ces performances ont été atteintes tout en maintenant à un niveau très faible le nombre de ruptures de gaine. Sur quelques 150 000 aiguilles combustibles irradiées à Phénix durant ses 36 années d'exploitation, il n'y a eu que 15 ruptures de gaine « ouvertes » (aucune à Superphénix), dont la moitié sur des aiguilles expérimentales irradiées au-delà des caractéristiques « standard ».

3.6.1.2. Le matériau de gainage

Le matériau recherché pour le cœur filière est un acier qui ne présente pas de gonflement excessif sous irradiation, même pour des doses élevées supérieures à 150 dpa, et qui autoriserait l'atteinte de très hauts taux de combustion pour le cœur (> 150 GWj/tML). Le défi est d'autant plus important que le réseau serré du combustible en raison du choix d'un petit diamètre de fil espaceur exige un très faible gonflement de la gaine sous irradiation. Le matériau envisagé pour atteindre ces performances, pour le déploiement d'une filière de réacteurs, est un acier ferritique ou martensitique à dispersion d'oxyde (ODS).

De nombreuses études de développement sont en cours sur les ODS mais compte tenu des besoins pour la qualification d'un nouveau matériau de gainage, les aciers ODS ne pourront pas être industrialisés pour le démarrage du démonstrateur technologique Astrid. Astrid servira au contraire à leur qualification dans l'optique de leur disponibilité pour une filière de réacteurs.

En conséquence, pour les premiers cœurs d'Astrid, le matériau de gainage de l'assemblage combustible sera l'acier austénitique 15-15 Ti écroui AIM1.

Il s'agit de la nuance la plus évoluée de ce type de matériau. L'utilisation de ce matériau limitera nécessairement le taux de combustion du cœur. Le passage à une nuance ferritique ou martensitique de type ODS est envisagé de manière progressive avec des programmes de qualification s'appuyant sur la réalisation d'irradiations expérimentales dans Astrid.

Orientations

La R&D sur le gainage AIM1 est à finaliser en priorité dans la mesure où ce matériau constitue le matériau des gaines combustibles des premiers cœurs d'Astrid. Actuellement, la R&D sur l'AIM1 est basée sur des examens post-irradiation d'aciers austénitiques 15-15Ti et de nuances avancées, provenant des expériences Supernova et Oliphant-1bis réalisées dans Phénix, mais surtout d'échantillons provenant de l'assemblage PAVIX-8 irradié dans Phénix qui est caractérisé par des aiguilles hétérogènes avec un gainage en 15-15 Ti écroui AIM1 ; ces aiguilles seront envoyées dans les laboratoires d'examens du CEA courant 2015. Après introduction dans Astrid des assemblages avec un gainage en AIM1, une stratégie d'augmentation des performances, en poursuivant les adaptations de nuances (AIM2) sera réalisée, en visant la qualification de matériaux de type ODS in fine.

Concernant le gainage ODS, un programme de développement a été défini en 2007 et est mis en œuvre depuis plusieurs années dans les domaines entre autres de l'élaboration, de la soudabilité et du comportement mécanique ; en 2009 une première fabrication de tube ODS a été réalisée au CEA. Des irradiations d'échantillons d'ODS réalisés au CEA sont actuellement en cours dans le réacteur russe BOR-60. Le programme vise à l'horizon 2020 la définition d'une nuance de référence pour l'ODS.

3.6.1.3. L'élément combustible

L'élément combustible est une aiguille, constituée d'une gaine en acier contenant le combustible sous forme de pastilles annulaires.

Par rapport aux conceptions antérieures de Phénix, Superphénix ou EFR, le diamètre des aiguilles des nouveaux concepts est plus important (cf. Figure 3- 23) avec des valeurs de diamètre externe autour de 9.5 mm (à comparer à 8,5 mm pour Superphénix).

Le diamètre du fil hélicoïdal qui s'enroule autour des aiguilles combustible afin d'assurer à la fois leur espacement et de faciliter le passage du sodium entre les aiguilles est réduit à 1 mm. Ce choix de petit diamètre de fil associé aux diamètres d'aiguilles accrus permet d'augmenter la proportion de combustible et réduire la quantité de sodium dans le réseau, ce qui est favorable pour les objectifs de sûreté recherchés.

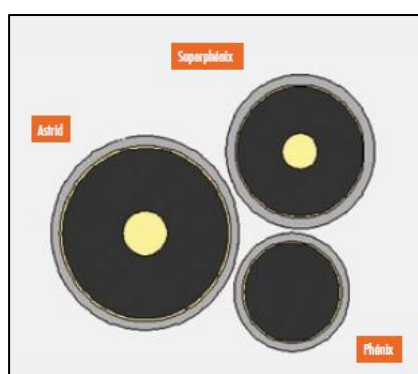


Figure 3- 23 : schéma d'aiguilles RNR-Na

L'aiguille peut contenir soit un combustible homogène (U, Pu)O₂, soit un combustible hétérogène axial composé de colonnes de pastilles fertiles UO₂ et de colonnes de pastilles fissiles (U, Pu)O₂ (cf. Figure 3- 24).

L'aiguille homogène avec gainage en acier austénitique bénéficie d'un important retour d'expérience qui repose sur des spécifications validées par le REX Phénix, de nombreuses irradiations d'assemblages de géométrie proche de Superphénix, ainsi que sur le REX de fabrication Superphénix.

L'aiguille hétérogène axiale bénéficie des expériences réalisées dans Rapsodie et Phénix, jusqu'à des échelles significatives du point de vue de la fabrication industrielle (une dizaine d'assemblages de 217 aiguilles). La connaissance actuelle sur le comportement sous irradiation en conditions de fonctionnement normal est jugée globalement satisfaisante.

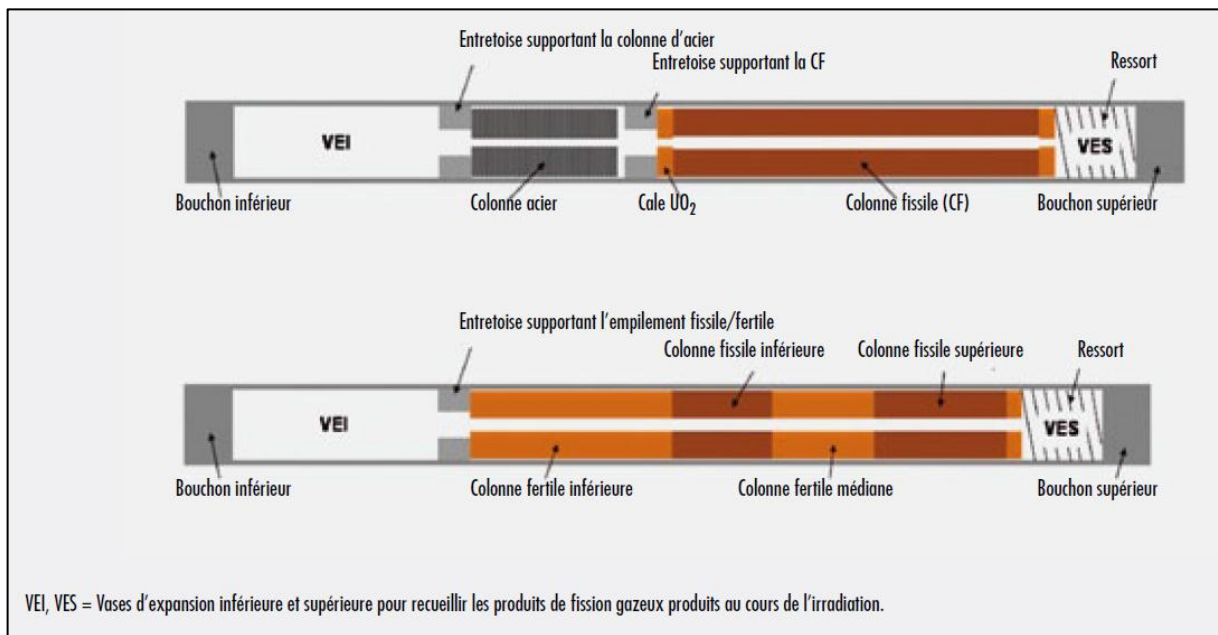


Figure 3- 24 : aiguilles combustibles RNR-Na

Orientations

Basé sur les enseignements apportés par les expériences d'irradiation spécifiques dans Phénix (principalement l'expérience ZEBRE), le concept hétérogène de combustible CFV est validé sous l'angle de sa faisabilité technologique et de ses performances.

Des compléments de qualification sont en cours avec l'examen des irradiations CZAR et PAVIX réalisées également dans Phénix.

En complément, un programme d'irradiation de qualification prototypique, à l'échelle de l'aiguille et du faisceau est en cours de définition pour réaliser l'irradiation de plusieurs dizaines d'aiguilles dans le réacteur russe BN-600.

3.6.1.4. Le cœur et les assemblages

Le cœur CFV, tel que présenté au chapitre 3.3, est le concept de référence pour la suite des études Astrid (cf. Figure 3- 25).

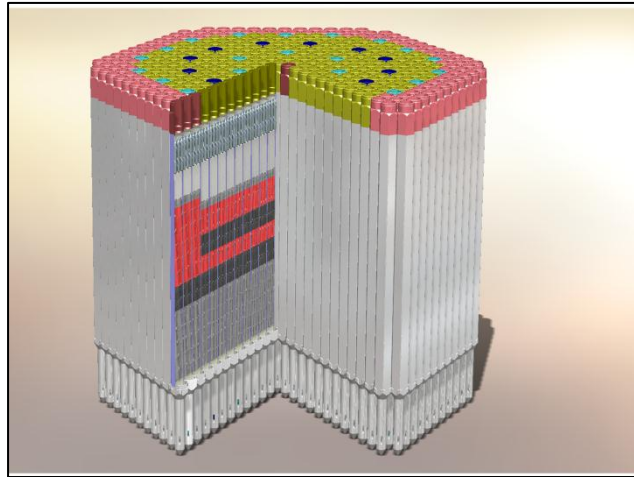


Figure 3- 25 : vue d'ensemble du cœur CFV

Ce concept est basé sur un combustible hétérogène axial, dispose d'un plénum sodium en partie supérieure des assemblages et d'une protection neutronique supérieure en carbure de bore B_4C . Une plaque interne en oxyde UO_2 est insérée dans la zone fissile du cœur interne. Ces options lui donnent la particularité d'avoir un coefficient de réactivité négatif en cas de vidange du sodium et positionnent ce concept de manière très favorable vis-à-vis des accidents de perte de débit primaire. De plus la chute de réactivité par cycle du cœur demeure faible par rapport aux cœurs de type Superphénix ou EFR, grâce notamment à l'utilisation d'aiguilles combustible de gros diamètre, ce qui est favorable par rapport aux transitoires de remontée intempestive d'une barre de commande.

Caractéristiques du cœur CFV

Les principales grandeurs caractéristiques du cœur CFV d'Astrid dans sa version de 2014 (dite CFV V3) sont indiquées dans le Tableau 3- 4, avec une comparaison avec les données du cœur EFR. Il est précisé que les grandeurs pour le cœur CFV V3 d'Astrid sont préliminaires et leur optimisation se poursuivra jusqu'à la fin de la phase d'Avant-Projet Détaillé. Cette version 3 du cœur CFV (Figure 3- 26), avec gainage en AIM1, intègre l'impact des recommandations vis-à-vis de la sûreté et des objectifs neutroniques (coefficient de vidange sodium négatif sans tenir compte des incertitudes, niveau d'activation du sodium secondaire $< 10 \text{ Bq/cm}^3$) tout en respectant les performances affichées dans le cahier des charges d'Astrid. L'optimisation du système absorbant du cœur a convergé vers un système de 18 barres, 9 barres de commande (RBC) et 9 barres diversifiées (RBD), qui contribuent au pilotage du cœur. Les systèmes RBC et RBD sont diversifiés à la fois au niveau de la mécanique et du contrôle-commande. Avec ce système, les études sur les critères d'arrêt du réacteur et les critères sur la réserve d'anti-réactivité montrent des marges positives, ce qui conforte le respect des critères de sûreté. La suppression du stockage externe des combustibles usés en sodium impose un stockage interne autour du cœur, avant leur évacuation, lavage et entreposage en piscine.

La conception du cœur est guidée prioritairement par des objectifs de sûreté avec notamment l'ajout de dispositifs complémentaires de sûreté prévention (DCS-P) physiquement indépendants des deux systèmes d'arrêt standards. L'année 2014 a vu le début des études de conception des DCS-P hydraulique, actionnés par une chute de débit, et DCS-P à aimant à point de Curie, actionnés par une augmentation de température du sodium, pour obtenir des marges de sûreté plus robustes respectivement en cas de situations de pertes de débit ou de refroidissement sans chute des barres.

Les études de scénarios d'accidents graves prennent en compte des dispositions complémentaires de mitigation (DCS-M) constitués de tubes traversant pour faciliter l'écoulement du corium en cas de la fusion du cœur et le diriger sur le récupérateur de corium. Le CFV V3 prend en compte une hypothèse sur le nombre et les positions dans le cœur de ces DCS-M.

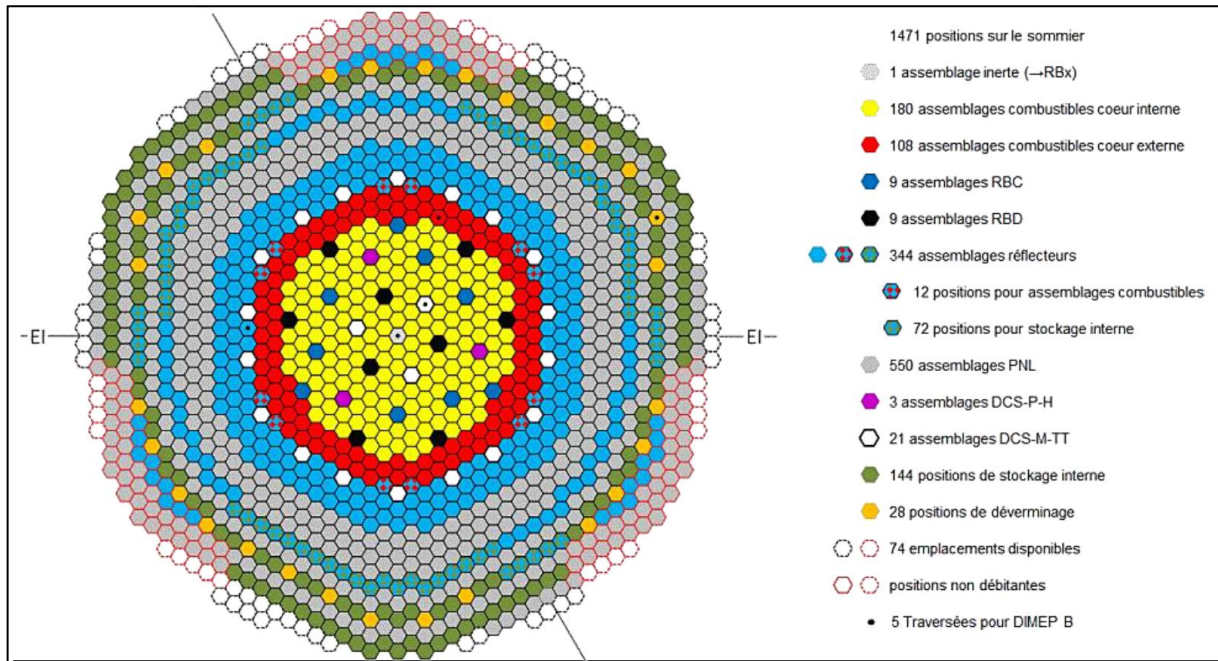


Figure 3- 26 : cœur CFV dans sa version V3

Performances

Les principales évolutions en termes de performances par rapport à un concept de cœur homogène classique de type EFR sont les suivantes :

- une possibilité d'allongement significatif de la durée de cycle, grâce à la faible perte de réactivité du cœur (réduite d'un facteur 2 par rapport à un cœur classique de type EFR) ;
- un effet en réactivité négatif (-0,5\$⁶⁸) à comparer aux + 7\$ pour EFR en cas de vidange globale du sodium.

Par contre, la puissance volumique du cœur CFV est plus faible que celle d'un cœur de type EFR. L'inventaire plutonium en cœur se trouve augmenté de près de 30 % et le diamètre global du cœur fissile est plus important.

Sûreté du cœur CFV

Les paramètres liés à la sûreté vont dans le sens d'une très nette amélioration par rapport à un cœur classique homogène, avec principalement un effet de vidange négatif, alors que cet effet est fortement positif de l'ordre de +7 \$ pour un cœur de type EFR.

Les premières évaluations de situations accidentelles effectuées sur un cœur CFV montrent que pour les

⁶⁸ Le nombre de neutrons retardés produits par la désintégration naturelle de certains produits de fission (appelés retardés car ils arrivent avec délai par rapport aux neutrons prompts issus directement de la fission) par neutron issu de la fission est appelé bêta effectif. La valeur de ce bêta effectif dépend des noyaux fissiles présents dans le cœur. Cette valeur joue un rôle clé pour le comportement cinétique du réacteur. Une injection de réactivité supérieure au bêta effectif conduit à un emballement très rapide du cœur. Ce paramètre est tellement important que les anglo-saxons ont proposé de le retenir comme unité pour les études de cinétique en neutronique. On le note \$ (dollar).

transitoires accidentels locaux de type remontée intempestive de barre (RIB), le cœur CFV V3 se présente favorablement grâce à la faible réserve de réactivité du cœur et au bon niveau de performance des systèmes de détection thermique et neutronique. Ces études devront être complétées en prenant en compte des configurations de barres plus pénalisantes, des situations de remontée intempestive de barre à puissance partielle, des éventuelles contraintes liées au suivi de réseau et de l'augmentation du temps de séjour. Cependant, on peut déjà dire que le concept de cœur CFV améliore très nettement le comportement naturel du cœur en cas de remontée intempestive de barre.

Pour les transitoires accidentels globaux à l'échelle du cœur, le comportement naturel du cœur est bien meilleur que les cœurs des réacteurs de conception antérieure. Les études de transitoires non protégés de manque de débit (arrêt des pompes primaires, arrêt des pompes primaires et secondaires sur inertie, arrêt seul des pompes secondaires sur inertie) en comportement naturel, confirment l'effet bénéfique en réactivité d'effet de vidange négatif du cœur qui apporte de l'anti-réactivité au système lors de l'augmentation de la température du sodium (contrairement aux cœurs classiques), ce qui est favorable pour réduire la puissance du réacteur pendant le transitoire. Une étude préliminaire a permis de montrer l'efficacité des DCS-P sur ces transitoires et d'évaluer les caractéristiques techniques importantes pour la conception de ces dispositifs.

Orientations

Le potentiel très favorable du cœur CFV vis-à-vis des accidents de perte de refroidissement continue d'être évalué avec des modélisations de plus en plus détaillées et la prise en compte des incertitudes associées aux calculs.

L'optimisation de la conception du CFV Astrid dans les prochaines années vise à confirmer un très haut niveau de prévention, reposant autant que possible sur les caractéristiques intrinsèques du cœur, vis-à-vis des scénarios de perte de refroidissement comme initiateurs d'accidents conduisant à la fusion généralisée du cœur. À l'issue de ces études, la stratégie vis-à-vis des dispositifs de mitigation sera figée, par rapport à un objectif d'éliminer tout dégagement d'énergie mécanique pouvant impacter l'intégrité du confinement primaire.

Ce changement d'approche, en rupture forte par rapport à ce qui s'est fait dans le passé sur Superphénix et EFR, constitue une avancée significative sur le plan de sûreté, qui a toutefois des conséquences sur le plan économique (masse de Pu mobilisée, taille du cœur).

	CFV V3 Astrid 1 500 MWth	EFR 3 600 MWth
puissance électrique (MWe)	600	1 500
puissance volumique W/cm ³	231	303
perte de réactivité par jours équivalent pleine puissance (pcm)	-3,8	-7,4
effet de vidange global (\$)	-0,5	+7
gain de régénération	0,02	0
masse de Pu (kg/MWe)	8,0	6,3
rayon fissile (cm)	170	202

Tableau 3- 4 : comparaison des grandeurs caractéristiques du cœur CFV Astrid avec un cœur homogène de type EFR

3.6.1.5. Les démonstrations expérimentales dans Astrid en soutien à la filière

Sa capacité à réaliser le multi-recyclage du plutonium confère au RNR un atout important, à savoir une grande flexibilité dans la gestion des matières nucléaires.

Les scénarios industriels prennent en compte différentes options sur la durée de vie des RNR filière déployés dans les parcs électronucléaires pour la gestion optimisée des matières nucléaires en fonction des différentes stratégies envisagées :

- Surgénération.
- Gestion de la qualité isotopique du Pu.
- Consommation du Pu.
- Transmutation des actinides mineurs.

Dans le cadre de son potentiel expérimental, Astrid pourra contribuer à la démonstration de chaque option en soutien à la filière ; l'irradiation intégrale d'assemblages étant l'étape finale d'un long processus de validation et de qualification du comportement d'un nouveau combustible Figure 3- 27).

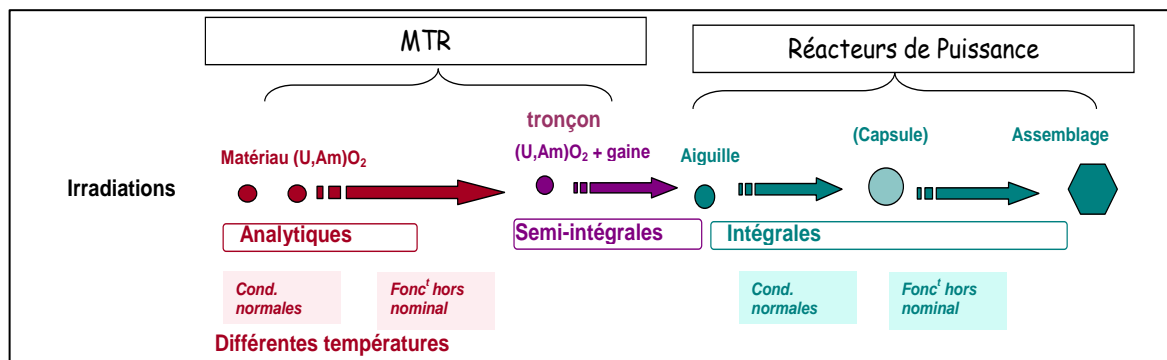


Figure 3- 27 : processus de validation et qualification d'un combustible

Ces programmes expérimentaux d'irradiations contribueront aussi à la validation et la qualification des matériaux, des outils de calcul scientifique et des données nucléaires.

La surgénération

Astrid sera iso-générateur sans couvertures radiales ; le concept de Cœur à Faible effet de réactivité en cas de Vidange du sodium (CFV) peut être surgénérateur avec des couvertures radiales dans le cœur des réacteurs de filière. On dispose d'un retour d'expérience significatif sur les assemblages fertiles radiaux dans Phénix et Superphénix ; dans le cas où le besoin apparaîtrait, en lien avec la stratégie nationale en matière de parc nucléaire, Astrid aurait la capacité d'irradier au minimum 3 assemblages fertiles contigus au sein de la première couronne autour du cœur externe de façon à être capable de qualifier :

- le comportement et les performances de couvertures fertiles radiales autour du CFV ;
- l'impact de réflecteur en oxyde de magnésium (MgO) sur ces performances ;
- l'apport vis-à-vis de la gestion de la qualité isotopique du Pu issu de combustible MOX.

Si un besoin d'augmentation de la surgénération dans les cœurs des réacteurs de filière apparaissait, des irradiations de combustibles denses (carbure, métal) pourraient également se faire dans le cœur d'Astrid pour assurer la qualification du comportement de ce type de combustible.

La consommation du plutonium

Le programme CAPRA, lancé au début des années 1990, a conçu un combustible, consommateur de Pu, pour un cœur homogène de type Superphénix. Des résultats expérimentaux sur des aiguilles ont enrichi la qualification sur ce type de combustible (expériences IFOP, TRABANT, CAPRIX). Des études de préconception ont donné une première image d'un assemblage CFV filière consommateur de Pu (Figure 3-28) qu'il resterait à optimiser. Si un programme de qualification de tels assemblages est souhaité, des irradiations dans Astrid jusqu'à un pavé de 7 assemblages permettront la qualification du comportement de ce type de combustible et des effets sur le spectre neutronique dans un cœur CFV. Ce programme permettra aussi de tester les procédés de fabrication et de dissolution pour des combustibles à forte teneur en plutonium.

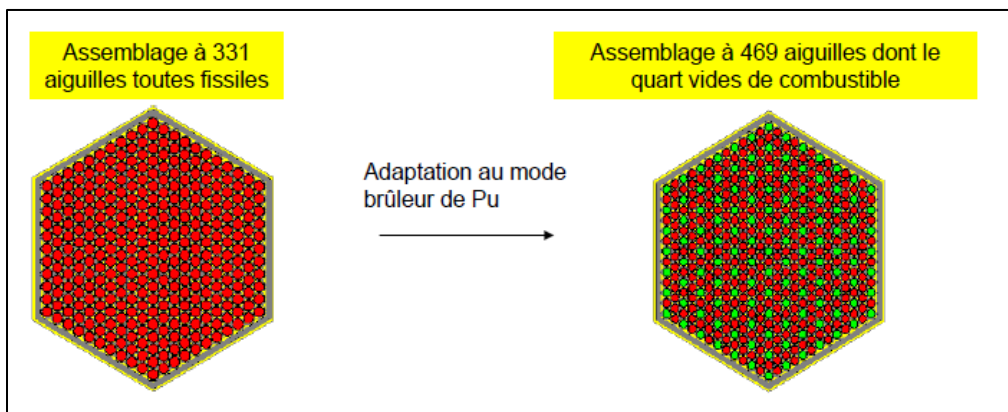


Figure 3- 28 : assemblage « consommateur Pu » pour un CFV filière

La transmutation des actinides mineurs

Les études menées en AVP1 ont montré le potentiel du cœur CFV à transmuter certains actinides mineurs en mode homogène (dilution dans le combustible) ou en mode hétérogène (sur support U appauvri) en périphérie du cœur dans une couverture chargée en actinides mineurs. Les conditions d'irradiations et le programme expérimental nécessaire pour aboutir à une démonstration industrielle de la transmutation de l'Am (voire du Np) produit dans le cœur d'Astrid pour les deux modes de transmutation (2% en homogène, 10% en hétérogène) ont fait l'objet d'études sur le cœur CFV. Pour la démonstration de la transmutation dans Astrid, limitée à l'Américium (Am) en soutien à la filière, la qualification du combustible jusqu'en phase 3 (permettant ensuite le chargement d'un cœur complet pour un réacteur dédié à la transmutation) ne nécessite qu'un assemblage en mode homogène et 3 assemblages contigus en 1^{ère} couronne en périphérie du cœur (CCAm) pour le mode hétérogène. La démonstration devra porter sur de l'Am issu du traitement de combustible usé pour être représentatif de la fermeture du cycle de l'Am.

Ces programmes expérimentaux d'irradiations dans Astrid, en soutien aux options réacteur envisagées pour la filière, seront aussi l'occasion de valider et de qualifier les procédés de fabrication et de traitement qui seront nécessaires pour le déploiement des scénarios industriels envisagés. Si des besoins complémentaires étaient nécessaires pour la démonstration des procédés mis en œuvre dans les installations du cycle (fabrication, traitement), ils seraient à ajouter aux besoins identifiés pour le réacteur.

Pour chacune des options, la durée du processus expérimental dépendra de l'état des connaissances lors de la décision de lancer la démonstration dans Astrid, de la capacité des installations à fabriquer et à traiter les combustibles envisagés et de la disponibilité des labos chauds pour les examens non destructifs et destructifs (Figure 3- 29).

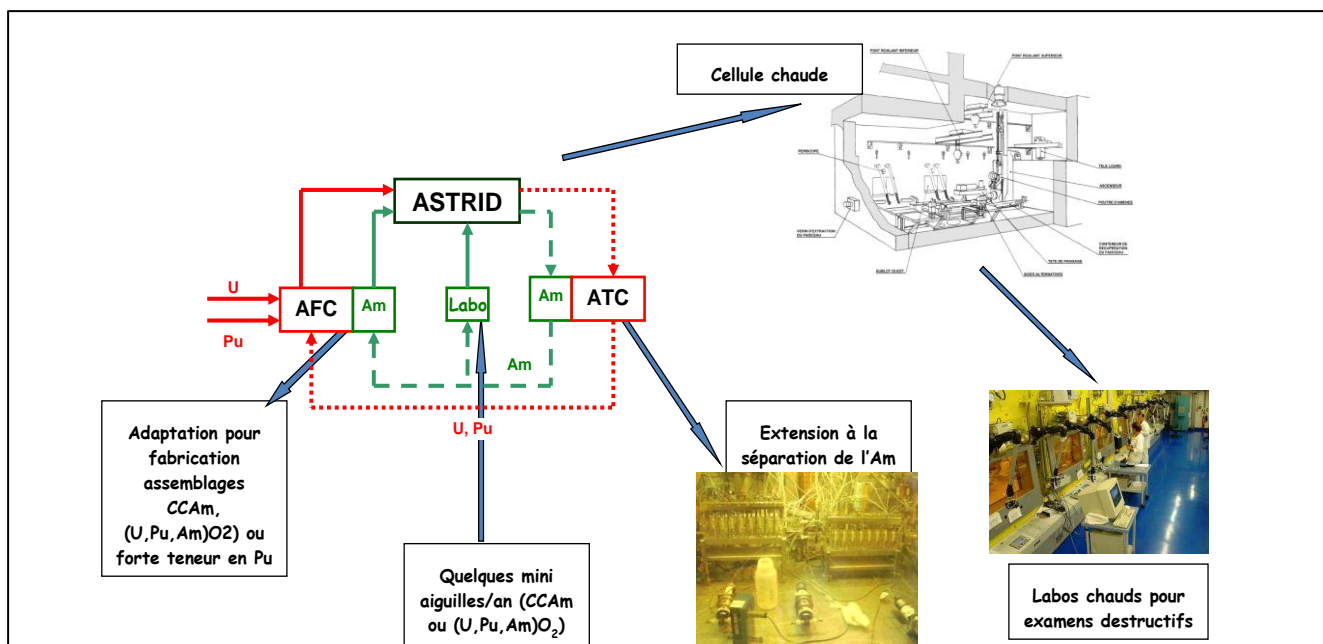


Figure 3- 29 : les installations pour la démonstration en soutien à la filière

Les programmes expérimentaux dans Astrid (ou un réacteur équivalent) en soutien à la démonstration des options envisagées pour la filière sont une étape indispensable. Pour certaines options (consommation du Pu, transmutation, combustible dense), le chargement complet d'un cœur dans un réacteur filière nécessitera des phases d'augmentation de performances avec des assemblages de surveillance pour qualifier le comportement du cœur et l'atteinte des performances visées.

Ces programmes expérimentaux sur des assemblages complets ne sont pas exhaustifs, d'autres besoins verront certainement le jour au cours de la vie d'Astrid. C'est la raison pour laquelle Astrid pourra aussi irradier des capsules expérimentales.

3.6.2. Chaudière nucléaire

Les évolutions de la chaudière nucléaire ont été pilotées par 2 objectifs principalement :

- renforcer la robustesse de l'architecture par rapport aux objectifs de sûreté ; pour cela les revues de choix d'options par systèmes intégraient systématiquement une analyse sur l'atteinte des objectifs de sûreté. On peut citer par exemple l'impact sur la conception des dispositifs d'évacuation de la puissance résiduelle, l'aménagement du puits de cuve, la localisation et l'intégration du récupérateur... ;
- contribuer à une optimisation technico-économique ; au 1^{er} semestre 2013 s'est déroulée une phase d'analyse et de réduction des coûts dont les conclusions ont impacté de manière directe ou indirecte la conception de la cuve primaire, des gros composants, des circuits secondaires et du générateur de vapeur.

Les études sur l'îlot nucléaire sont réalisées principalement dans le cadre du partenariat avec AREVA. D'autres partenaires apportent des contributions sur des sous-ensembles ou des composants.

3.6.2.1. Principe de circuit primaire « propre »

Le principe de fonctionnement avec des circuits propres consiste à s'interdire de fonctionner au niveau du circuit primaire avec des assemblages présentant des ruptures de gaines combustibles ouvertes. Cela signifie d'arrêter le réacteur dès leur détection et de placer l'assemblage incriminé en périphérie du cœur avant que l'évolution de la fissure ne provoque de relâchement de combustible. Ce principe a toujours prévalu dans les réacteurs français en raison du choix du combustible oxyde qui réagit chimiquement avec le sodium. De surcroît, ce principe de réacteur « propre » est aussi appliqué en utilisant un caloporteur de très bonne qualité chimique, en limitant les impuretés introduites à l'origine et en purifiant en ligne ce caloporteur tout au long de l'exploitation. Ce suivi permet de limiter à un niveau très faible la dissolution et redéposition des produits d'activation générés au niveau du cœur.

L'intérêt de ce principe est de :

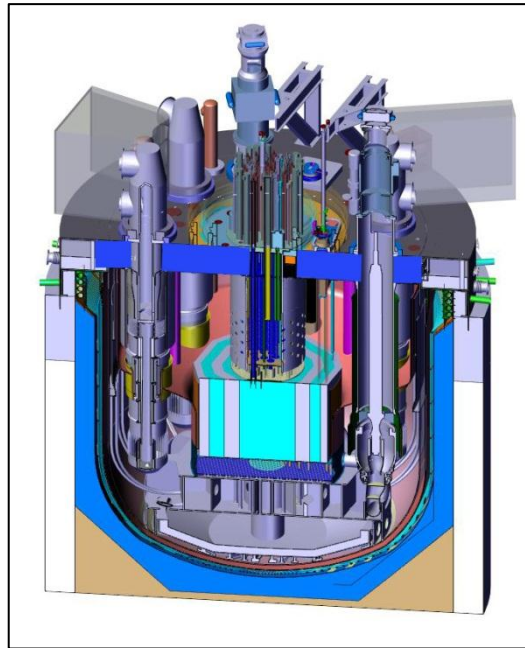
- tirer parti de l'avantage des RNR-Na apporté par une très faible activation du caloporteur impliquant une très faible dosimétrie opérationnelle ;
- faciliter les opérations de maintenance, d'inspection en service, d'intervention et de réparation ;
- faciliter le démantèlement et réduire les déchets.

3.6.2.2. Conception générale du bloc réacteur

Par rapport au remontage 2012 du bloc réacteur, les principales évolutions de la configuration sont :

- le choix d'un récupérateur interne de corium comme référence ;
- la définition de l'agencement du puits de cuve de référence avec une cuve de sécurité pendue, un échangeur en huile, pour l'évacuation de la puissance à travers les cuves, placé derrière la cuve de sécurité le long du dispositif de rétention du sodium ;
- la suppression du stockage externe en sodium des combustibles usés au profit d'un stockage interne sur le sommier, avec l'adaptation de sa conception pour cette configuration ;
- une évolution de cœur (CFV V3) intégrant l'ajout de trois dispositifs complémentaires de sûreté de type passif (DCS-P), et de 21 dispositifs complémentaires de sûreté de type mitigation (DCS-M), qui influence la conception du bouchon-couvercle cœur et du sommier-platelage ;
- une manutention des combustibles sous atmosphère gaz, avec un rotor en cuve primaire, en sodium ;
- une optimisation du caisson support de dalle avec une virole support périphérique intégrée dans une structure mixte béton-acier en tête du génie civil du puits de cuve ;
- l'ajout d'un échangeur d'évacuation de la puissance résiduelle (EPuR) à fonctionnement passif en cuve pour aboutir à la configuration de trois EPuR passifs en collecteur chaud et deux EPuR actifs en collecteur froid, vis-à-vis des objectifs d'élimination en pratique de la perte de la fonction sur une longue durée.

Le remontage du bloc réacteur aboutit aux dimensions principales suivantes (remontage à juin 2014) : diamètre extérieur de la cuve principale de 16 m, diamètre externe du bloc réacteur de 22,3 m, hauteur à partir du fond de la cuve principale de 18,4 m.



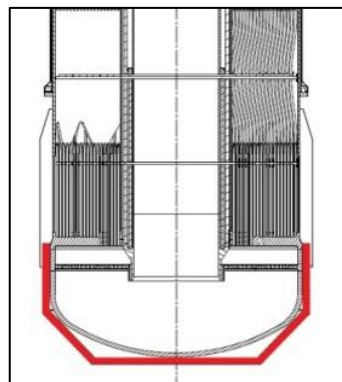
© AREVA

Figure 3- 30 : vue en coupe verticale du bloc réacteur (remontage 1^{er} semestre 2014)

3.6.2.3. Architecture générale et composants principaux

La chaudière nucléaire est caractérisée par le choix de 4 échangeurs intermédiaires, 3 pompes primaires, 5 trains d'EPuR (2 actifs dans le collecteur froid + 3 passifs dans le collecteur chaud), et 3 accès dédiés traversant le redan pour l'inspection et la réparabilité jusque dans le collecteur froid.

Sur les échangeurs intermédiaires, des protections neutroniques supplémentaires ont été conçues de manière à limiter l'activation du sodium secondaire à un niveau acceptable fixé à 10 Bq/cm^3 . Ces protections se positionnent soit sur l'échangeur intermédiaire lui-même en partie inférieure, soit se conçoivent comme un capotage de la partie supérieure de l'échangeur intermédiaire ; le capot étant fixé sur la dalle. L'optimisation du dimensionnement thermomécanique de ce composant se poursuit.



© AREVA

Figure 3- 31 : dessin de la partie basse de l'échangeur intermédiaire avec sa protection neutronique (en rouge)

La conception des pompes primaires n'a pas subi d'évolution notable depuis le lancement de l'AVP2 en 2013. Mais toutes les hypothèses et données d'entrée pour le dimensionnement précis de ces pompes ont été confirmées, notamment une inertie intrinsèque de 10 secondes (temps de demi-débit).

La cuve interne (appelée aussi redan)

La cuve interne choisie de type redan simple de forme conique fait l'objet en AVP2 de consolidation de dimensionnement par des calculs thermomécaniques. La conception de redan conique avec virole basse cylindrique soudée sur le sommier permet de supprimer les traversées de liaison pompe sommier (LIPOSO) dans le redan et leurs soufflets d'étanchéité. Les traversées des échangeurs intermédiaires sont munies de joints métalliques de type segments en remplacement des systèmes à cloche d'argon.

L'intégration d'une virole cœur sur la virole interne du redan permet de favoriser un positionnement de la stratification thermique au niveau de la virole interne cylindrique et d'optimiser les sollicitations thermomécaniques.

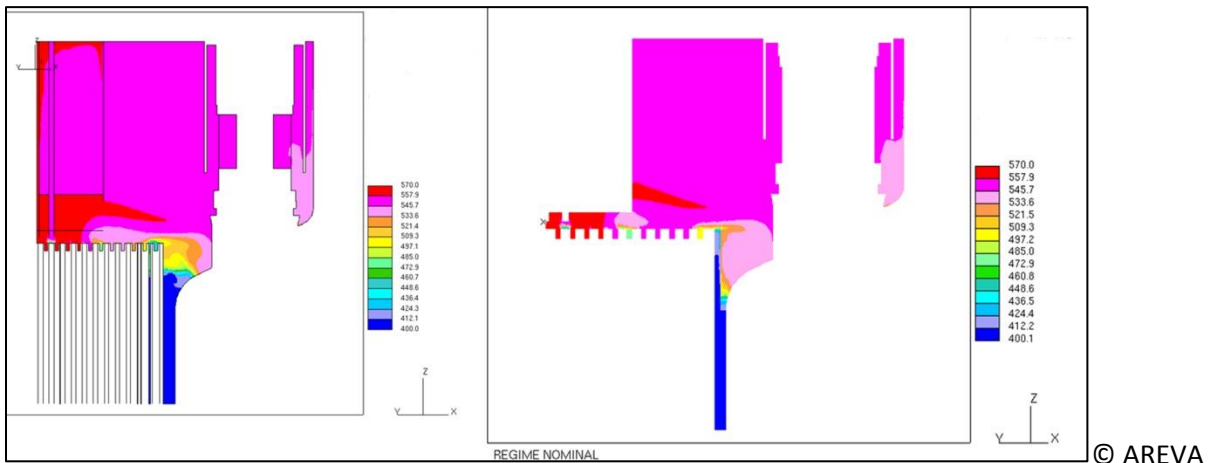


Figure 3-32 : Collecteur chaud au régime nominal – température dans une section d'un échangeur intermédiaire (à gauche sans virole cœur – à droite avec virole cœur)

Le bouchon couvercle cœur

Le bouchon couvercle cœur retenu pour l'AVP2 est de conception dite de type droit dont la virole externe est cylindrique. Ce bouchon est composé de deux parties : une partie en gaz incluant la plaque de tête, et une partie en sodium en inox de type 316LN. L'étude de la conception du bouchon couvercle cœur a pris en compte les évolutions : du cœur CFV V3 (dont l'ajout des Dispositifs Complémentaires de Sécurité du CFV-V3), du remontage du bloc réacteur de 2014 et des études thermiques, thermohydrauliques et thermomécaniques réalisées à ce jour.

Cette conception mise à jour du bouchon couvercle cœur fera l'objet de compléments d'études afin de valider une durée de vie de 60 ans.

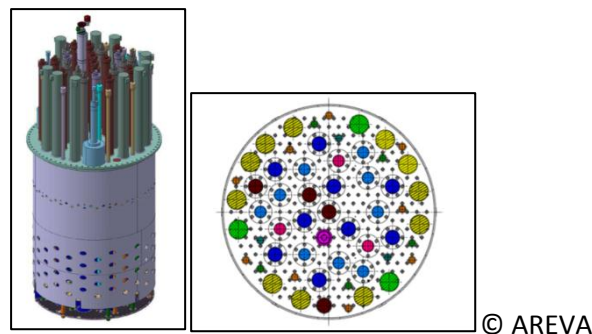


Figure 3-33 : vue d'ensemble 3D du bouchon couvercle cœur et configuration d'implantation des traversées

Les fermetures supérieures

Les fermetures supérieures (dalle, petit et grand bouchon tournant) sont des ensembles mécano-soudés en acier refroidis à l'air, tout en maintenant une température de 120°C pour limiter le dépôt d'aérosols. Cette conception sans faire appel à du béton est différente de celle de Superphénix. Les fermetures supérieures sont dimensionnées pour résister à d'éventuels dégagements énergétiques survenant lors d'un accident grave, afin de contribuer au maintien de l'intégrité du confinement primaire.

Le sommier et le platelage

Les options principales retenues sont :

- un platelage indépendant du sommier,
- une liaison du platelage à la cuve principale via une virole support platelage disposant d'une redondance par une virole support secours,
- un platelage permettant l'implantation d'un récupérateur d'une capacité, en cas d'accident grave, de 100% du cœur fondu,
- l'intégration du cœur CFV V3 impliquant 21 tubes guides de corium (DCS-M).

L'optimisation du sommier a pris en considération le positionnement du stockage interne, le type de refroidissement requis en convection forcée, et le nombre définitif d'emplacements à considérer.

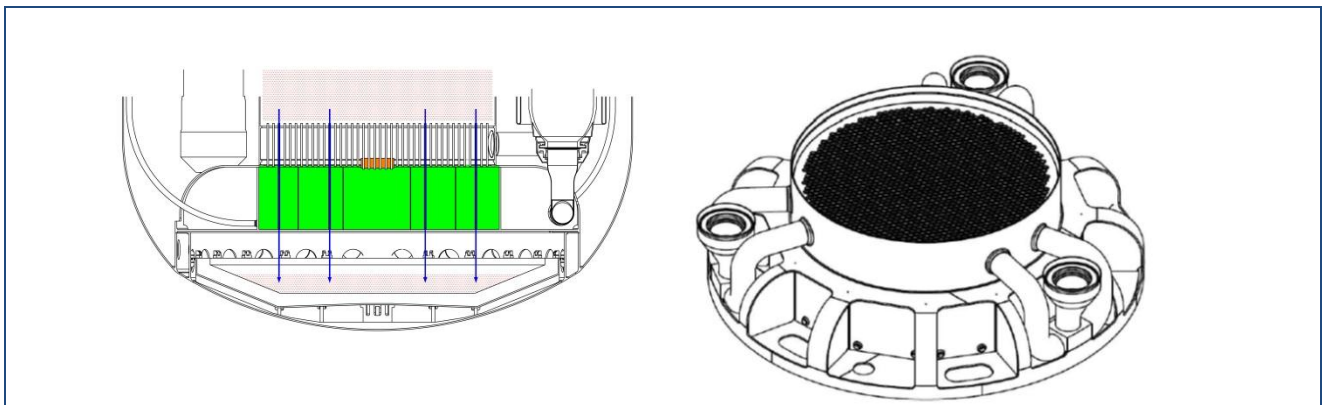


Figure 3- 34 : schéma de principe d'implantation des dispositifs complémentaires de sûreté de type mitigation (DCS-M) dans le sommier cheminant vers le récupérateur en cuve [© AREVA]

Les systèmes auxiliaires du circuit primaire

Le système de purification primaire se fonde sur l'utilisation de deux indicateurs de bouchage en cuve mesurant tous les deux la qualité du sodium du collecteur chaud, et de pièges froids externes à cartouche extractible. Le choix d'une purification externe a été préféré pour découpler l'entretien des filtres des opérations conduites sur la dalle du réacteur en arrêt de tranche et pour minimiser le diamètre de cuve.

Une présélection de la conception des différents circuits auxiliaires a été faite. Elle concerne notamment le circuit de régulation du ciel de pile, les systèmes de dépotage et de remplissage / vidange du circuit primaire, le système de préchauffage du circuit primaire, le système de refroidissement des fermetures supérieures. Cette pré-sélection permet d'estimer des volumes utiles d'argon et d'azote nécessaires sur la centrale, de dimensionner leur stockage et leur implantation dans l'installation générale.

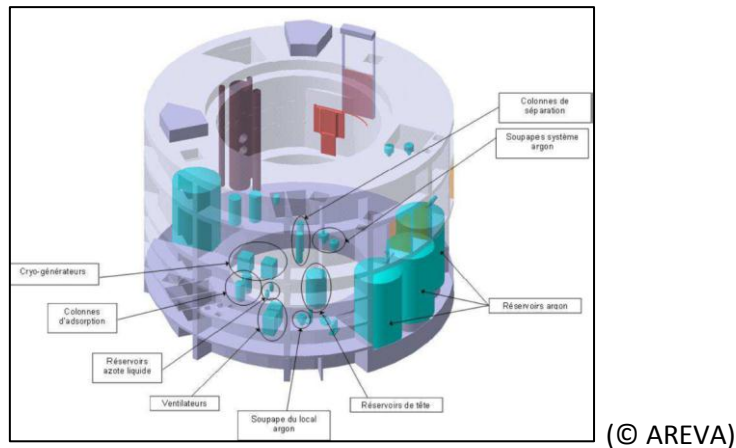


Figure 3- 35 : schéma d'implantation des circuits auxiliaires dans l'enceinte étanche

L'évacuation de la puissance résiduelle

L'architecture mise en place pour l'évacuation de la puissance résiduelle comporte deux systèmes dont les échangeurs sodium/sodium sont localisés dans la cuve principale, et un système d'évacuation au travers des cuves. Cette architecture avec ses caractéristiques décrites ci-dessous a pour objectif l'élimination pratique de la perte de la fonction d'évacuation de la puissance résiduelle sur le long terme, dont une conséquence, inacceptable, pourrait être la ruine de structures du circuit primaire.

Les systèmes en cuve sont destinés à l'évacuation de la puissance résiduelle (EPuR) pendant les phases d'arrêt du réacteur, en particulier lors des arrêts pour rechargement du combustible, ainsi qu'en situations dégradées. Les deux systèmes, qui utilisent le sodium comme caloporteur et l'air comme source froide, sont diversifiés du point de vue de leur conception (avec un système plongé en collecteur chaud dimensionné pour fonctionner en mode passif et un système actif, traversant la cuve interne et plongé dans le collecteur froid, dont les entrées/sorties d'air sont protégées vis-à-vis des agressions externes).

Ces diversifications permettent notamment des chargements thermiques et mécaniques différents pour les échangeurs.

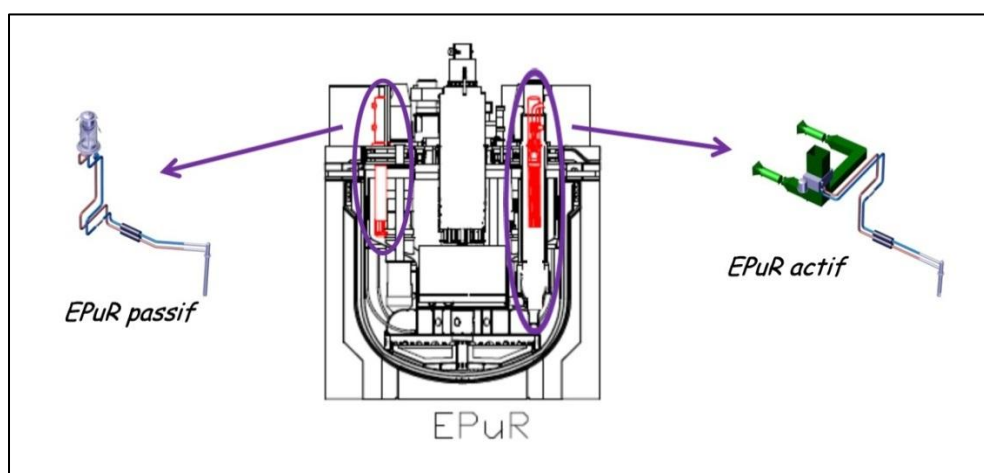


Figure 3- 36 : évacuation de la puissance résiduelle – implantation des échangeurs Na/Na en cuve et architecture des boucles (© AREVA)

Dans le cas d'un dégagement énergétique important survenant lors d'un accident grave, qui conduirait potentiellement à perdre les capacités des échangeurs localisés dans la cuve, la conception d'Astrid prévoit un système d'évacuation de la puissance résiduelle au travers des cuves. Ce système se compose d'un échangeur huile/air localisé dans le puits de cuve, derrière la cuve de sécurité, et utilise l'eau comme

source froide. Sa conception lui permet de fonctionner plusieurs jours en situation de mitigation de l'accident grave même en cas de perte de l'alimentation active en eau des échangeurs huile/eau. Un dispositif de remplissage en sodium de l'intercuve est également étudié pour augmenter les échanges thermiques.

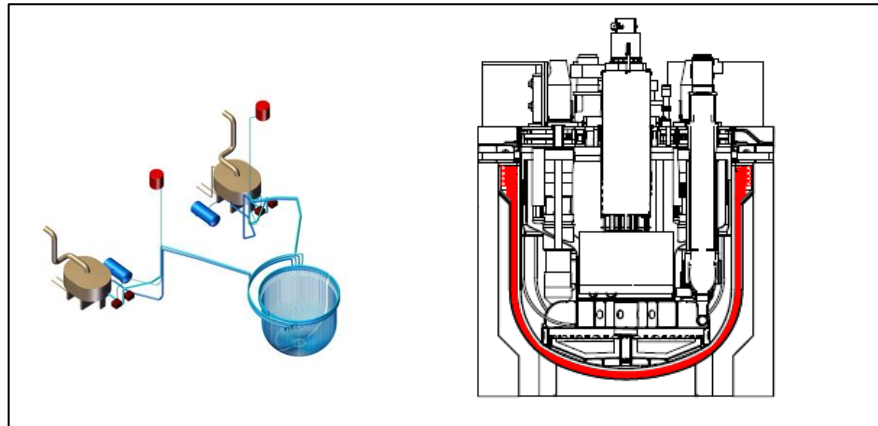


Figure 3- 37 : évacuation de la puissance résiduelle à travers la cuve principale (© AREVA)

Le récupérateur de corium

Même si le cœur est conçu pour limiter le risque de fusion du cœur avec un très haut niveau de prévention, la conception d'Astrid prend en compte les situations de fusion du cœur au titre de la défense en profondeur, avec notamment l'implantation d'un récupérateur de corium. Ce dernier est un plateau métallique, recouvert d'un matériau sacrificiel destiné à protéger le plateau d'un point de vue thermique mais aussi mécanique (risque d'ablation en cas d'arrivée du corium sous la forme de jet). Le récupérateur est dimensionné pour recueillir entièrement le produit de la fusion du cœur.

Le choix d'un récupérateur de corium interne, localisé sous le supportage du cœur dans le collecteur froid, permet de maintenir intègre la cuve primaire en situation d'accident grave de fusion du cœur, ainsi que de tirer parti au mieux des systèmes EPuR en cuve pour le refroidissement du corium.

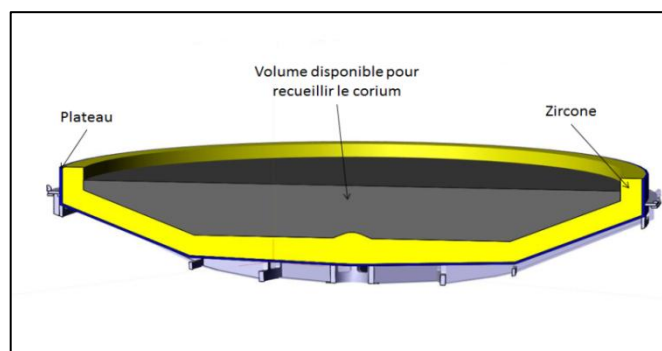


Figure 3- 38 : récupérateur de corium (© AREVA)

Le supportage du récupérateur est assuré par la cuve principale via la virole support de secours et un système de clavetage périphérique faisant partie de cette virole (consoles supports). Un espace est maintenu entre le fond de cuve et le récupérateur afin de permettre la libre circulation du sodium et ainsi faciliter les mouvements de convection naturelle pour le refroidir.

Le dispositif de rétention du sodium

La conception d'Astrid devant prendre en compte la fuite, décalée dans le temps, des deux cuves (principale et de sécurité)⁶⁹, il est nécessaire de définir les moyens de gérer le sodium primaire dans le puits de cuve afin d'éviter le risque d'interaction entre ce caloporteur et le béton de structure, de limiter la baisse du niveau de sodium dans la cuve principale pour ne pas dénoyer le cœur, et de permettre l'évacuation de la puissance résiduelle à l'aide des systèmes EPuR en cuve. Des études sont en cours, pour qualifier un dispositif et les matériaux qui permettraient de remplir cette fonction, avec en plus un rôle de protection thermique du béton de structure du puits de cuve.

L'architecture générale des circuits secondaires

L'option de référence reste à quatre boucles secondaires en sodium (375 MWth chacune), un échangeur intermédiaire et une pompe secondaire par boucle. Les circuits secondaires sont confirmés avec des pompes de type pompe électromagnétique (PEM) de grande puissance autorefroidies, étudiées en partenariat avec Toshiba.

Une option à l'étude concerne des vannes d'isolement sur les branches chaude et froide des circuits secondaires. L'étude de faisabilité du concept de ces vannes de sûreté de très gros diamètre, diamètre de 700 mm, a débuté chez la société VELAN, nouveau partenaire du projet d'Astrid depuis 2014.

Générateur de vapeur

Dans l'option d'un système de conversion d'énergie (SCE) eau-vapeur, un générateur de vapeur (GV) assure l'échange thermique entre une boucle secondaire et le circuit tertiaire en eau-vapeur. En début de phase AVP2, la technologie de GV retenue est un GV à tubes en hélice et en alliage 800, avec entrée et sortie sodium en partie basse afin de minimiser la longueur des tuyauteries secondaires, de réduire la hauteur du bâtiment GV et de faciliter l'installation générale dans le bâtiment GV par simplification des limites des zones de ségrégation entre le sodium et l'eau/vapeur. La puissance unitaire du GV a été augmentée à 375 MWth, permettant de n'avoir qu'un seul GV par boucle, tout en conservant l'approche robuste vis-à-vis de la réaction sodium eau. En effet, y compris dans l'hypothèse d'une rupture rapide d'un grand nombre de tubes, la conception retenue garantit l'intégrité de l'enveloppe du GV, de la boucle secondaire et de l'échangeur intermédiaire. Cet objectif est atteint par l'ajout de lignes de décharge supplémentaires : deux sur la branche chaude, deux sur la branche froide et une sur le GV.

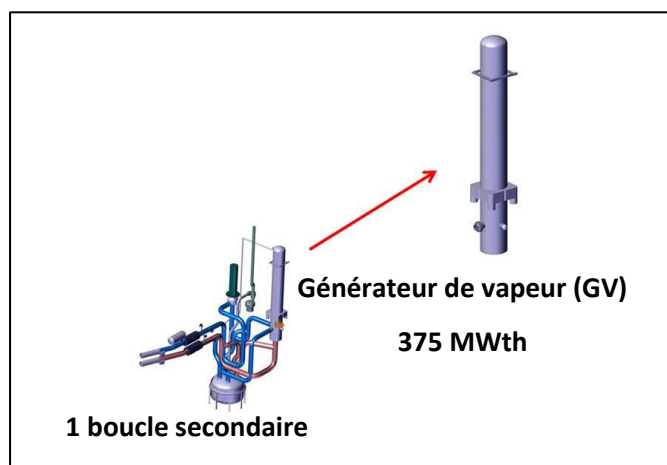


Figure 3- 39 : schéma d'une boucle compacte secondaire et d'un GV hélicoïdal avec entrée/sortie par le bas (© AREVA)

⁶⁹ Selon le Dossier d'Orienté de Sûreté d'Astrid, parmi les « situations de prévention de l'accident grave » (ou SP) se trouve la « fuite de la cuve principale suivie de la fuite de la cuve de sécurité ».

La protection vis-à-vis de la réaction sodium eau air (RSEA) est réalisée par l'ajout autour de chaque GV d'une casemate résistante à la pression qui limite les effets d'une réaction hypothétique à l'intérieur de la casemate.

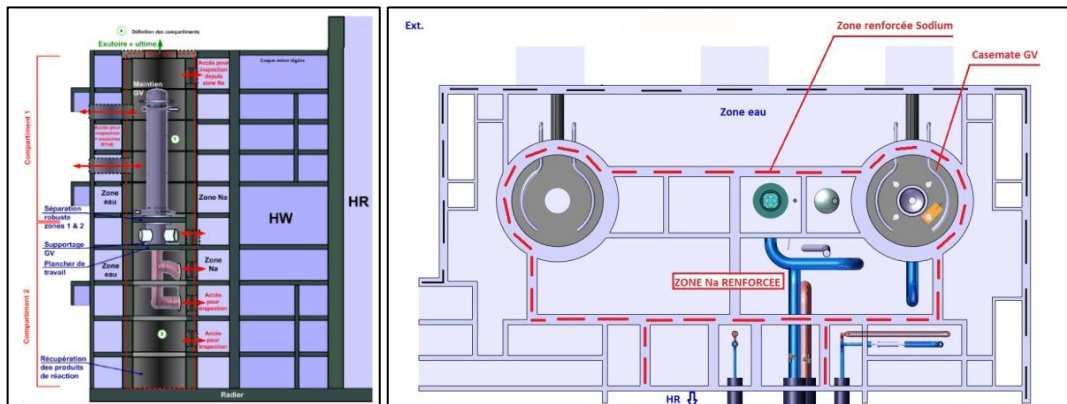


Figure 3- 40 : vue de dessus et de profil du GV 375 MWth implanté dans sa casemate (© AREVA)

La casemate faisant partie de la structure du bâtiment GV, elle est conçue comme une structure mixte acier béton constituée de deux viroles en acier remplies de béton à l'intérieur. Cette casemate de diamètre de 9 mètres et d'épaisseur entre 1 et 1,5 mètre, serait constituée de deux viroles servant de coffrage perdu pour le coulage du béton.

L'approche vis à vis des fuites et des feux sodium

Les progrès de la R&D dans le domaine des types de calorifuge et des détecteurs de fuites sodium qui y sont associés permettent d'envisager pour Astrid, entre autres, l'emploi de calorifuges de type « multicouches » plus performants puisqu'ils remplissent à la fois la fonction de calorifuge et de détecteur de fuite de sodium avec des performances en temps de détection bien meilleures que les colliers à perles traditionnels (temps de détection amélioré d'un facteur 10). Par ailleurs, des premiers essais de détection de fuite avec des fibres optiques ont montré aussi tout le potentiel de cette technologie permettant à la fois la détection et la localisation de la fuite.

Les systèmes auxiliaires des circuits secondaires

Dans le domaine de la purification du sodium secondaire, le choix s'est porté sur des pièges froids externes à cartouche extractible de faible taille pour limiter l'accumulation de l'activité dans ces cartouches à des limites facilitant leur traitement ultérieur. L'idée principale développée en 2014 est de concevoir une enveloppe de piège froid standard, adaptable aux produits de fission, et de concevoir plusieurs types de cartouches extractibles en fonction du type de pollution à gérer en ligne, en particulier en cas de source de pollution majeure en oxygène ou en hydrogène.

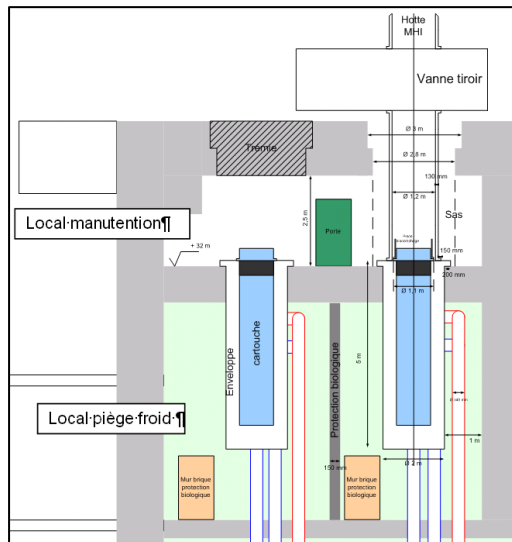


Figure 3- 41 : principe d'extraction et de manutention des cartouches de piège froid primaire

[© AREVA]

3.6.3. Système de conversion d'énergie

La réaction chimique entre de grandes quantités de sodium et d'eau représente un risque potentiel puisqu'elle est exothermique et qu'elle produit de la soude corrosive pour les structures ainsi que de l'hydrogène. Les générateurs de vapeur sont les composants où le risque de réaction sodium-eau est le plus important puisque ces deux liquides n'y sont séparés que par une paroi métallique mince et que ces composants d'échange de chaleur subissent des contraintes mécaniques et thermiques élevées.

Par le passé, ce phénomène a été bien maîtrisé grâce à des dispositifs de détection et de protection performants : les quelques réactions sodium-eau survenues sur le réacteur Phénix ont été détectées de manière précoce et ont été maîtrisées conformément à la conception de l'installation. Dans l'option du système de conversion d'énergie eau-vapeur d'Astrid, ces dispositifs de détection et de protection sont repris et améliorés.

Cependant, dans un souci d'améliorer encore la sûreté, l'objectif est, soit d'éliminer totalement la possibilité d'une réaction sodium-eau au niveau des échangeurs de chaleur par l'emploi d'un fluide alternatif (remplacement de l'eau par du gaz azote), soit de garantir l'absence de conséquences sur la sûreté même si une réaction sodium-eau majeure survient malgré la redondance des systèmes de détection et de protection.

Les descriptifs des systèmes de conversion d'énergie en gaz (cycle de Brayton) ou en eau (cycle de Rankine), actuellement à l'étude, sont présentés au chapitre 3.3.1.3.

Pour le système de conversion d'énergie au gaz d'Astrid, une analyse technico-économique a conduit à retenir une configuration à deux lignes d'arbre de turbomachine pour les études d'AVP2. Cette configuration optimisée, avec une température d'entrée du gaz dans les échangeurs sodium-gaz abaissée à 310°C et une pression de gaz maintenue à 180 bar, permet une réduction notable du coût d'investissement (réduction de la masse des tuyauteries de 50%, de l'inventaire gaz de 40% et des surfaces d'échange de 35%) pour un impact limité sur le rendement net de la centrale maintenu autour de 37%. Ces études sont menées en partenariat avec Alstom.

Le concept d'échangeur sodium-gaz retenu en référence est basé sur une technologie d'échangeur compact à plaques assemblées par soudage diffusion en compression isostatique à chaud. Deux variantes sont étudiées en parallèle en phase d'AVP2 par le CEA et Rolls Royce. Le choix d'option sur l'échangeur sodium-gaz sera fait en novembre 2015.

La configuration à deux lignes d'arbre a conduit à redimensionner la turbomachine suite à la réduction du débit massique et à la modification des taux de détente et de compression. Ces études ont confirmé le choix d'une turbine axiale double flux et de compresseurs radiaux avec des réductions significatives sur les niveaux de chargement mécanique vus par les aubages et les enveloppes sous pression. Les technologies clés retenues ainsi consolidées et s'appuyant sur des références dans l'industrie de l'énergie, ont permis d'augmenter le niveau de maturité technologique de ce système.

Les premières analyses de sûreté et de fonctionnement montrent que les différents transitoires normaux et incidentels considérés conduisent à des conséquences tout à fait acceptables sur les circuits primaire, secondaire et tertiaire, moyennant la prise en compte de dispositions constructives adéquates.

La nouvelle architecture du système de conversion d'énergie a conduit également à la simplification des tracés de lignes de tuyauterie et à l'allègement des structures de supportage, donnant ainsi une accessibilité et une maintenabilité améliorées dans la salle des machines.

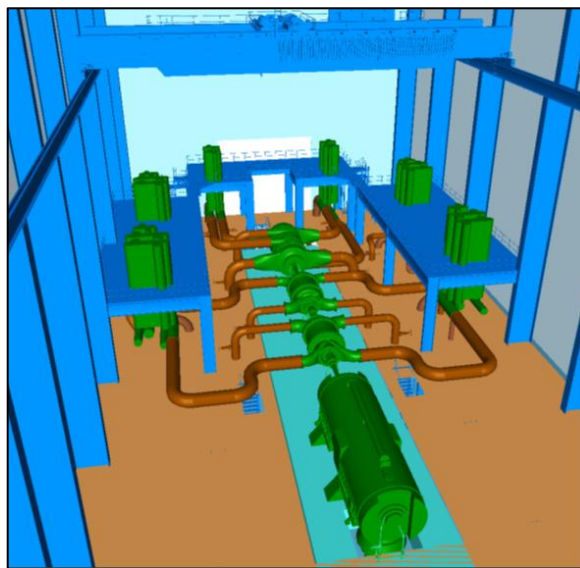


Figure 3- 42 : salle des machines du système de conversion d'énergie au gaz

Compte tenu de la forte attractivité de ce concept qui permet d'éliminer radicalement le risque de réaction sodium-eau et de l'absence de point réhibitoire constatée, le SCE gaz a fait l'objet en AVP2 de moyens importants pour les études et la R&D. Le SCE eau-vapeur a toutefois servi pour les remontages d'ensemble et les études générales de fonctionnement et de sûreté afin de constituer une solution de repli et une base de comparaison pour la sûreté et les coûts. Le choix du système de conversion d'énergie de référence pour l'APD d'Astrid sera fait fin 2015.

3.6.4. Manutention des assemblages combustibles

Les enjeux et les principes généraux de la manutention des assemblages ont été précisés au chapitre 3.

Le nombre et le type d'assemblages à manutentionner varient suivant la taille et le concept du réacteur, la stratégie de rechargement du cœur ou encore les options de sûreté.

Les opérations de renouvellement du combustible s'effectuent réacteur à l'arrêt, avec des températures de sodium pouvant varier de 180°C à 250°C selon les situations. Ces opérations sont précédées et conclues par des opérations de passage de l'état de fonctionnement du réacteur à l'état de manutention, et de passage de l'état manutention à l'état de fonctionnement du réacteur. Ces opérations contribuent de façon non négligeable à la période d'indisponibilité du réacteur.

Par ailleurs, certaines contraintes sont à prendre en compte pour la conception des moyens de manutention comme la puissance résiduelle des assemblages pour leur transfert et leur lavage, ou encore la gestion d'assemblages chargés en actinides mineurs.

Ainsi, les options envisageables pour répondre aux fonctions et contraintes de manutention sont nombreuses, et le choix d'options est dicté par des critères techniques (géométrie du cœur, type d'assemblages, puissance résiduelle, impact bloc réacteur, etc.), économiques (coûts d'investissement et d'exploitation, taux de disponibilité du réacteur) et de sûreté (inspection des structures, voies d'évacuation et de retraitement, etc.).

Les paragraphes suivants illustrent l'état d'avancement des études techniques.

Manutention en cuve

L'option de base retenue pour la manutention des combustibles en cuve pour Astrid est la manutention sous double bouchon tournant avec un bras de transfert sur le grand bouchon tournant et un ringard sur le petit (cf. Figure 3- 43).

La rotation des bouchons, associée à la rotation du bras à déport fixe permet la manutention de l'ensemble des assemblages.

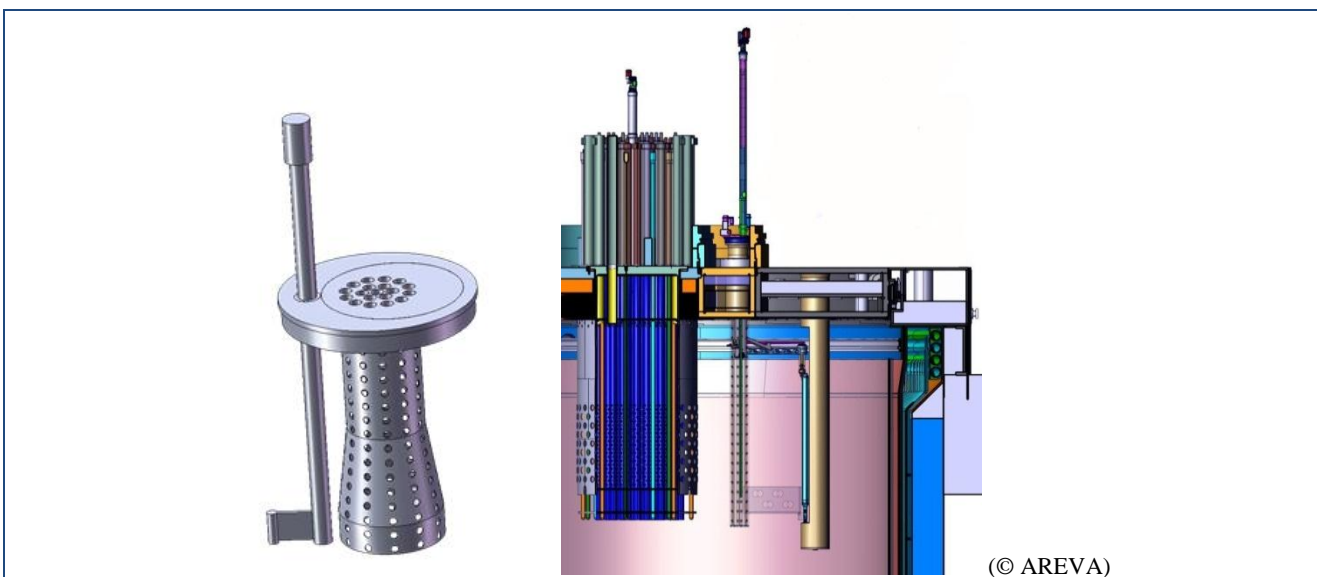


Figure 3- 43 : solution étudiée pour la manutention en cuve

Elle est à ce stade des études la solution la plus robuste : simplicité des machines de levage et retour d'expérience, et ne devrait donc pas être confrontée à des points de blocage liés aux technologies ou au dimensionnement des composants.

La solution retenue pour le système d'échange entre les assemblages irradiés et les assemblages neufs est un système de rotor en cuve. Ce rotor, interface entre la manutention en cuve et le système de chargement/déchargement, permet d'optimiser les cadences de manutention.

Les études à venir viseront à consolider la conception et le dimensionnement mécanique des machines de manutention en cuve.

Système de chargement / déchargement

L'analyse technico-économique des options de manutention des assemblages combustibles a conduit à supprimer le stockage externe en sodium pour les études d'AVP2. La suppression du stockage externe nécessite l'intégration d'une zone de stockage interne dans la cuve primaire du réacteur pour la décroissance de la puissance résiduelle des assemblages irradiés avant leur sortie pour désodage et entreposage sous eau.

La solution retenue pour le système de chargement/déchargement est une voie par hotte en gaz (cf. Figure 3- 44). Celle-ci vient se positionner sur la dalle pour récupérer ou déposer un assemblage. L'étanchéité est réalisée par un système de vannes, une pour la hotte et une pour la dalle. Il n'y a donc pas de composant de manutention installé à demeure sur la dalle, hormis la vanne.

La puissance résiduelle manipulable en gaz (de l'ordre de 3 kW au maximum pour respecter les critères de température en situation dégradée) nécessite un refroidissement actif des assemblages irradiés dans la hotte. Une mesure de puissance résiduelle des assemblages irradiés est réalisée en cuve primaire avant leur extraction en hotte gaz.

D'un point de vue technologique, les points de focalisation de la qualification concernent la capacité de refroidissement thermique de la hotte et des dispositifs mécaniques (vannes, grappinage, récupération des égouttures de sodium).

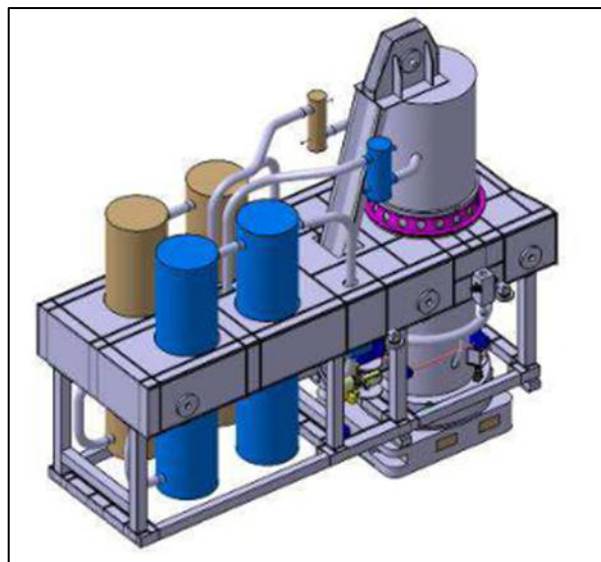


Figure 3- 44 : concept de hotte gaz pour le chargement et le déchargement

[© AREVA]

Le choix du concept de chargement/déchargement de référence en hotte gaz devra être confirmé en fin d'AVP2 sur la base des études en cours.

Manutention hors cuve

La manutention hors cuve est basée sur une manutention par deux hottes gaz. La première hotte gaz est constituée par la hotte de chargement/déchargement des assemblages en cuve. Elle permet de transférer ces assemblages entre la cuve du réacteur et le bâtiment des combustibles via le sas du hall réacteur. La seconde hotte gaz permet le transfert des assemblages entre les différents postes à l'intérieur du bâtiment des combustibles.

Dans le bâtiment des combustibles, on trouve les installations suivantes : les puits de lavage et la piscine d'entreposage des assemblages irradiés, l'entreposage et le puits de conditionnement des assemblages neufs. Une cellule chaude, dite cellule des objets irradiés, permet en particulier de réaliser des examens non destructifs sur des assemblages expérimentaux pour les plans de surveillance et d'augmentation des performances du cœur Astrid.

Ces installations sont desservies par la voie de roulement des hottes gaz et par des postes d'accostages.

Pour chacune de ces installations, différentes solutions techniques sont en cours d'études. L'objectif du programme de travail est de confirmer la faisabilité technique de ces options, afin de définir l'architecture générale de cette chaîne de manutention. Un aménagement de ces installations dans le bâtiment combustible est proposé (cf. Figure 3- 45).

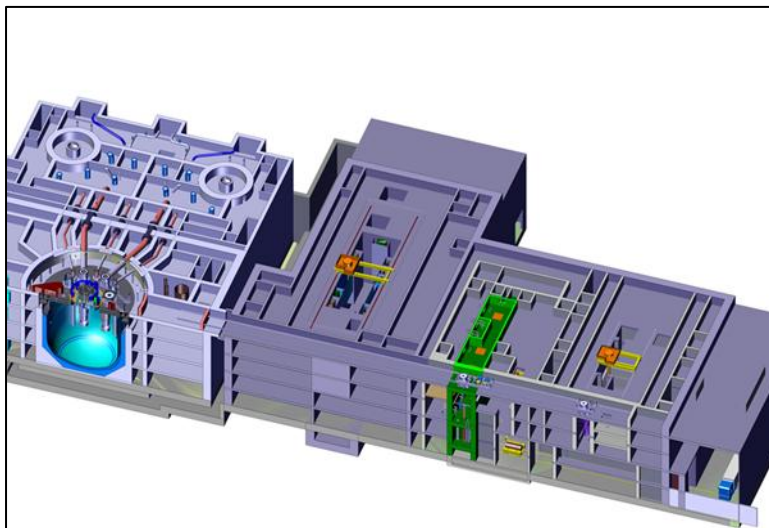


Figure 3- 45 : chaîne de manutention combustible hors cuve

[© AREVA]

La conception des puits de lavage est basée sur le procédé de référence actuel (atomisation d'eau sous gaz carbonique), mais pourra être adaptée à des procédés innovants type carbonatation en fonction de leur développement.

L'architecture du système de refroidissement de la piscine d'entreposage des assemblages irradiés repose sur des dispositifs redondants et diversifiés.

La manutention en gaz nécessite le traitement des assemblages irradiés (lavage et entreposage en piscine) en flux tendu pendant la phase de rechargement du combustible. Pour des objectifs de disponibilité du réacteur, des efforts particuliers doivent porter sur la fiabilisation de la chaîne de manutention ainsi que sur son exploitabilité.

Les études à venir sur la chaîne de manutention en gaz apporteront des éléments complémentaires concernant les critères de cadence, le coût, l'opérabilité et la sûreté.

3.6.5. Instrumentation et inspection en service (ISIR)

3.6.5.1. Contexte et démarche

L'instrumentation, l'inspection en service et la réparation, regroupées sous le vocable ISIR, constituent un des axes forts du projet Astrid. En effet, l'opacité et la réactivité du sodium rendent ces activités beaucoup plus difficiles que dans un réacteur à eau. Dans le passé, la difficulté pour réaliser l'inspection périodique des structures internes du circuit primaire avait été relevée par l'Autorité de sûreté nucléaire comme un point faible de la filière devant impérativement être surmonté.

Certes, des progrès importants ont été faits sur le réacteur Phénix lors de sa réévaluation de sûreté en 1999-2000 et lors des examens qui ont été conduits à ce moment-là sur le réacteur, mais l'inspection en service reste un enjeu majeur. C'est pourquoi ce domaine est étudié dès la phase amont de l'avant-projet, afin de disposer à temps, de l'instrumentation et des moyens d'inspection permettant le démarrage et l'exploitation du réacteur Astrid.

Les développements menés actuellement sur l'ISIR portent sur 5 axes :

- prise en compte de l'ISIR à la conception ;
- surveillance en continu ;
- inspections périodiques, règlementaires et programmées ;
- inspections exceptionnelles, en cas de doute ou d'anomalie ;
- réparations ou remplacements afin de permettre la sauvegarde de l'investissement ;

La prise en compte des objectifs et contraintes liées à l'inspection dès le début du projet, vise :

- à diminuer par conception, le besoin d'inspection en remplaçant par exemple une soudure par une pièce forgée ;
- à démontrer l'inspectabilité de toute structure ou composant, en favorisant l'accessibilité à un maximum de zones, en démontrant l'innocuité d'une défaillance d'une zone restreinte non contrôlable et en facilitant par construction, l'inspection des zones à contrôler.

L'annexe 20 du code de construction (RCCMRx) a été mise à jour en intégrant les recommandations de fabrications issues du retour d'expérience.

Pour les besoins du projet, les études portent sur des systèmes de mesures complets incluant, à partir de la grandeur à mesurer :

- la technologie retenue pour la mesure ;
- le capteur lui-même ;
- le positionnement du capteur par rapport à la pièce à contrôler (porteur par exemple) ;
- le moyen d'amener le capteur à l'endroit souhaité ;
- le transfert du signal ;
- le traitement du signal ;
- le traitement de l'information pour l'opérateur.

Le domaine couvre l'ensemble des mesures existant sur une centrale nucléaire mais il est évident que le circuit primaire avec la présence de sodium présente les plus forts enjeux en termes de sûreté et de difficulté. Il donne lieu à de nombreuses études d'ingénierie, et à des programmes de recherche mais surtout de développement, tant au niveau du CEA qu'au niveau des partenaires AREVA, EDF et Comex Nucléaire.

À ce jour, une ou plusieurs solutions ont été identifiées pour répondre à chacun de ces besoins. Seuls quelques exemples significatifs seront décrits ci-dessous.

Concernant la réparation, l'axe prioritaire de conception d'Astrid consiste à favoriser, chaque fois que cela est atteignable techniquement, des composants remplaçables. Quelques techniques d'intervention sont également évaluées au titre de la R&D (lasers) mais ne disposent pas du niveau de maturité suffisant pour être valorisées dans la conception d'Astrid à ce stade.

3.6.5.2. Surveillance en exploitation

Les enjeux de la surveillance en exploitation

Dans le domaine de la surveillance en continu, les technologies employées dans les réacteurs Phénix et Superphénix donnaient globalement satisfaction. Cependant, pour Astrid, il est nécessaire de :

- répondre à des exigences de sûreté plus élevées que dans le passé pour diminuer la probabilité d'occurrence d'un accident grave et également prendre en compte cet accident grave pour en réduire les conséquences ; ceci passe dans certains cas par une redondance ou une diversification accrue, et par la détection de situations non prises en compte dans le passé ; l'exemple de la détection des phénomènes de bouchage d'assemblages sera décrit plus loin ;
- prendre en compte le retour d'expérience de l'accident de Fukushima-Daïchi qui a montré la nécessité de développer une instrumentation post-accidentelle, pour pouvoir gérer dans la durée les conséquences d'un accident grave ; on étudie en parallèle les limites de fonctionnement de l'instrumentation normale (un thermocouple ou une fibre optique par exemple peut supporter des températures supérieures à 1 000 °C) et on regarde la résistance à l'accident de cette instrumentation ; de plus, on analyse l'implantation d'une instrumentation dédiée aux accidents graves qui pourrait être à poste fixe ou mise en place après l'accident ;
- tirer bénéfice des évolutions technologiques ; en effet, l'instrumentation des réacteurs Phénix et Superphénix a été conçue il y a plus de 30 ans et l'industrie a fait des progrès considérables en termes de technologies, de miniaturisation et de traitement du signal et de l'information ; il s'agit donc d'engranger ces avancées dans la conception d'Astrid pour améliorer les performances, renforcer la fiabilité, améliorer la disponibilité, faciliter l'exploitation et diminuer les coûts.

Exemples des fibres optiques

Les fibres optiques à réseau de Bragg sont intéressantes car elles offrent notamment la possibilité de faire plusieurs mesures avec une seule fibre (cf. Figure 3- 46). Cette propriété est particulièrement intéressante pour mesurer des profils de température ou contrôler des températures sur de grandes longueurs⁷⁰ ; alors qu'il faut un thermocouple par point de mesure, pour une grande longueur, une seule fibre optique « distribuée » de type réseau de Bragg, serait équivalente à de nombreux thermocouples.

Au CEA, une fibre optique gainée inox a été testée en sodium jusqu'à des températures de 500°C, montrant des résultats très encourageants (temps de réponse inférieur à 300 ms). Cependant, les données sur la durée de vie des fibres optiques à haute température sont encore insuffisantes et doivent faire l'objet d'une R&D supplémentaire, en particulier en vue d'une utilisation au niveau du circuit primaire, pour améliorer les performances et la tenue sous irradiation. La qualification se poursuivra pendant l'APD.

⁷⁰ Par photoinscription en lumière laser, via l'utilisation d'une figure d'interférences, l'indice du verre constituant le cœur d'une fibre optique est structuré à l'échelle de 500 nm. On obtient ainsi un réseau de diffraction au cœur d'une fibre optique, constitué de plusieurs milliers de pas sur quelques millimètres.

Une source de lumière large bande, opérant généralement dans la plage 1,55 µm, interroge le réseau de Bragg qui réfléchit une unique longueur d'onde, appelée longueur d'onde de Bragg. Les variations de cette longueur d'onde sont directement reliées à des paramètres à mesurer, tels que température et déformations. Multiplexables en longueur d'onde, ces transducteurs permettent de créer un réseau de capteur le long d'une ou plusieurs fibre optique.

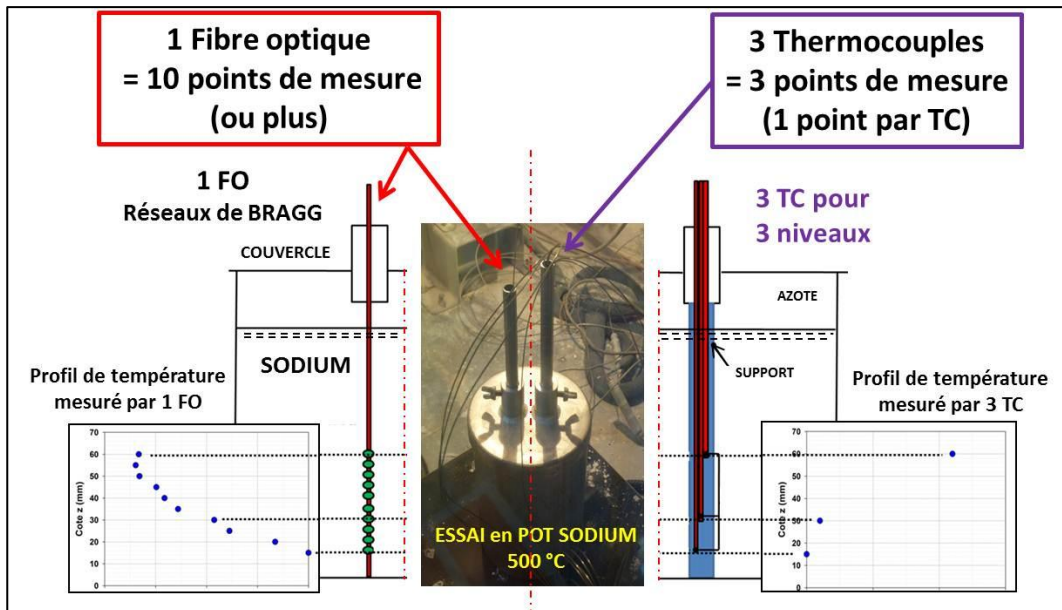


Figure 3- 46 : essais comparatifs d'une mesure de température en sodium par thermocouples et fibre optique

Exemple de la détection des phénomènes de bouchage d'assemblage

Les phénomènes de bouchage d'assemblage sont des anomalies locales qui peuvent dégénérer par propagation en accident de fusion du cœur. C'est pourquoi leur détection précoce est importante. Dans le passé, pour certaines configurations, ces phénomènes n'étaient pas détectés avant la fusion de l'assemblage et le début de la propagation aux assemblages voisins. Améliorer la robustesse de la démonstration de sûreté nécessite de diminuer le temps de détection.

Compte tenu de la difficulté de cette mesure, plusieurs technologies sont étudiées en parallèle. Pendant l'AVP2, le CEA a notamment travaillé sur l'étude comparative des mesures de températures et de débits en sortie d'assemblage : la mesure de débit en sortie d'assemblage peut apporter des informations complémentaires par rapport à une mesure d'augmentation de température. Cependant, la multiplication de capteurs complexifie l'intégration de cette instrumentation au niveau du bouchon couvercle cœur, et pose des problèmes d'encombrement. Les études en cours visent donc d'une part à quantifier l'apport de nouveaux capteurs dans la démonstration de sûreté, d'autre part à vérifier leur faisabilité.

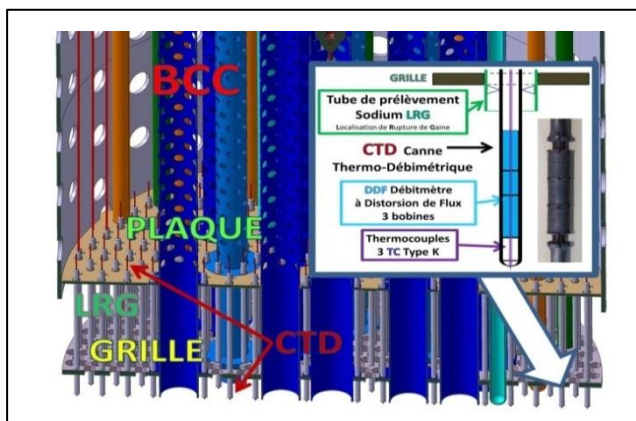


Figure 3- 47 : intégration d'un débitmètre compact

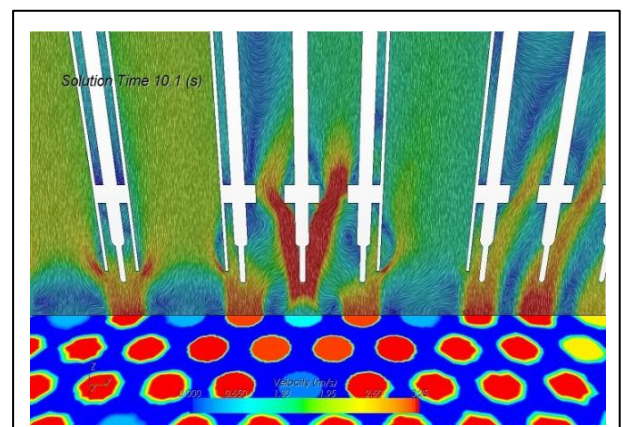


Figure 3- 48 : perturbation locale de débit

Un système de traitement de l'ensemble des informations issues du système de mesures et surveillance du réacteur avec traitement en ligne des signaux devra permettre une inter-comparaison de ces données. C'est donc probablement une combinaison de ces moyens de détection, selon leur degré de maturité, qui sera mis en place sur Astrid pour fiabiliser le diagnostic.

Exemple des chambres à fission haute température

L'une des principales innovations mises en œuvre dans Astrid en termes d'instrumentation est l'utilisation en cuve de chambres à fission haute température pour améliorer fortement les mesures neutroniques du réacteur et être capable de détecter des anomalies locales comme par exemple le retrait intempestif d'une barre de commande.

Ces chambres à fission spécifiques, testées en AVP2 sous irradiation et en température, permettent par leur positionnement au plus près du cœur, d'une part de limiter les temps de réponse et d'autre part de détecter des événements locaux comme une remontée intempestive de barre (RIB) ou la chute intempestive d'une barre.

3.6.5.3. Inspection périodique

Les enjeux de l'inspection périodique

Pour les réacteurs Phénix et Superphénix, la prévention de la dégradation des structures internes de supportage du cœur était assurée par des marges de dimensionnement conséquentes ainsi qu'un contrôle qualité de réalisation très poussé. Ces exigences demeurent pour Astrid mais des progrès importants sont attendus par l'ASN en matière d'inspection périodique des structures et composants importants pour la sûreté.

La présence du sodium rend cette inspection difficile ; c'est pourquoi elle est prise en compte dès l'avant-projet d'Astrid afin d'en assurer la faisabilité avec des contraintes de coût, d'exploitation et de maîtrise de la durée des périodes d'arrêt du réacteur. De plus, cette inspection permettra de disposer de données pour justifier de la durée de vie de 60 ans de la centrale.

Au-delà d'une conception facilitant les accès, les développements portent non seulement sur les capteurs, mais aussi sur les porteurs et le traitement du signal. L'ensemble de ces composants doit résister aux conditions de l'inspection : température, rayonnement, présence de sodium ou d'aérosols de sodium. Quand cela est possible, on privilégie l'inspection à partir de l'extérieur du circuit primaire, plus facile qu'en sodium.

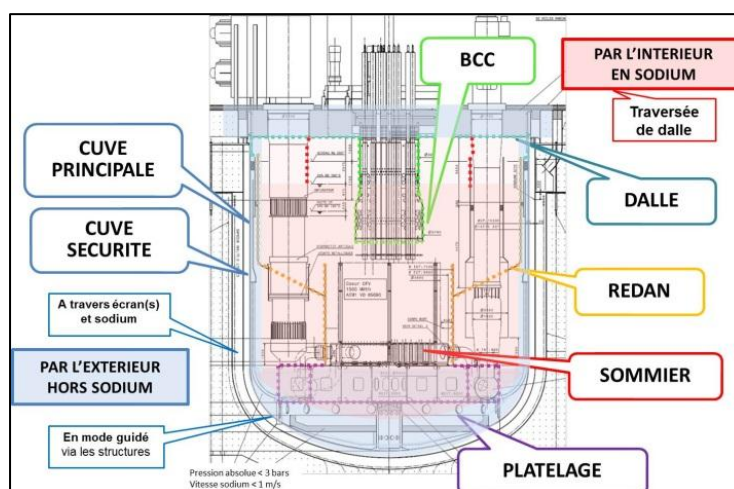


Figure 3- 49 : contrôlabilité des structures par ultrasons

[© AREVA]

Interaction entre la conception et l'inspection du platelage

Le platelage et la virole de supportage cœur sont des structures qui supportent le cœur. Elles sont complètement baignées de sodium et s'appuient sur la cuve principale. Elles constituent des structures très importantes pour la sûreté dont on doit assurer l'inspectabilité. À titre d'illustration, les inspections possibles par l'extérieur ou par l'intérieur de la cuve sont développées ci-dessous.

L'inspection depuis l'extérieur de la cuve est la technologie préférée pour le contrôle de la structure, car le capteur et le porteur restent en gaz. La technique de mesure met en œuvre des ultra-sons qui se propagent au sein de la matière jusqu'aux soudures et aux défauts le cas échéant.

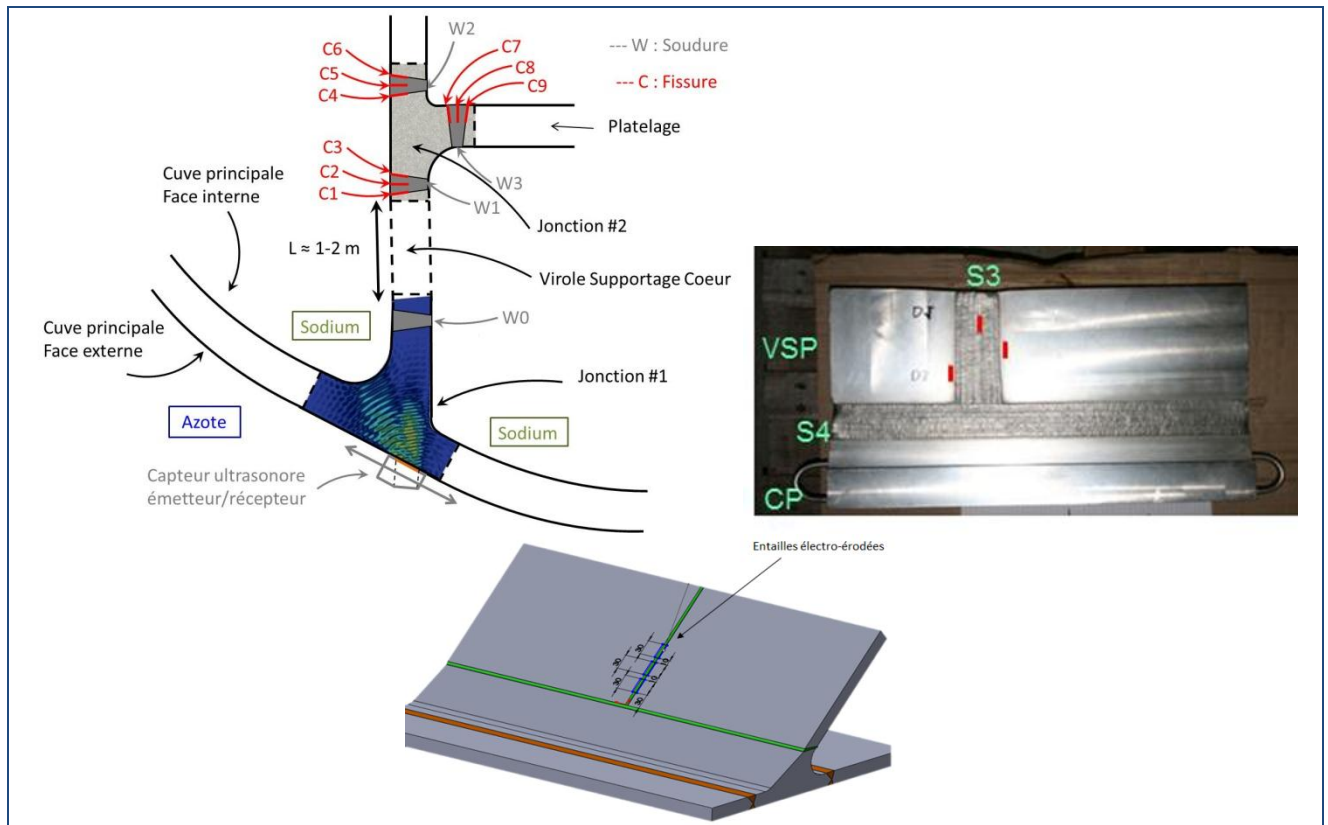


Figure 3- 50 : principe et maquette pour contrôle des structures par ultrasons

Les moyens d'inspection par ondes guidées font l'objet de développements et d'essais. Ils doivent être poursuivis pour atteindre les niveaux de qualification requis pour Astrid.

Le système d'inspection par l'intercuve comporte essentiellement une chaîne porteuse qui se déploie verticalement dans l'espace inter cuve et porte un char d'inspection embarquant les moyens de mesure et d'inspection.

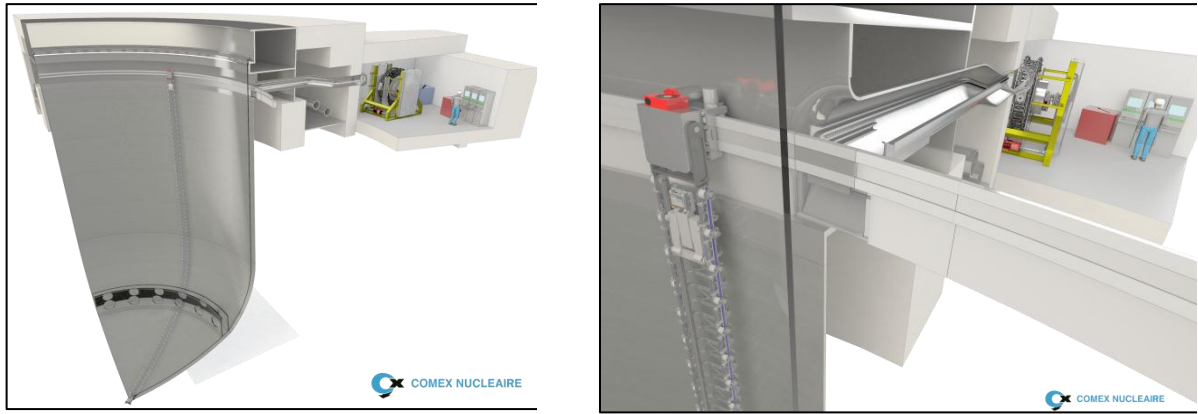


Figure 3- 51 : système d'inspection depuis l'espace inter-cuve (© COMEX Nucléaire)

L'inspection depuis l'extérieur ne permet cependant pas d'accéder à toutes les soudures dont il faut démontrer l'inspectabilité.

C'est pourquoi en parallèle une technologie d'inspection en sodium est développée. Elle permettra notamment d'atteindre le platelage par des traversées de dalle, cheminées spécifiques pour l'ISIR, et ouvertures dans le platelage, prévues à cet effet.

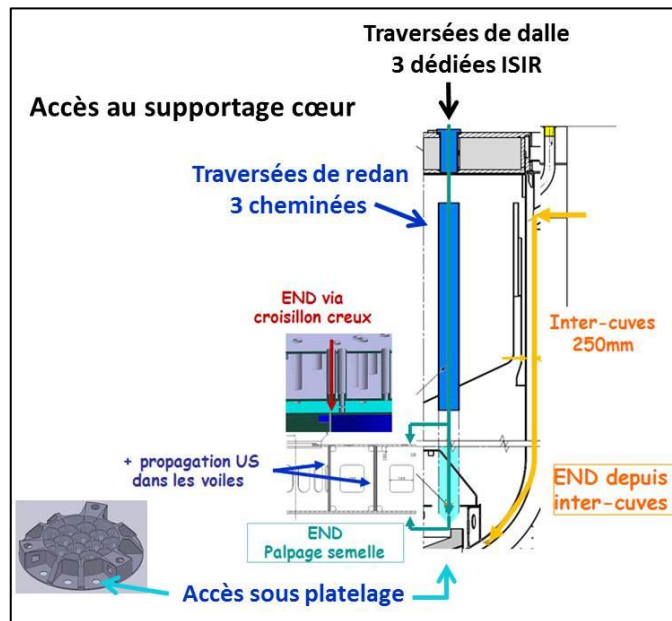


Figure 3- 52 : schéma d'accès au supportage du cœur

3.6.6. Contrôle-commande

3.6.6.1. Contexte et démarche de conception

L'architecture de contrôle-commande pour Astrid est basée sur des exigences structurantes de sûreté et fonctionnelles de haut niveau. Ces exigences sont établies au regard :

- de la stratégie de défense en profondeur (définition des niveaux et affectation des fonctions de sûreté au sein de ces niveaux) définie pour Astrid,
- du classement de sûreté des systèmes de contrôle-commande réalisant les fonctions de sûreté,
- des principes de conduite du réacteur et de la stratégie de maintenance (en service ou à l'arrêt),
- des exigences liées à la prise en compte des facteurs humains et organisationnels.

L'architecture de contrôle-commande d'Astrid s'appuie sur un référentiel normatif clairement défini et issu des standards internationaux (AIEA, Commission électrotechnique internationale - CEI) et du RCCE de l'AFCE (Association française pour les règles de conception et de construction des matériels des chaudières électronucléaires) ; elle prend en compte le retour d'expérience de conception (licensing) de projets récents de type REP.

3.6.6.2. Exigences structurantes pour la conception

La démonstration de sûreté d'Astrid est basée sur une méthodologie reposant sur la mise en place de lignes de défense vis-à-vis d'une situation incidentelle ou accidentelle. L'objectif est de vérifier pour chaque initiateur que le risque de fusion généralisée du cœur est prévenu par au moins deux lignes de défense fortes (a) et une ligne de défense moyenne (b), principe noté (2a+b).

Les systèmes du contrôle-commande qui contribuent à la réalisation de fonctions de sûreté d'une ligne de défense forte (probabilité de défaillance entre 10^{-3} et 10^{-4}) sont conçus suivant le critère de défaillance unique (CDU⁷¹). Les systèmes du contrôle-commande qui contribuent à la réalisation de fonctions de sûreté d'une ligne de défense moyenne (probabilité de défaillance entre 10^{-1} et 10^{-2}) ne sont pas redondants (sauf analyse au cas par cas).

Les systèmes du contrôle-commande qui contribuent à la réalisation de fonctions de sûreté d'une ligne de mitigation (ex. refroidissement et sous-criticité du corium, gestion du confinement, surveillance post-accident) sont redondants afin de garantir leur disponibilité en cas de défaillance moyen terme.

3.6.6.3. Principes d'architecture et choix de conception

Distribution en niveaux de l'architecture contrôle-commande

L'architecture du contrôle-commande du réacteur Astrid est constituée des 3 niveaux suivants :

- Niveau 0 - Interface procédé (capteurs et interfaces actionneurs) : ce niveau comprend le conditionnement électrique des signaux des capteurs pour le niveau supérieur, la gestion des priorités des ordres de commande en provenance du niveau supérieur et l'élaboration et la gestion de priorité des commandes électriques pour le pilotage des actionneurs.
- Niveau 1 - Acquisitions, traitements et automatismes : ce niveau comprend les systèmes électroniques et numériques qui assurent les fonctions d'acquisition, de traitements, nécessaires à l'élaboration des mesures représentatives de l'état du réacteur et des circuits associés.

⁷¹ Un système conçu suivant le CDU doit disposer d'une redondance suffisante permettant à la fonction de sûreté d'être assurée quel que soit le mode de première défaillance même lorsqu'une voie redondante est indisponible pour cause de maintenance.

- Niveau 2 – Supervision, commandes : ce niveau regroupe les moyens centralisés pour la conduite normale, incidentelle ou accidentelle du réacteur. Il comprend les moyens d’affichage des paramètres du réacteur ainsi que les moyens de commandes opérateur.

Architecture de référence à 3 voies d’acquisition et logique de vote en 2/3

La réglementation (CEI) impose que la conception de systèmes appartenant à des groupes de sûreté réalisant des fonctions de catégorie A⁷² présente un niveau de redondance suffisant pour satisfaire au critère de défaillance unique pendant l’exploitation et la maintenance.

Afin de rendre l’architecture de contrôle-commande suffisamment robuste aux déclenchements intempestifs, une architecture 3 voies d’acquisition avec une logique de vote 2/3 est retenue :

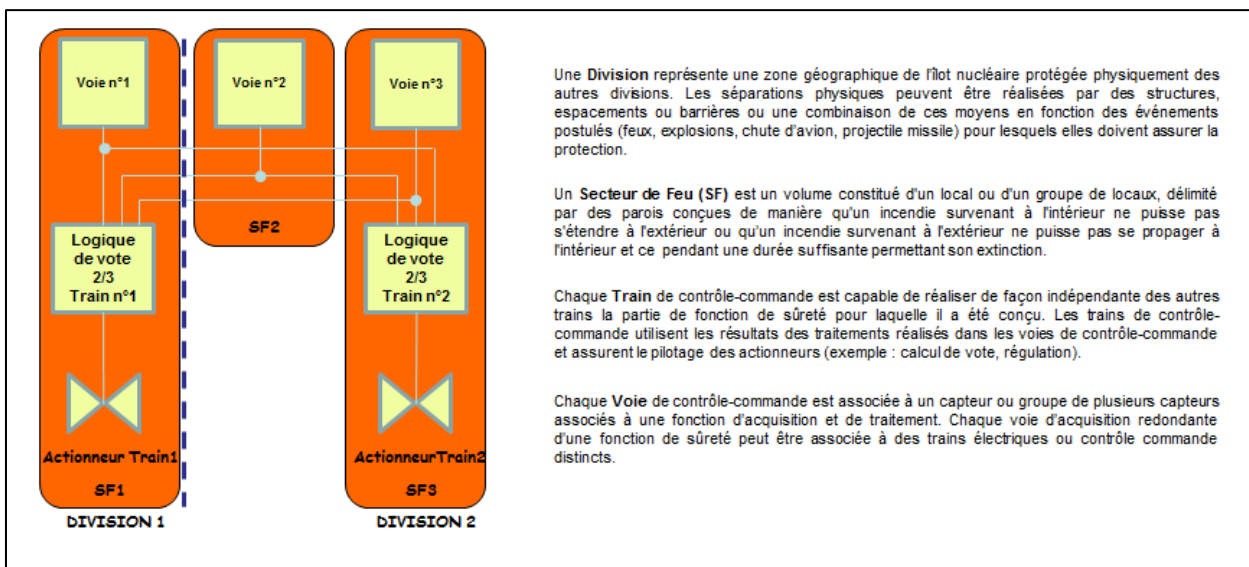


Figure 3- 53 : 3 voies d’acquisition, 2 trains d’actionneurs, 2 divisions, 3 secteurs de feu

3.6.6.4. Conduite du réacteur Astrid

Conduite en salle de commande principale

L’équipe de conduite dispose de tous les moyens nécessaires pour surveiller et conduire l’installation dans toutes les situations de fonctionnement de l’installation. En exploitation normale, la conduite et la surveillance de l’installation est réalisée principalement depuis le moyen de conduite associé à l’exploitation normale (MCN).

En situation incidentelle ou accidentelle l’opérateur continue d’utiliser le MCN. Seules quelques actions spécifiques (par exemple les commandes manuelles de vidange des circuits EPuR) doivent être réalisées par les moyens de conduite classés (moyens de conduite de sûreté des lignes de défense fortes MCSL1&2). En situation de mitigation, l’opérateur utilise les commandes et les surveillances à disposition sur le système moyen de conduite de la ligne de mitigation (MCLM).

⁷² Les fonctions de contrôle-commande de catégorie A sont en particulier des fonctions dont la défaillance pourrait directement causer un accident grave et des conséquences inacceptables si elles n’étaient mitigées par d’autres fonctions de catégorie A.

Conduite en salle de repli

En cas d'évènement hypothétique ayant conduit à l'indisponibilité de la salle de commande principale, une salle de repli totalement indépendante est disponible. L'opérateur dispose des moyens de conduite nécessaires pour amener et maintenir le réacteur dans un état de repli sûr.

Local technique de crise

Le local technique de crise est utilisé par l'équipe technique de crise qui apporte un soutien à l'équipe de conduite pour l'analyse de l'état du réacteur et la gestion post-accidentelle. Ce local est équipé de moyens de supervision des paramètres de l'installation.

3.6.6.5. Systèmes de contrôle-commande autonomes

L'architecture de contrôle-commande intègre des systèmes dits autonomes (ex. manutention, maintenance spécialisée), car ils réalisent des opérations spécifiques découplées du procédé principal de génération d'électricité. Un système autonome embarque ses propres sous-systèmes mécaniques, électriques et de contrôle-commande.

Pour des raisons liées à la spécificité des opérations de manutention, à l'organisation de l'équipe de conduite dédiée à ces opérations, la salle de commande de manutention est distincte de la salle de commande principale. Des postes locaux de commande des systèmes autonomes sont également envisagés.

3.6.6.6. Technologies possibles pour les systèmes de contrôle-commande

L'architecture du contrôle-commande de sûreté pourrait être organisée autour du système numérique de contrôle commande TELEPERM XS d'AREVA. Ce système électronique classé au plus haut niveau de sûreté, de technologie à base de microprocesseurs, est conçu pour réaliser des fonctions ayant un temps de réaction rapide et des exigences de fiabilité élevées. Il bénéficie du retour d'expérience des instructions de sûreté des réacteurs EPR en cours de construction.

En fonction des analyses de sûreté et si une exigence de diversification technologique est requise, le système de sûreté diversifié pourra être de technologie dite « non programmable » (électronique analogique, ou électronique numérique à base de composants non reprogrammables).

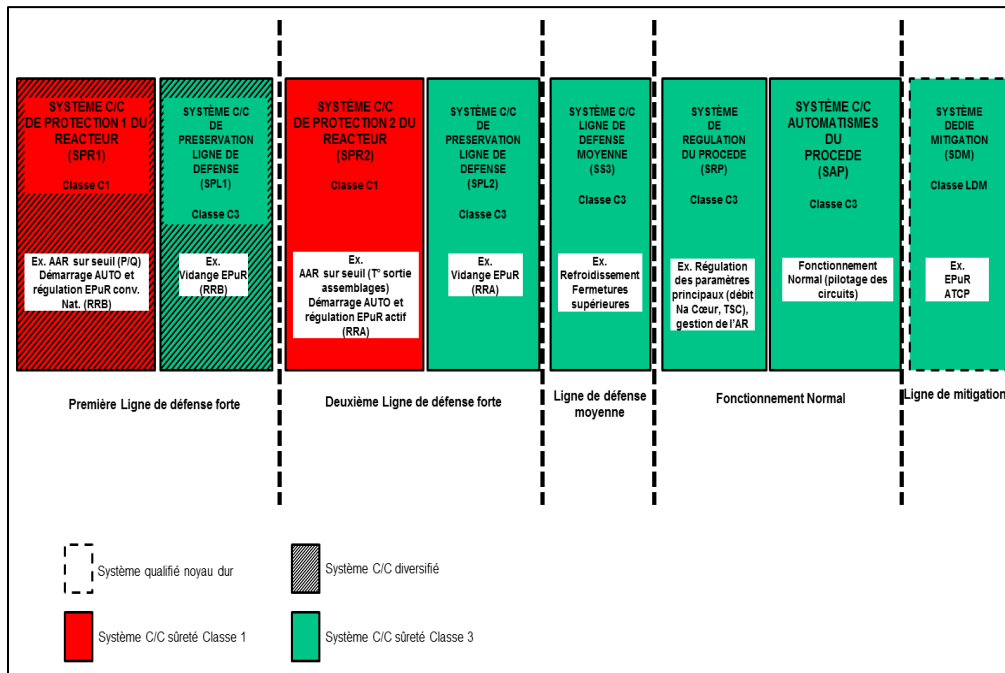


Figure 3- 54 : architecture générale des systèmes de contrôle-commande Astrid

3.6.7. Études de fonctionnement

Pendant l'AVP2 se sont développées les études de fonctionnement ayant comme objectif de définir l'ensemble des états de fonctionnement de la centrale, ainsi que les paramètres et les actions qui permettent de passer d'un état à l'autre. L'objectif principal est de définir pour tous les régimes permanents et transitoires les paramètres physiques tels que : pression, température, débit, vitesse, enthalpie etc. en tous points des circuits de la future centrale Astrid pour toutes les situations de fonctionnement normales, incidentelles, accidentelles, et post-accidentelles. Un autre objectif est de définir les paramètres conditionnant les actions de pilotage de la centrale.

Un « groupe fonctionnement Astrid » se réunit régulièrement, constitué de représentants des ingénieries concernées, mais aussi d'anciens exploitants des centrales Phénix et Superphénix.

Trois exemples de sujets clés traités en AVP2 :

- L'aspect réglementaire du suivi de réseau a été intégré dans le cahier des charges d'Astrid. Le suivi de réseau est nécessaire à la sécurité du réseau et comprend le suivi de fréquence et l'ilotage qui sont réglementaires à ce jour et sont embarqués dans la référence Astrid pour la phase AVP2. L'impact d'un suivi de charge (non réglementaire à ce jour mais important pour la filière) sera regardé dans une phase ultérieure.
- La température de dimensionnement en arrêt froid a été fixée à 200 °C ce qui représente un bon compromis principalement pour la taille des systèmes EPUr, la gestion des aérosols et les exigences de maintenance. Afin de donner de la souplesse à l'exploitant et favoriser le niveau de disponibilité, une plage de fonctionnement entre 180 °C et 250 °C est retenue. Pour des situations incidentelles ne nécessitant pas de longues interventions, une température d'arrêt temporaire à chaud est choisie à 320 °C qui représente une situation de maintien en eau des générateurs de vapeur en phase liquide afin de pouvoir rediverger rapidement. Pour les mêmes raisons de souplesse et de disponibilité, l'option de maintien des générateurs en eau durant l'arrêt à froid à 200 °C a été retenue nécessitant des aménagements sur le circuit de démarrage/arrêt au tertiaire ainsi que l'optimisation des systèmes de détection hydrogène.
- Des études sur les procédures d'arrêt automatique (chute de barres) et arrêt rapide (descente des barres motorisées) ainsi que le nombre d'occurrences à prendre en compte pour estimer la durée de vie des composants sollicités lors de ces arrêts sont en cours.

3.6.8. Génie civil

3.6.8.1. Architecture du bâtiment réacteur

Les études sur le bâtiment réacteur rectangulaire en béton armé ont été poursuivies en AVP2 afin de consolider sa maturité et l'atteinte des objectifs en termes de sécurité. Les échanges entre AREVA et Bouygues ont permis de dégager les grands principes de conception et de construction afin de faciliter les opérations de chantier et d'exploitation par la suite.

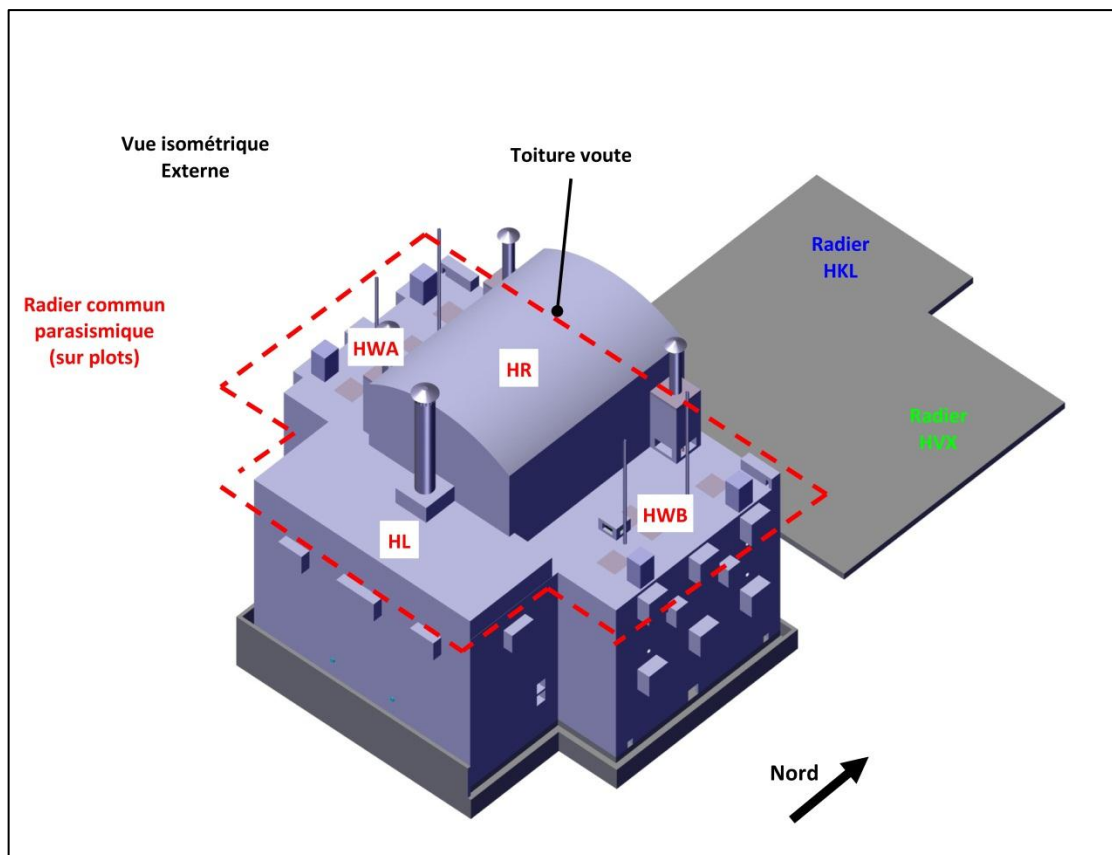
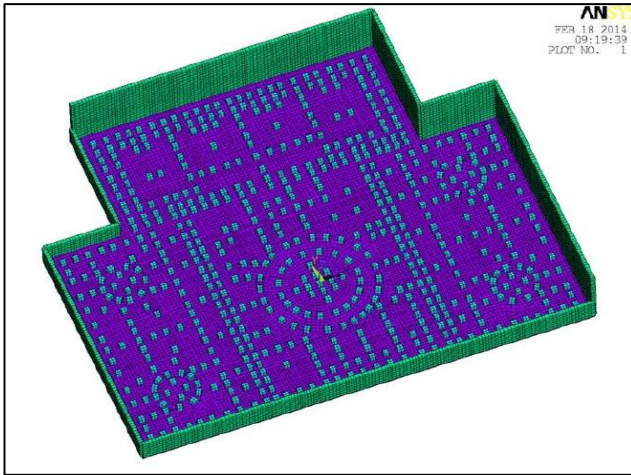


Figure 3- 55 : schéma 3D de l'îlot nucléaire sur plots parasismiques (© AREVA)

3.6.8.2. Protection parasismique

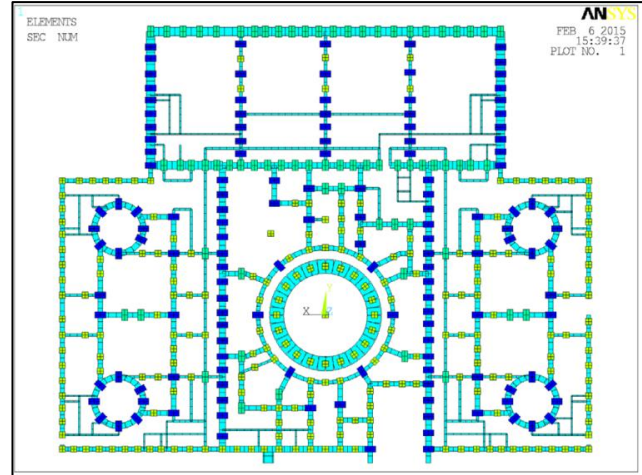
Le référentiel de conception du domaine du séisme a été révisé pour intégrer le REX de l'accident de Fukushima-Daïchi.

Les études menées actuellement par Bouygues et par JAEA/MHI/MFBR portent actuellement sur plusieurs types de patins parasismiques. Le choix de patin sera fait à la fin de l'année 2015. D'ores et déjà, les premiers résultats indiquent une bonne protection d'Astrid contre le séisme.



[© Bouygues Construction]

Figure 3- 56 : schéma de répartition des plots entre les deux radiers



[© Bouygues Construction]

Figure 3- 57 : schéma de répartition des plots avec murs porteurs

3.6.8.3. Protection contre la chute d'avion

Les principes de protection (ségrégation géographique, choix des types de coque avion lourd ou léger) ont été poursuivis en partenariat avec AREVA. Les prédimensionnements ainsi retenus feront l'objet de calculs par Bouygues avec des hypothèses de chargement représentatif d'un avion lourd.

3.6.8.4. Casemates des générateurs de vapeur

Pour limiter les conséquences d'une hypothétique réaction sodium-eau-air au niveau des générateurs de vapeur, des études sont en cours pour les mettre en casemate. Bouygues et AREVA s'orientent vers une structure mixte acier-béton. L'objectif est de coupler les caractéristiques intrinsèques des deux matériaux afin de conférer une très grande résistance mécanique à ces casemates.

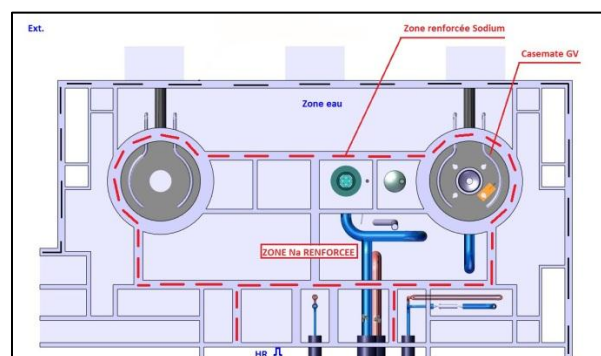


Figure 3- 58 : coupe x/y d'un bâtiment GV

Le référentiel des structures mixtes étant inexistant en Europe, ce chapitre fait l'objet d'une création dans le RCC-GA (Règles de conception et de construction – Génie-civil Astrid).

3.6.8.5. Règles de conception et de construction – Génie-civil Astrid

Le groupe de travail piloté par le CEA et rassemblant les expertises de Bouygues, EDF, CEA et AREVA a poursuivi ses travaux pour définir le référentiel du génie civil d'Astrid. Le référentiel de conception (partie 1 du RCC-GA) et le référentiel de construction (partie 2 du RCC-GA) seront disponibles avant la fin de l'AVP2 en 2015.

Dans un premier temps, la démarche est portée par le CEA, par la suite, la responsabilité pourra être confiée à l'AFCEN dans une vision de normalisation nationale et/ou internationale.

3.6.9. Architecture générale

Le remontage général en fin 2014 est illustré par les 2 images ci-dessous.

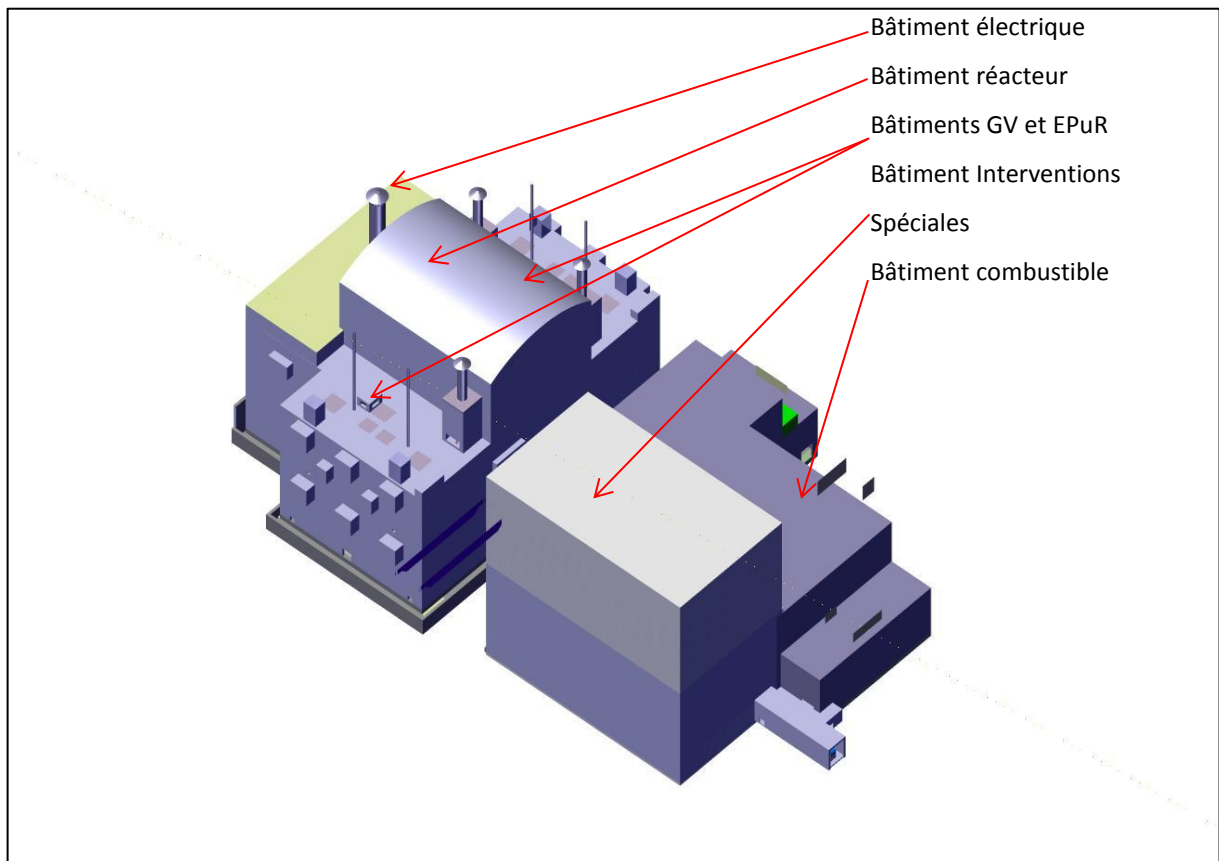


Figure 3- 59 : vue en 2D de l'îlot nucléaire (© AREVA)

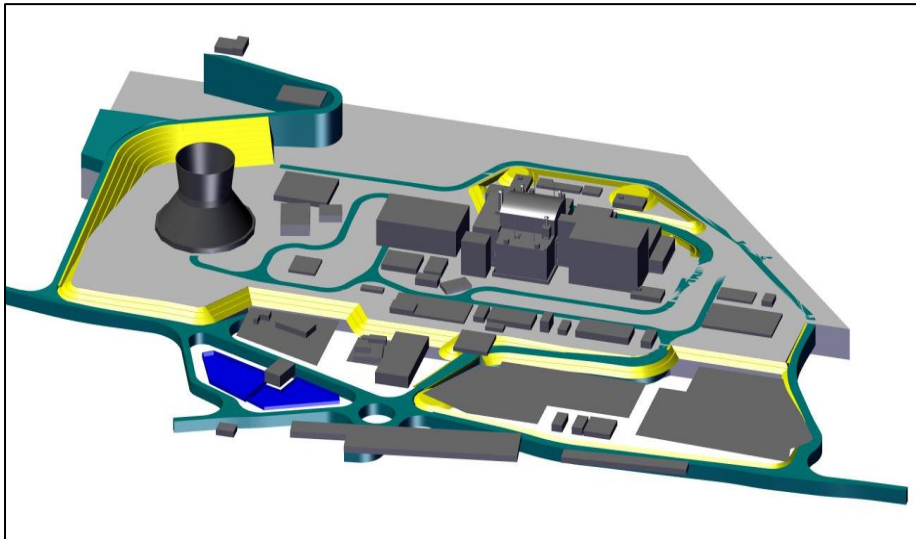


Figure 3- 60 : vue en masse de la totalité des installations (© Jacobs)

3.6.10. Les déchets d'Astrid

L'optimisation des déchets a été prise en compte en amont dans les études de conception du réacteur Astrid et des installations de support associées, notamment les installations de fabrication du combustible et les installations de traitement-recyclage, afin de conserver les bons résultats observés dans ce domaine pour les réacteurs Phénix et Superphénix, et d'évaluer les pistes d'améliorations identifiées. Cela concerne l'ensemble du cycle de vie, depuis la construction et l'exploitation jusqu'au démantèlement.

Un groupe de travail « déchets Astrid » associant l'Andra et le CEA a débuté ses travaux en septembre 2013, pour étudier l'acceptabilité des déchets nucléaires d'Astrid dans les filières existantes ou mises en service dans un avenir proche, et les impacts éventuels sur la conception d'Astrid. Des études sont menées sur la réduction des déchets à la source, sur le traitement de certains déchets pour les rendre compatibles avec les spécifications d'acceptation, et sur la réduction des volumes de déchets et la justification de leur catégorisation, afin d'utiliser au mieux la ressource constituée par les sites de stockage.

Les spécifications d'acceptation des déchets devraient être connues avant le démarrage d'Astrid et de ses installations de support.

Le choix ayant été fait pour le cœur de protections neutroniques supérieures non étanches utilisant du carbure de bore, le B_4C , la problématique de la mise aux déchets du B_4C partiellement désodé est étudiée. Des réflexions sont en cours pour les réacteurs Phénix et Superphénix, dans le cadre d'un groupe de travail Andra-EDF-CEA, notamment sur l'utilisation de la carbonatation expansive pour le traitement du sodium résiduel dans les fissures du B_4C . Dans une perspective filière, d'autres procédés de traitement du B_4C sont à l'étude : le traitement thermique à 1200°C sur bain de verre fondu, qui produit un verre borosilicaté très simple, exempt de sodium sous forme métal ; le traitement par pyrohydrolyse à 800°C, permettant ensuite de séparer la totalité des radionucléides de la matrice de bore tout en traitant le sodium métal résiduel, et de réutiliser le bore sous forme d'acide borique ou de carbure de bore.

Plus généralement, pour les différents matériaux envisagés dans la conception des objets du cœur, une première estimation a été faite pour les grandeurs physiques générées par les radio-isotopes formés au cours de l'irradiation par fission et activation des différents éléments (impuretés comprises) et au cours du refroidissement après la sortie du cœur : activité, puissance résiduelle, source de rayonnement, radiotoxicité, par composant des objets, par isotope, pour des temps de refroidissement allant de quelques mois à quelques milliers d'années. Ces données sont utilisées notamment pour les échanges avec l'Andra.

Les choix de conception réalisés ont contribué à l'optimisation des déchets d'exploitation et de démantèlement. Le choix d'un circuit primaire intégré par exemple implique que l'ensemble du circuit primaire soit confiné dans une enceinte étanche sous atmosphère inerte et renforce la propreté

radiologique des réacteurs RNR-Na. Le dimensionnement des protections neutroniques supérieures permet notamment de limiter l'activation du sodium secondaire à moins de 10 Bq/cm³. L'utilisation de revêtements durs à base nickel, alternatifs aux stellites, est étudiée pour éviter l'activation du cobalt et réduire les déchets de démantèlement, par exemple sur les chandelles de sommier.

Des ingénieurs ayant participé aux projets de démantèlement de Superphénix et de Phénix font partie de l'équipe Astrid ou y sont associés lors de revues de projet, et permettent d'intégrer le REX des chantiers en cours. Des réunions avec le Centre d'ingénierie de déconstruction et environnement d'EDF ont également eu lieu sur la prise en compte du REX de la déconstruction de Superphénix dans la conception d'Astrid.

3.7. INSTALLATIONS ASSOCIEES POUR LE CYCLE D'ASTRID

Le cycle du combustible d'Astrid intègre avant toute chose la fabrication du combustible (MOX RNR), son traitement et la mise en œuvre progressive du multi-recyclage du plutonium. La démonstration expérimentale dans Astrid de la fermeture du cycle de certains actinides mineurs et de l'américium en particulier est également un objectif mais reste encore à préciser en fonction des installations et des réelles capacités disponibles pour la manipulation des actinides mineurs.

Les opérations relatives au cycle des matières d'Astrid visent à répondre à divers besoins :

- permettre l'alimentation du démonstrateur technologique en combustible, avec un chargement initial à la cadence annuelle de l'ordre de 13 tonnes⁷³ de combustibles oxyde, puis en renouvellement à hauteur d'environ 9 tonnes de combustible oxyde par an sur toute la durée de vie du réacteur. L'Atelier de fabrication des cœurs (AFC), à mettre en service dans la prochaine décennie, quelques années en amont de la divergence d'Astrid pour permettre la fabrication du combustible du cœur de démarrage, répond à ce besoin ;
- gérer le combustible déchargé, et en particulier assurer son traitement et son recyclage dans Astrid (permettant par là le recyclage récurrent du plutonium et de l'uranium dans le réacteur, et aussi peut-être d'expérimenter les évolutions technologiques envisageables pour le traitement industriel des futurs combustibles) ; l'Atelier de traitement des combustibles usés (ATC), à mettre en service dans la décennie 2030 - 2040, répond à ce besoin. Une toute première étape pourrait toutefois être assurée par l'atelier TCP (traitement des combustibles particuliers, en projet à La Hague) pour la tête de procédé du traitement, la séparation chimique du plutonium étant alors obtenue dans l'usine principale après dilution dans le flux de combustibles UOX, avant son recyclage ;
- préparer les expérimentations de transmutation, qui constituent une des missions du démonstrateur technologique Astrid, à une échelle qui reste à préciser à ce stade, une démarche progressive pouvant être envisagée en commençant par utiliser les installations existantes du CEA (Atalante) pour la fabrication de ces expériences ; pour aller jusqu'à la fabrication d'assemblages complets, des extensions des ateliers ATC-AFC seraient alors nécessaires. La conception de telles extensions n'est pas à l'étude aujourd'hui, et pourra être regardée dans un second temps, selon décision.

Le calendrier prévu pour Astrid et ses installations du cycle est ainsi schématisé comme suit.

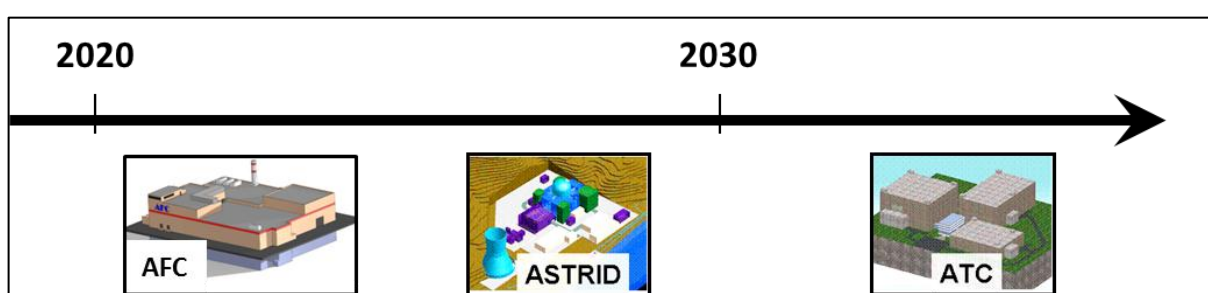


Figure 3- 61 : calendrier prévisionnel des installations du cycle Astrid

⁷³ Cette valeur de 13 tonnes correspond à la masse totale annuelle d'oxyde d'uranium et de plutonium nécessaire à la fabrication des assemblages du cœur nourricier d'Astrid, toute matière confondue, qu'elle soit fissile ou fertile. Elle n'inclut pas la masse des structures métalliques de l'assemblage (gainés, tube hexagonal,...). Ramenée à la production des pastilles (U,Pu)O₂ seules, la capacité de l'AFC est de l'ordre de 9 tonnes/an (on parle alors d'une capacité maximale de l'ordre de 10 tonnes/an, exprimée en oxyde d'uranium et de plutonium), les pastilles d'UO₂ étant fabriquées sur un autre site et simplement assemblées dans l'AFC. Exprimée en Pu seul, la capacité de l'AFC est alors légèrement inférieure à 2 tonnes/an (on parle alors d'une capacité maximale de l'ordre de 2 tonnes/an). Ces valeurs correspondent au maximum de la capacité de production pour la fabrication du premier cœur d'Astrid, supposée en 3 ans ; la capacité annuelle appelée diminue ensuite progressivement, de l'ordre d'un tiers en une quinzaine d'années, et se stabilise.

3.7.1. Atelier de fabrication des cœurs (AFC)

L'objectif assigné au nouvel Atelier de fabrication des cœurs (AFC) est de fournir le combustible d'Astrid, sous forme d'assemblages neufs, des premiers cœurs puis des recharges, à partir des différentes matières premières oxydes d'uranium et de plutonium et pièces de structure.

Tout en étant constitué de pastilles céramiques d'oxyde fabriquées par métallurgie des poudres et frittage comme les combustibles REL (UOX et MOX), le combustible du cœur RNR d'Astrid présente une conception spécifique par rapport à ceux-ci. Les principales différences viennent de la teneur en plutonium, comprise entre 15 et 30 % en métal lourd, de la géométrie annulaire des pastilles, du design des aiguilles avec un fil espaceur et de l'assemblage constitué du faisceau d'aiguilles positionnées dans un tube hexagonal massif. Il n'existe plus, même au plan mondial, d'installation industrielle capable de produire ce type de combustible à la capacité nécessaire, ce qui requiert une nouvelle installation dédiée pour sa fabrication.

Une contrainte importante à prendre en compte est la variation du vecteur isotopique du plutonium avec des incidences plus marquées que dans le cas des combustibles UOX en termes de thermique, de risque criticité, de radioprotection. Ces contraintes doivent donc être intégrées suffisamment en amont des études pour faire évoluer les procédés, les équipements, les postes de travail et plus globalement l'architecture des installations.

L'expérience acquise sur l'usine ATPu de Cadarache et les axes d'améliorations continues sur l'usine de fabrication de combustibles MOX d'AREVA, Melox, constituent un bon socle pour concevoir l'installation de fabrication des cœurs d'Astrid (atelier de fabrication des cœurs AFC) et atteindre ces objectifs.

Les hypothèses majeures structurant le projet actuel de l'AFC sont les suivantes :

- une capacité de l'ordre de 10 tonnes par an de pastilles (U,Pu) O_2 permettant ainsi de fabriquer le cœur d'Astrid en trois ans ;
- dans un premier temps, le combustible oxyde sera fabriqué à partir de poudres PuO₂ et UO₂ sur la base du procédé COCA déjà mis en œuvre à l'ATPu de Cadarache pour les fabrications Phénix et Superphénix et adapté aux nouvelles contraintes (réglementaires, techniques). L'objectif est ensuite de viser une simplification du procédé de fabrication des combustibles en bénéficiant des apports d'une poudre (U,Pu) O_2 co-convertie. Le choix du site d'implantation de l'AFC est prévu en 2015 à l'issue d'une étude d'orientation ;
- l'AFC doit être conçu pour une évolution future du procédé et des technologies qui permettra de fabriquer des combustibles de différentes spécifications. L'un des exemples est la prise en compte du gainage en acier ODS qui ne sera pas suffisamment qualifié pour pouvoir être retenu pour le premier cœur et sera déployé progressivement pendant la durée de vie du réacteur.

L'instruction de la faisabilité de différentes options d'implantation de l'AFC, à la cadence mentionnée précédemment maximale de 10 tonnes de pastilles d'(U,Pu) O_2 /an est en cours d'évaluation et devrait conduire à retenir à mi-2015 une option de référence, selon les critères de faisabilité technique, de minimisation des coûts, de respect des calendriers et d'analyse de risques.

Ainsi, trois grandes options sont actuellement considérées :

- l'implantation d'un atelier neuf de fabrication des cœurs sur le site de La Hague permettant de fabriquer les assemblages neufs des cœurs Astrid ;
- l'implantation de l'atelier sur le site de Melox en profitant au mieux des installations déjà existantes et d'un bâtiment nucléaire neuf complémentaire pour fabriquer et entreposer les assemblages ;
- enfin le recours à des fabrications étrangères, typiquement japonaises, en profitant là aussi des potentialités de l'atelier existant PFPF de JAEA-Tokai.

Les études préliminaires de l'avant-projet sommaire de l'AFC ont débuté en collaboration avec AREVA NC afin de préciser les premières esquisses, de définir les options préliminaires de sûreté et de construire les premiers plannings directeurs.

Le planning général du programme Astrid est défini par l'objectif d'une première divergence du réacteur dans la décennie 2020, ainsi que, rétrospectivement, par la date de 2019 pour la décision de réaliser le réacteur et l'installation de fabrication de son combustible. Ces dates impliquent le calendrier directeur suivant pour l'AFC : les études d'APS puis d'APD de 2015 à 2018, puis la réalisation de l'installation pour une mise en service dans la première moitié de la décennie 2020.

En parallèle à ces études de conception, le CEA met en place l'ensemble des autres activités nécessaires à la fabrication des cœurs pour Astrid, dont l'approvisionnement en matières premières nucléaires (en particulier le plutonium) et en matériaux métallurgiques des structures d'assemblages.

Concernant ce dernier point, le cœur d'Astrid est composé de plusieurs familles d'assemblages nécessaires à son fonctionnement et à la protection des éléments de la chaudière nucléaire (protections neutroniques latérales, réflecteurs,...). Tous ces assemblages sont composés de plusieurs sous-éléments principalement en acier qu'il convient d'approvisionner pour assurer la fabrication des cœurs. A partir des éléments de conception connus, et d'une analyse du REX Phénix et Superphénix, les études à court terme ont pour objectif d'apporter les éléments nécessaires à la proposition de stratégies d'approvisionnement incluant les questions de planning, risques et coût. Au préalable, une liste exhaustive des structures en acier à fabriquer pour le premier cœur d'Astrid a été établie afin d'orienter des actions de réactivation du tissu industriel qui vont permettre d'évaluer notamment :

- les procédés de fabrication envisageables et les fournisseurs maîtrisant ces procédés ;
- la possibilité de mettre en place des actions de R&D pour lever les incertitudes vis-à-vis de l'industrialisation de ces procédés, en interaction avec les concepteurs du cœur.

Un certain nombre d'actions prioritaires ont déjà été identifiées concernant notamment la gaine en acier austénitique 15-15Ti-ALM1, le tube hexagonal en acier EM10, les éléments neutrophages en carbure de bore enrichi B_4C ou encore la magnésie (MgO) pour les assemblages réflecteurs. Les premières coulées de 15-15Ti-ALM1 ont été obtenues en 2013, puis transformées en 2014 (rondins) conformément aux spécifications. La fabrication de plusieurs centaines de tubes d'aiguilles est prévue en 2015. La recherche de fournisseurs et de fabricants pour les tubes hexagonaux ou encore pour le carbure de bore est en cours.

La conception et la construction de l'AFC représentent donc une opportunité majeure :

- de capitaliser l'expérience passée sur la fabrication de combustibles RNR selon deux approches abordées en parallèle à la conception ; d'une part se réapproprier et améliorer les procédés utilisés dans le passé à l'ATPu ; et d'autre part, innover sur ces procédés et technologies ;
- en tirant les leçons du passé basées sur l'exploitation et les axes de progrès continu de l'usine Melox ;
- en exploitant le cas échéant, dans une seconde étape, de nouvelles matières premières, notamment d'uranium et de plutonium co-convertis en oxyde mixte $(U,Pu)O_2$, sources potentielles de simplifications majeures des étapes de mélange (suppression du co-broyage) et plus généralement d'opérations impliquant des poudres ;
- d'illustrer le multi-recyclage du plutonium au travers de la réutilisation du plutonium formé au cours du passage du combustible en cœur de ce RNR, ce qui suppose de traiter le combustible Astrid pour en récupérer les matières valorisables, principalement le plutonium, en bénéficiant des meilleurs procédés issus de la R&D dans ce domaine.

3.7.2. Atelier de traitement des combustibles usés (ATC)

Les objectifs assignés au traitement des combustibles usés d'Astrid doivent permettre :

- d'extraire le plutonium contenu dans les combustibles d'Astrid de façon à permettre son multi-recyclage dans le réacteur ;
- de qualifier à une échelle significative les adaptations ainsi que les options innovantes pour le traitement des combustibles chargés en plutonium (MOX-REL et MOX-RNR).

En concordance avec ces objectifs, deux options sont possibles pour le traitement des combustibles d'Astrid : le traitement en dilution dans une usine existante ou le traitement dans une installation entièrement nouvelle conçue spécifiquement pour ces combustibles.

La première option correspond à un atelier aux fonctionnalités restreintes localisé sur le site de La Hague et qui ferait appel à des unités existantes pour une grande partie des opérations de traitement. Dans ce cas, la réalisation des opérations d'extraction de l'uranium et du plutonium dans l'usine actuelle nécessite une dilution des matières nucléaires issues des combustibles d'Astrid par de l'uranium appauvri, de retraitement ou par des combustibles usés moins riches en plutonium que le combustible RNR.

Le projet TCP déjà présenté dans la partie 2 et dont la mise en service est attendue en 2023 dans l'usine UP2-800 de La Hague correspond à cette configuration. Le CEA contribue depuis 2012 aux études d'avant-projet sommaire d'AREVA visant à implanter cet atelier de tête dédié aux opérations de cisailage et de dissolution de combustibles particuliers. Une grande majorité de ces combustibles dits particuliers comporte des teneurs en plutonium élevées (MOX REL et RNR, irradiés ou non irradiés). Après une analyse détaillée du besoin en 2013 appuyée par des premières vérifications expérimentales, le CEA a alors élaboré un programme de R&D en soutien au plan de développement et de qualification de cet atelier.

Ces recherches et développements pour l'atelier TCP s'intègrent totalement dans les études plus globales menées au CEA sur le multi-recyclage du plutonium et dont les objectifs ainsi que les premiers résultats ont été présentés dans la partie 2. Le CEA contribue ainsi à la conception et à la définition du procédé global et à la première phase de conception des équipements. Cette contribution repose essentiellement sur des essais de laboratoire sur combustibles irradiés/non irradiés et des essais sur maquettes associés à de la simulation de procédé.

Ce programme est structuré suivant les différentes étapes du procédé : la dissolution, la séparation des fines de dissolution/cisailage, la récupération poussée des résidus de dissolution les plus riches en Pu, le rinçage poussé des déchets de structure. Des thématiques plus transverses sont également incluses comme le choix des matériaux des équipements (problématique corrosion), les mesures nucléaires, le développement des codes de calcul d'évolution des combustibles, l'impact des opérations de cet atelier à la vitrification (éléments de haute activité HA) et la caractérisation des déchets de moyenne activité vie longue MA-VL produits.

La seconde option correspond à un nouvel atelier, autonome, pouvant assurer le traitement des combustibles usés déchargés d'Astrid à une capacité annuelle de traitement d'environ une dizaine de tonnes de combustibles (exprimée en masse totale d'oxydes d'uranium et de plutonium) et qui serait implanté sur un site encore à définir (Figure 3- 62). Des évolutions technologiques pourraient être testées puis qualifiées au niveau de cet atelier avant de les déployer à échelle industrielle dans le cadre d'une introduction progressive de réacteurs RNR et des installations du cycle associées. Ces technologies peuvent être résumées comme suit :

- au niveau de la tête de procédé, un ensemble dissolvant/digesteur pour combustibles MOX RNR, compact (en géométrie sûre), à forte capacité de traitement, dédié à la récupération quantitative du plutonium (même fonctionnalités que TCP décrit plus haut) ;
- pour la séparation, un schéma simplifié et plus compact, ne faisant par ailleurs plus appel à des réactifs redox pour la récupération du plutonium et de l'uranium purifiés ;

- au stade de la conversion du plutonium et de l'uranium, un schéma de procédé et des technologies simplifiés et compacts, adaptés aux flux de plutonium à la hausse. Ces procédés de conversion pourraient être amenés à évoluer à terme vers un ensemble intégré co-conversion / fabrication permettant leur exploitation et leur maintenance en boîtes-à-gants et minimisant la rétention de matières ;
- un ensemble d'innovations technologiques en soutien aux études d'intégration qui permettent d'assembler de manière pertinente l'architecture d'une installation regroupant l'ensemble des fonctionnalités du traitement ; parmi ces technologies on peut citer le pilotage et le contrôle du procédé (incluant un fort couplage avec le traitement des données et la simulation de procédé, la traçabilité, le suivi unitaire,...), l'automatisation, la téléopération, la réalité augmentée, et de manière générale le recours aux technologies numériques pour optimiser l'outil de production...



Figure 3- 62 : représentation de l'ATC (version atelier autonome)

Ainsi, quelle que soit l'option finalement retenue pour le traitement des combustibles usés d'Astrid, et en dépit du fait que l'option TCP suivie d'une dilution dans l'usine principale constitue une configuration moins ambitieuse et plus limitée que celle d'un nouvel atelier, les objectifs généraux de conception et de développement des opérations aval du traitement des combustibles pour le multi-recyclage du plutonium dans une usine de future génération vont pouvoir être pris en compte de manière réaliste et à une échelle pré-industrielle.

3.7.3. Installation de fabrication d'éléments avec actinides mineurs

La transmutation des actinides mineurs dans les réacteurs RNR de quatrième génération peut être envisagée en mode homogène ou hétérogène. La démarche permettant de qualifier ces nouveaux concepts de combustibles nucléaires comportant des actinides mineurs nécessite 4 phases successives :

- une sélection des concepts ;
- une étude de faisabilité à l'échelle de la pastille ou d'aiguilles courtes irradiées ;
- une optimisation qui valide le comportement en réacteur de l'aiguille échelle 1 ;
- une qualification de l'assemblage complet correspondant au produit industriel.

A chaque phase correspondent des échelles d'objets à irradier et des quantités de matière à produire distinctes faisant appel à des tailles d'installations différentes.

Quel que soit le mode de recyclage des actinides mineurs, les données disponibles actuellement concernant les combustibles porteurs de ces actinides correspondent à la phase de faisabilité. Les irradiations dans le réacteur Astrid vont donc permettre de faire progresser les phases d'optimisation et de qualification. Pour soutenir la démarche retenue pour les expérimentations de transmutation hétérogène, le programme d'irradiation associé à la phase d'optimisation nécessite la fabrication de quelques aiguilles. Ce programme requiert une capacité de production de combustible aux actinides mineurs qui sera aux limites des capacités des équipements expérimentaux actuellement disponibles dans les installations nucléaires du CEA.

Pour répondre dans un premier temps à ce besoin de production de combustibles et cibles à l'américium pour des irradiations dans Astrid, des études seront à mener pour évaluer précisément la capacité des installations existantes (typiquement les chaînes de cellules blindées d'Atalante à Marcoule) à recevoir les nouveaux équipements nécessaires tels que par exemple, presse de pastillage, four de frittage ou fabrication des aiguilles avec mise en gaine. Ces études concernent ainsi la nucléarisation des équipements de fabrication et de contrôles télé-opérés en caisson blindé, et l'amélioration de la gestion de la contamination notamment par l'utilisation de poudres co-converties d'actinides mineurs.

A plus long terme, et selon les options de conception et d'implantation finalement retenues, il pourrait être décidé l'extension des installations pré-industrielles (AFC et ATC) pour assurer la séparation des actinides à recycler et la fabrication des combustibles associés, allant jusqu'à la fabrication d'assemblages complets.

3.8. DEMARCHE DE QUALIFICATION DES OUTILS DE CALCUL ET DES OPTIONS DE CONCEPTION D'ASTRID

La qualification des choix d'options du projet Astrid est un processus nécessitant d'affiner au fur et à mesure de l'état d'avancement du projet la connaissance que l'on a des paramètres dimensionnant pour chacun des composants et systèmes du réacteur, des phénomènes régissant le fonctionnement de ces composants ainsi que leur couplage, et in fine, de garantir le bon niveau de performance et de fiabilité des ensembles systèmes et composants dans les conditions de fonctionnement ou situations hypothétiques Astrid.

Il faut donc être capable de déterminer par le calcul les paramètres principaux du réacteur et d'associer à ces calculs un indice de confiance permettant d'évaluer l'impact des différentes sources d'incertitudes, qui peuvent provenir :

- des éventuels biais de modélisation (notion d'incertitudes systématiques),
- des incertitudes aléatoires que l'on peut modéliser via un modèle probabiliste (à partir de traitements mathématiques souvent statistiques),
- des incertitudes épistémiques (associées au manque de connaissance) que l'on peut soit modéliser de manière probabiliste soit prendre en compte par des méthodes spécifiques.

Enfin, il convient de tenir compte de la propagation de ces incertitudes au travers des couplages entre disciplines pour les différentes conditions de fonctionnement. Pour les situations hypothétiques qui intègrent nombre de défaillances multiples, l'estimation est de type 'best-estimate' et on cherchera à estimer la marge vis-à-vis d'un possible effet falaise.

Les modélisations des incertitudes s'appuieront sur les larges bases de données expérimentales de grandeurs observables représentatives du domaine de fonctionnement du réacteur (normal ou accidentel) existantes, et qui seront complétées pendant la phase d'exploitation d'Astrid par rapport à ses options de conception spécifiques.

3.8.1. Démarche relative aux outils de calcul scientifique

La nature des outils de modélisation utilisés et le degré de précision visé pour les calculs dépendent fortement du niveau d'avancement du projet.

La démarche relative aux outils de calcul scientifique suit le processus de conception, et réglementaire du projet Astrid qui fait apparaître les principales échéances suivantes :

Phase 1 de l'Avant-projet sommaire (AVP1) et rédaction du DORs : 2011 – 2012

Cette phase se caractérisait par des études nombreuses liées au nombre d'options de conception à comparer et à évaluer, ne nécessitant pas un niveau de précision et de définition élevé. La nature des études devait permettre de conforter la faisabilité des différents systèmes ou options envisagées et de dimensionner de manière préliminaire ces systèmes.

Les études de conception ont donc été réalisées avec les outils existants, et elles ne requéraient pas des modélisations très détaillées ; les calculs devaient permettre d'obtenir des résultats pour le fonctionnement normal et certaines situations accidentelles avec des temps de calcul raisonnables pour permettre la réalisation d'études de sensibilité. Les résultats de calculs obtenus durant cette phase n'incluaient pas forcément les incertitudes. Les outils de calcul utilisés s'appuyaient sur une première validation issue du retour d'expériences des programmes Phénix et Superphénix.

Cette phase s'est terminée par la remise du dossier d'orientation de sûreté (DORs) fin juin 2012.

Phase 2 de l'Avant-projet sommaire (AVP2) et rédaction du Dossier d'options de sûreté (DOS) : 2013 – 2015

Lors de cette étape, les choix des options de référence du démonstrateur technologique se précisent et le nombre d'options est donc restreint par rapport à la phase 1. Les objectifs d'études associées à cette phase 2 de l'APS sont les suivants :

- dimensionner sur la base de modélisations plus détaillées les composants et systèmes de référence, et conduire une évaluation des performances en fonction des conditions de fonctionnement,
- définir un dossier de remontage d'ensemble cohérent du réacteur et des différents systèmes associés, nécessitant des études globales à l'échelle du réacteur intégrant un nombre de systèmes important. On aboutit à l'étude de systèmes complexes,
- réaliser les études de transitoires accidentels et incidentels en support au Dossier d'options de sûreté (DOS).

Cependant, le DOS ne présentera pas de résultat de calcul de référence vis-à-vis du dimensionnement et des démonstrations de sûreté. A ce stade, les études faites visent à consolider le design. Les calculs de référence sont prévus à l'étape du rapport préliminaire de sûreté RPrS.

Cette phase AVP2 est mise à profit pour construire et mettre en place les outils de la future démonstration de sûreté. L'objectif est de disposer d'outils performants et opérationnels pour les besoins des études de conception, et de tirer profit des progrès logiciels et informatiques depuis les programmes Superphénix et EFR. Il faut également estimer les marges et limiter les conservatismes qui peuvent conduire à des surcoûts. Cette phase voit donc une transition entre la génération d'outils utilisés en AVP1 et ceux qui seront utilisés pendant la phase d'avant-projet détaillé.

Le tableau ci-dessous présente un exemple, pour ce qui concerne les outils de calcul scientifique utilisés pour la conception du cœur d'Astrid, d'évolution des codes utilisés en fonction des phases du projet :

Domaine	Phase AVP1	Phase AVP2	Phase APD
Physique du cœur	PARIS V0	PARIS V1	APOLLO-3
Thermohydraulique au niveau du système	CATHARE V2.5	CATHARE V2.5	CATHARE V3
Thermohydraulique au niveau des assemblages	Outils de la plateforme ELOGE*	TrioU_MC2**	TrioU_MC2 Couplage entre CATHARE et TrioU_MC2
Comportement aiguille combustible	GERMINAL V1.5	GERMINAL V2.2	GERMINAL V3
Comportement mécanique du cœur	Harmonie	Harmonie	Harmonie2 ^{Cast3M}
Comportement dynamique du cœur			BASILIQ ^{Cast3M}

*ELOGE était la plateforme des outils de thermo hydraulique cœur utilisée pour les réacteurs Phénix et Superphénix

**MC2 signifie Modèle-Cœur-Collecteur

Tableau 3- 5 : outils de calcul scientifique pour la conception du cœur

Les objectifs de l'AVP2 sont donc à 2 niveaux :

- établir le plan de développement puis développer, identifier la base expérimentale de validation et procéder à la validation d'outils de calcul scientifique existants pour étendre leurs capacités de simulations aux options et conditions de fonctionnement ou situations hypothétiques Astrid, ou d'une nouvelle génération d'outils de calcul ; l'ensemble des outils est prévu pour être opérationnel pour alimenter le rapport préliminaire de sûreté ;
- mettre en place la construction de plateformes d'essais puis la réalisation des programmes expérimentaux en support à la validation de ces outils, à la qualification des innovations et la vérification des performances de sûreté.

Pour satisfaire les exigences de l'arrêté INB du 7 février 2012, les outils de calcul doivent suivre les phases de vérification, validation et qualification qui sont décrites ci-après.

La vérification consiste à s'assurer que la résolution des équations est correcte. En d'autres termes, il faut s'assurer que l'outil de calcul scientifique fonctionne comme voulu (réalisation informatique et numérique correcte, solution numérique correcte).

La validation d'un outil de calcul scientifique est le processus consistant à évaluer sa capacité prédictive des phénomènes réels eu égard au champ d'utilisation visé. Elle vise à aboutir à la quantification des incertitudes associées au calcul des grandeurs utilisées dans les études avec l'outil considéré. La validation consiste à s'assurer que les équations sont correctes. En d'autres termes il s'agit de s'assurer qu'un outil de calcul scientifique destiné au calcul de phénomènes physiques a la capacité de les représenter correctement dans un domaine identifié. La phase de validation passe par la comparaison des résultats de l'outil de calcul à des données expérimentales sur maquettes, et/ou des résultats de retour d'expérience (REX) et/ou des calculs d'outils de calcul qualifiés, et/ou des calculs étalons.

La validation peut comporter plusieurs étapes :

- validation à effets séparés portant sur des phénomènes physiques aussi isolés que possibles et généralement dans une géométrie simple (par exemple comparaison avec une expérience à effets séparés) ;
- validation intégrale sur une combinaison de phénomènes physiques et/ou pour des géométries complexes (par exemple comparaison avec des mesures sur maquettes intégrales représentant au mieux des configurations industrielles).

De plus, la transposition au cas du réacteur qui consiste à vérifier l'aptitude de l'outil de calcul scientifique à simuler les conditions et configurations de réacteurs, est un élément indispensable à l'utilisation de l'outil dans une étude de sûreté. Il s'agit en effet de faire l'analyse de la représentativité de la matrice de validation au regard des configurations de réacteurs (effets d'échelle, effets des conditions expérimentales, etc.).

Le domaine de validation est alors défini : c'est le domaine de variation des paramètres physiques couvert par les essais retenus lors du processus de validation et pour lesquels les résultats de l'OCS sont jugés en bon accord avec les résultats expérimentaux.

Au final, la qualification de l'outil pour une utilisation donnée et définie par les caractéristiques d'Astrid doit être établie. À cette fin, il convient à minima d'effectuer et de documenter les actions suivantes : réaliser la recette formelle du produit dans l'environnement cible, puis s'assurer que le domaine de validation est cohérent avec l'utilisation qui en est faite pour Astrid.

L'exigence réglementaire stipule donc que les versions des outils de calculs scientifiques utilisés dans les études doivent être qualifiées dans le domaine d'application concerné. Cette exigence s'applique à partir des études conduites pour le RPrS et pour les dossiers ultérieurs.

Au travers d'exemples se rapportant au cœur, il apparaît que dans différents domaines (neutronique, thermo hydraulique...), le travail prévu au CEA s'inscrit dans une démarche de partenariats ou de collaborations internationales, ceci pour partager les investissements, bénéficier des connaissances et des moyens techniques de nos partenaires.

Ainsi, dans le domaine de la simulation neutronique, la validation des outils de calcul utilisés pour la simulation du cœur à faible réactivité en cas de vidange du sodium (CFV) retenu pour Astrid a conduit à la définition du programme expérimental GENESIS (Génération d'expériences neutroniques pour les systèmes innovants au sodium) qui comporte deux phases complémentaires : des essais options séparées sur les installations BFS en Russie, puis une expérimentation en mode maquette sur la maquette critique Masurca du CEA à Cadarache.

Dans le domaine de la thermo hydraulique, les études de répartition des débits ont mis en évidence des besoins en essais pour la validation des écoulements et des cartographies de températures dans le circuit primaire. Cette demande motive, entre autres, la réalisation de la plateforme d'essais appelée Giseh (Groupement des installations en simulant eau pour l'hydraulique) qui est un ensemble de boucles et maquettes en fluide simulant (eau ou air) permettant la validation de codes d'hydraulique ou de données hydrauliques de la cuve primaire (collecteur chaud / collecteur froid) ou la qualification de certains composants complexes (collecteur en eau du générateur de vapeur, assemblage).

La physique des accidents graves est prise en compte dès la conception : en particulier la description de la phénoménologie de dégradation du cœur et de cheminement du corium dans le réacteur fait l'objet du développement d'une nouvelle version de l'outil Simmer (Simmer V) en collaboration avec JAEA (Japan Atomic Energy Agency) ; des collaborations complémentaires sont envisagées, en particulier avec KIT (Karlsruhe Institut of Technology). L'amélioration, par la réduction des incertitudes, des simulations des différentes phases de dégradation requiert des compléments expérimentaux pour analyser le comportement du corium et son interaction avec le sodium ou les matériaux sacrificiels du récupérateur en accident grave. C'est l'objectif des essais Eagle réalisés pour le compte de JAEA et auxquels le CEA a eu accès, et de la plateforme Plinius-2 (PLatform for Increase of Nuclear Industry and Utility Safety-2) qui sera mise en place pour répondre à la thématique des accidents graves de manière plus adaptée aux options de conception d'Astrid.

Pour enrichir la base expérimentale de validation des outils de calculs, un important retour d'expérience des essais effectués sur Phénix et Superphénix est valorisé dans de nombreux domaines comme par exemple la validation des outils de mécanique statique ou dynamique du cœur. Ainsi les essais de fin de vie effectués sur le réacteur Phénix sont précieux que ce soit dans le domaine statique ou dans le domaine dynamique avec les essais de gerbage dynamique réalisés en 2013 qui permettent de valider la simulation des interactions fluide-structure.

Phase de l'avant-projet détaillé (APD) et rédaction du Rapport préliminaire de sûreté (RPrS) : 2016-2019

Compte tenu du niveau de définition avancé des différents systèmes constituant le démonstrateur technologique Astrid durant cette phase, les études et calculs associés seront plus détaillés qu'en phase d'avant-projet. Les résultats des études de dimensionnement prendront en compte les incertitudes consolidées grâce aux premiers essais de qualification qui seront réalisés dans le plan de justification de la définition du concept produit Astrid.

Un premier niveau de validation et donc de qualification des outils de simulation est requis pour la fin de l'APD en support au Rapport préliminaire de sûreté (RPrS) dans les domaines cohérents avec les options de conception Astrid, les conditions de fonctionnement et les domaines géométriques traités ; ce premier niveau s'appuiera sur les résultats de validation disponibles et sera complété pendant les phases suivantes du projet par l'apport des compléments de validation afin d'apporter les éléments manquants pour le premier Rapport de Sûreté.

Cette phase valorisera les couplages multi échelles et multiphysiques qui devront permettre la réalisation de calculs plus représentatifs avec un niveau de précision élevé.

3.8.2. Démarche relative à la qualification des options de conception d'Astrid

Fin 2012 ont été produits par les principales ingénieries en support à Astrid des documents d'expression de besoins de qualification et de R&D, notamment pour l'îlot nucléaire et pour le cœur. Sur la base de ces documents, le CEA a mis en place une démarche structurée (cf. Figure 3- 63) du plan de Qualification des options d'Astrid passant par :

- une analyse de ces documents (évaluation notamment du juste nécessaire) ;
- une vérification de l'adéquation besoins / moyens ;
- un suivi et une mise à jour de ces expressions de besoins en fonction des évolutions d'Astrid (conclusions des revues de choix d'options, options abandonnées, changement de configuration, etc.) ;
- un partage de cette analyse entre tous les acteurs concernés.

L'objectif est de disposer fin 2015 d'une première définition partagée de l'ensemble du plan de qualification associé aux phases d'APD et de réalisation du réacteur, incluant sa planification. Cette démarche s'accompagne d'une analyse de risque (notamment le risque de ne pas faire, le risque de ne pas pouvoir faire et/ou le risque de faire de manière incomplète les essais demandés), dont il résulte une phase de définition et de traitement des actions de réduction des risques, intégrée dans le portefeuille des risques du projet.

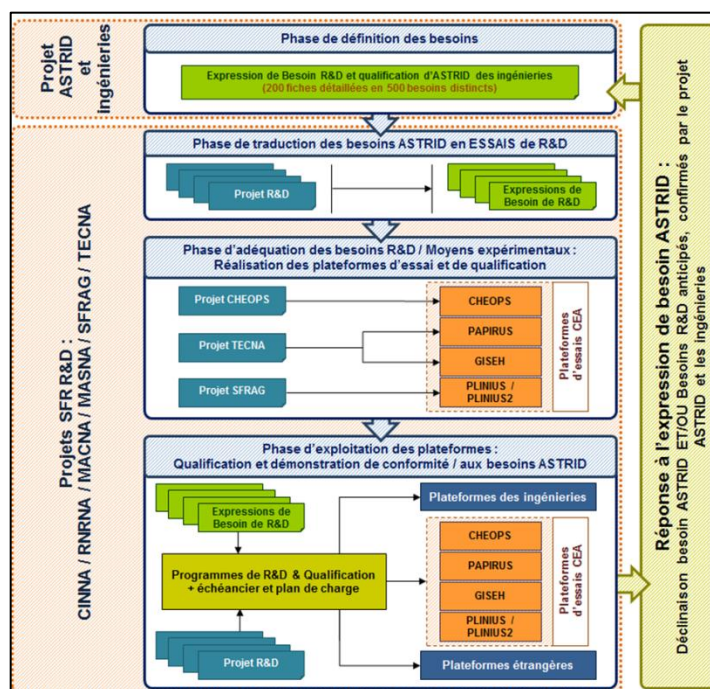


Figure 3- 63 : processus mis en œuvre pour la démarche qualification d'Astrid

3.8.3. Installations d'intérêt pour la qualification du cœur et des composants d'Astrid

L'analyse du besoin d'acquisition de nouvelles données expérimentales pour la qualification des composants du réacteur Astrid et la réduction des incertitudes est réactualisée de manière périodique. En cette fin d'avant-projet sommaire, l'analyse couvre l'ensemble des ingénieries et confirme les moyens d'essais déjà en cours de construction ou de rénovation, mais fait également émerger de nouveaux moyens.

Il a été constaté que certaines installations expérimentales du CEA existantes ou déjà en construction, permettront de couvrir une partie des nouveaux besoins. Pour les besoins non couverts, le CEA a évalué les possibilités d'utiliser des installations existantes ou en construction chez ses partenaires étrangers, en cohérence avec les règles de protection de la propriété intellectuelle et le planning du programme Astrid. Par exemple, des programmes expérimentaux sur les thèmes suivants sont réalisés dans les installations des partenaires JAEA (Japan Atomic Energy Agency), Rosatom et IGCAR (Indira Gandhi Centre for Atomic Research) :

- l'étude des feux de sodium et du transfert d'aérosols dans l'atmosphère (essais à grande échelle) ;
- l'étude des réactions sodium/eau lors de rupture de tubes GV (impact sur tube adjacent ou faisceau de tubes) ;
- l'étude des conséquences d'une détente énergétique en cas de fusion du cœur.

D'autres collaborations sont en cours de discussion.

En cas de non disponibilité d'une installation pertinente chez nos partenaires, le CEA évalue alors l'opportunité d'investir dans une nouvelle installation expérimentale.

Par rapport au dossier de fin d'AVP1, cette démarche a été appliquée de manière plus systématique en analysant les besoins de R&D et qualification dans tous les domaines de travaux d'ingénierie :

- la qualification du cœur et des objets du cœur et leurs installations associées. Cela concerne principalement :
 - des essais neutroniques (dans les maquettes critiques BFS et Masurca) ;
 - des essais de type accidents graves (avec principalement une nouvelle plate-forme en phase de conception au CEA : Plinius-2 adaptée au caloporteur sodium, et l'étude de faisabilité d'un programme expérimental dans le réacteur expérimental IGR au Kazakhstan, intégrant le retour d'expérience du programme expérimental Eagle réalisé par JAEA dans le même réacteur) ;
 - des programmes d'irradiation pour qualifier notamment certaines des options avancées pour le combustible ou pour le gainage. A ce titre, on peut citer les essais en cours et à venir d'irradiation de matériaux de structure dans le réacteur russe BOR-60 et des projets d'irradiation de combustible ou d'absorbants dans les réacteurs BN-600 en Russie, Monju et Joyo au Japon ;
 - des essais de qualification d'assemblages et de barres (y compris les mécanismes) : essais analytiques ou semi-analytique permettant de répondre à des problématiques particulières (tribologie par exemple), mais aussi des essais intégraux, statiques et dynamiques ;
 - des essais de qualification de l'instrumentation du cœur (instrumentation neutronique, de surveillance des gaines, thermo hydraulique, ...) en y intégrant les besoins de démonstration de tenue dans le milieu (y compris irradiation) ;
 - des essais visant à qualifier plus particulièrement un modèle ou un code (simulation des interactions fluide-structures par exemple).

- la validation et qualification de la conception en termes de fonctionnement thermo hydraulique de la cuve primaire en particulier ;
- le développement et la qualification de solutions technologiques ou des outils de dimensionnement retenues pour les gros composants (échangeurs intermédiaires, pompes électromagnétiques, échangeurs de chaleur sodium gaz...) de l'îlot nucléaire et de la chaudière ;
- les développements et la qualification de procédés et technologies pour le maintien de la qualité chimique du sodium et son traitement et pour le piégeage du tritium ;
- les qualifications de solutions mises en œuvre dans le génie civil ;
- la R&D et la qualification des moyens mis en œuvre dans les fonctions transverses que sont l'ISIR et l'instrumentation pour surveillance continue ;
- la qualification du système de conversion d'énergie (SCE), avec en particulier la rédaction d'une feuille de route de qualification du SCE gaz, point particulièrement important pour un concept n'ayant pas fait jusqu'alors l'objet d'une réalisation industrielle ;
- la qualification des solutions technologiques d'éléments de la chaîne de manutention ;
- la qualification des options Astrid pour limiter, à la conception, les conséquences d'un accident grave, qui en complément des études associées à la conception du cœur, requiert des compléments expérimentaux associés aux potentiels cheminements du corium vers un récupérateur et la maîtrise du refroidissement long terme d'un corium sur ce dernier, en s'appuyant en particulier sur la plateforme expérimentale en projet Plinius-2.

De cette analyse découle une stratégie de programme d'essais s'appuyant sur quatre ensembles de moyens expérimentaux en support au développement d'Astrid.

Tout d'abord, des grandes boucles d'essais en sodium dédiées à de la R&D grande échelle et qualification de composants (par des essais en similitude ou à échelle 1) et pour les procédés avancés de lavage seront réunies dans la plateforme Cheops (Circuits et hall d'essais des gros composants en Sodium, Figure 3- 64) du CEA/Cadarache. La conception-construction de cette installation sur le site de Cadarache a démarré mi-2014 et les premiers essais sont prévus courant 2019. Elle couvrira des besoins variés dont les principaux sont :

- la qualification thermomécanique des différents types d'assemblages couvrant les différents modes de fonctionnement (régime permanent et régimes transitoires) ;
- la qualification d'un module d'échangeur de chaleur sodium-gaz (échelle 2/3), d'un échangeur de chaleur sodium-gaz (échelle 1/10), et des étanchéités de jupe d'échangeurs intermédiaires ;
- la qualification des éléments de la chaîne de manutention : vannes tiroir, frein de hotte, grappin de hotte, démonstration de l'efficacité des procédés de lavage etc. ;
- la qualification d'instrumentation et de techniques d'ISIR (In Service Inspection and Repair) : télémétrie grande distance, instrumentation thermo hydraulique, qualification des moyens d'intervention sous sodium (porteurs, outils d'inspection et de réparation) ;
- la validation des modèles de transferts (de matière et de chaleur) en ciel de pile, des dispositifs de limitation de transfert thermique sous dalle, et des technologies des traversées de dalle, etc. ;
- la validation des procédés sur l'exploitation des pièges froids, etc.

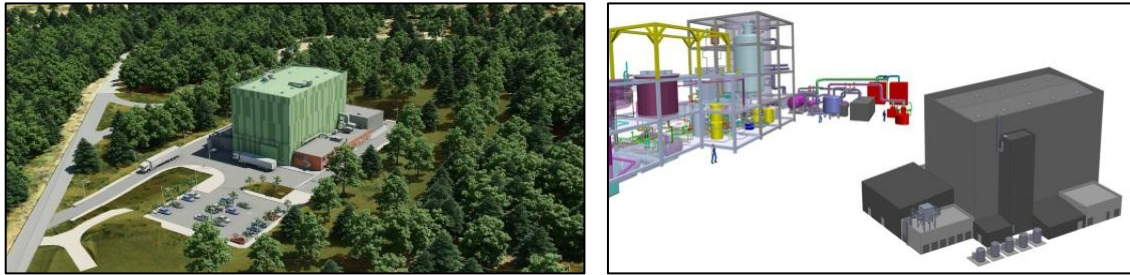


Figure 3- 64 : plateforme Cheops (©RAZEL-BEC (mandataire) / INGEROP / CEGELEC CEM / CEGELEC Nucléaire Sud Est / CASTEL & FROMAGET / A26)

La plateforme Papyrus (Parc des petites installations de recherche sur l'utilisation du sodium dans les réacteurs rapides) réunit les moyens d'essais en sodium (de petite et moyenne taille, allant jusqu'à quelques m³ de sodium) qui couvrent quasiment tous les types de besoins évoqués précédemment. Ces moyens d'essais vont de la petite boîte à gants contenant quelques grammes de sodium jusqu'à des moyens d'essais permettant l'évaluation de maquette d'échangeur de chaleur sodium gaz de 40 kW par exemple. Les principaux besoins couverts concernent des pans de R&D variés :

- dans le domaine de l'ISIR et l'instrumentation : développement de capteurs ultrasonores, fibres optiques, débitmètres électromagnétiques ou techniques de traitement associées pour visualisation sous sodium, caractérisation du taux d'engagement du sodium,... ;
- en support au développement des échangeurs de chaleur sodium-gaz (ECSG). Le circuit Diademo-Na (cf. Figure 3- 65) est utilisé pour valider les conceptions, les procédés de fabrication, et évaluer les performances,... ;
- en support au développement des pompes électromagnétiques (PEM) : études analytiques des instabilités et modélisation associée, via l'installation Pemdyn (Figure 3- 66) ;
- pour des études de corrosion et de tribologie de matériaux au sodium, ou des études spécifiques en soutien au développement des assemblages, comme par exemple les aspects tribologiques des zones à revêtement dur ;
- pour l'amélioration des modélisations de phénomènes ayant lieu lors de réaction sodium/eau ou sodium/eau/air, mais également lors du transfert d'aérosols émanant de feu sodium ;



Figure 3- 65 : circuit Diademo-Na et illustration d'une maquette d'ECSG

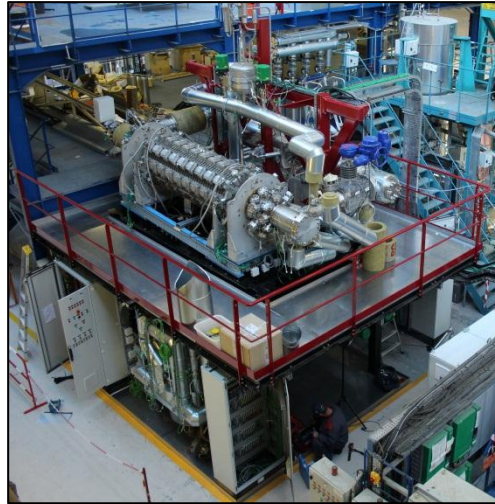


Figure 3- 66 : pompe électromagnétique de performance 1500m³/h du circuit PEMDYN

Les moyens d'essais en fluides simulants réunis dans la plateforme Giseh (Groupement des installations en simulant eau pour l'hydraulique) permettent de répondre à des besoins touchant la chaudière et le cœur dans les domaines de l'hydraulique, la thermo hydraulique et de l'analyse vibratoire sous écoulement (cf. Figure 3- 67).

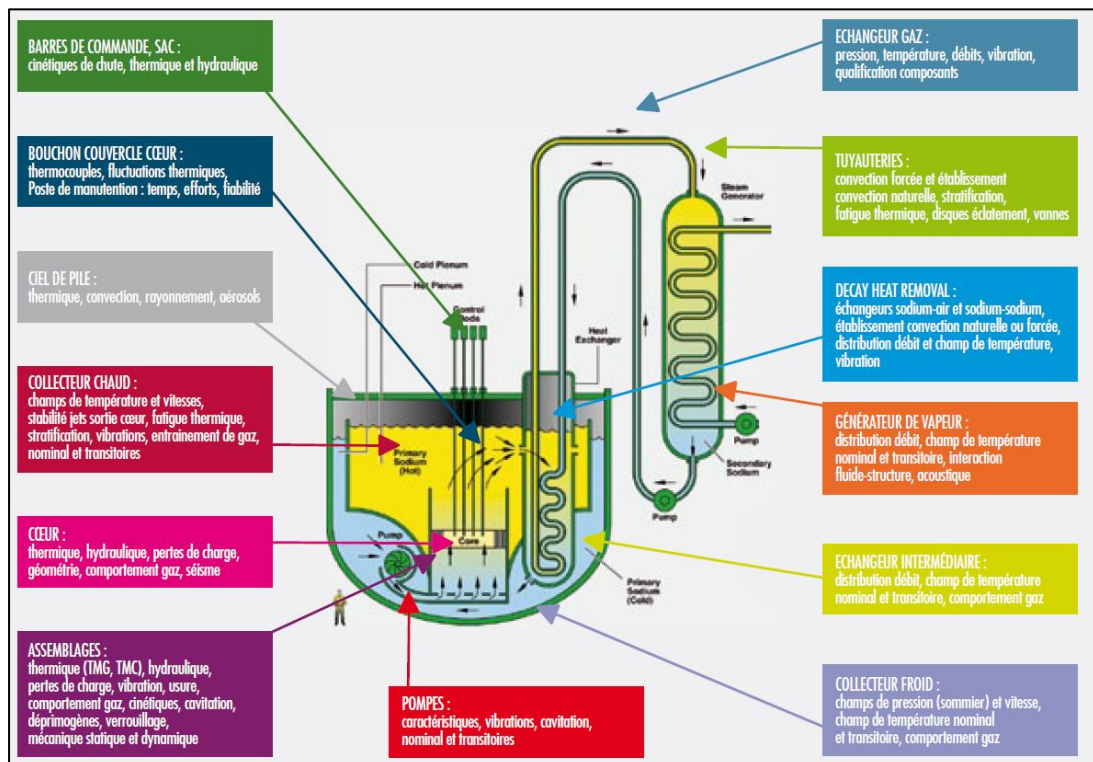


Figure 3- 67 : besoins pris en compte par la plateforme en fluides simulants Giseh dédiée aux essais hydrauliques

Les moyens d'essais répondent à des besoins spécifiques qu'ils soient analytiques ou plus intégraux avec des échelles variées :

- compréhension des phénomènes thermo hydrauliques dans la cuve primaire (par exemple identification des zones à vortex avec entrainement de bulles de gaz, et recherche d'optimisation du design pour y remédier) ou sur des composants spécifiques (hydraulique sortie cœur, impact du bouchon couvercle cœur, hydraulique des assemblages,...) à des échelles représentatives. A titre d'exemple une maquette de collecteur chaud peut être étudiée à l'échelle 1/6, ce qui exige un débit d'environ 350 m³/h (Figure 3- 68 et Figure 3- 69) ;
- validation des approches numériques et des codes thermo hydrauliques associés ;
- compréhension et modélisation de phénomènes locaux en support aux optimisations de design du réacteur : vortex, entrainement de gaz à la surface libre, ...

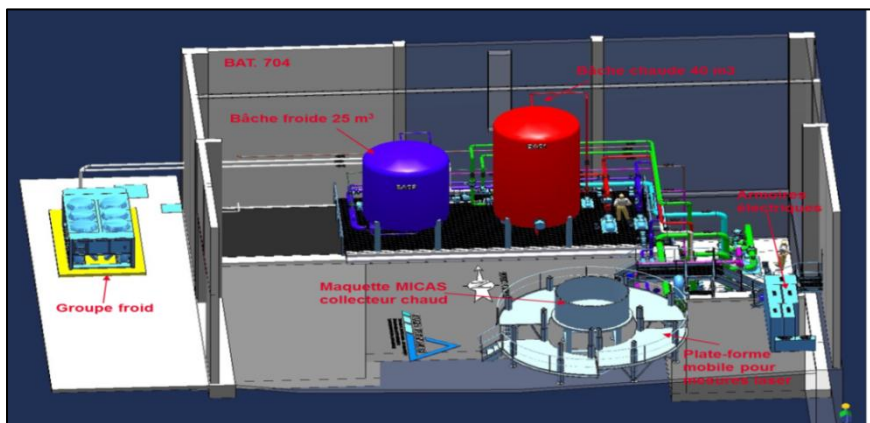


Figure 3- 68 : plateforme en fluide simulant de thermohydraulique permettant l'étude du collecteur chaud



Figure 3- 69 : vue d'une installation d'essais en fluide simulant de thermohydraulique lors des essais de réception

Pour l'étude des accidents graves, la plateforme Plinius 2 (Figure 3- 70) est en cours de conception pour répondre à des besoins de R&D dans le domaine de la simulation expérimentale des accidents graves pour différentes filières de réacteurs (utilisant de l'eau ou du sodium comme caloporteur). Elle permettra de mener :

- des études d'interaction entre corium et combustible en régime permanent (mettant en jeu plusieurs centaines de kg de corium prototypique) ;
- des études d'interaction entre corium et matériaux du récupérateur ;
- des études des moyens de mitigation (canaux de dispersion du corium).

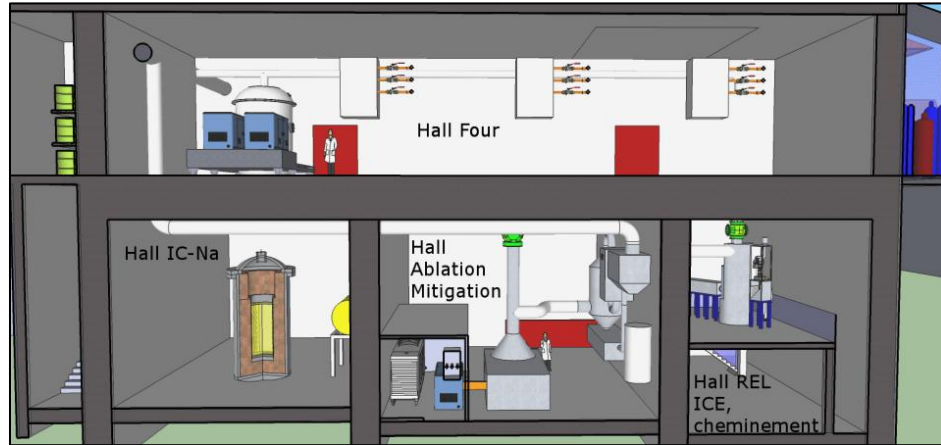


Figure 3- 70 : schéma de la plateforme Plinius-2

3.9. ORGANISATION INDUSTRIELLE ET PARTENARIATS DE R&D

3.9.1. Le montage industriel du projet

Par la convention du 9 septembre 2010, le CEA s'est vu confier la maîtrise d'ouvrage du projet Astrid. Il en a également reçu le financement, correspondant à la phase d'avant-projet, par le Programme d'investissements d'avenir (PIA).

Les grandes lignes de l'organisation mise en place sont les suivantes :

- la maîtrise d'ouvrage et le pilotage stratégique du projet sont assurés par la Direction de l'énergie nucléaire, avec une délégation vers un programme dédié « Réacteurs de 4^{ème} génération » ;
- le pilotage opérationnel du projet est assuré par la cellule projet Astrid (CPA) rattachée au Département d'étude des réacteurs (DER) du CEA Cadarache et animée par un chef de projet. Celui-ci s'appuie sur une équipe composée :
 - d'un architecte industriel, car le CEA a pris la décision de ne pas faire appel à un maître d'œuvre principal et d'assurer lui-même la fonction d'ensemblier ; il s'appuie sur une cellule de synthèse et de maîtrise de la configuration ;
 - d'un responsable de management de projet chargé de l'organisation, de la maîtrise des risques, du suivi des plannings et des coûts ; il s'appuie sur une assistance externe ;
 - de responsables de fonctions transverses sur les enjeux majeurs d'Astrid (sûreté, opérabilité, analyse de la valeur, programmes expérimentaux, instrumentation et ISIR) ;
 - et de responsables chargés de piloter les différents lots d'études d'ingénierie (interfaces site, chaudière nucléaire, cœur, systèmes de conversion d'énergie, auxiliaires nucléaires et manutention, contrôle commande et distribution électrique, génie civil).

Le projet est découpé en lots d'études d'ingénierie qui sont confiés à différents partenaires industriels dans le cadre de collaborations bilatérales, hormis le lot Ingénierie Cœur réalisé par le CEA pour la phase d'avant-projet. Les accords de collaboration impliquent qu'une part de l'effort des partenaires industriels est financée par leurs fonds propres. À fin 2014, le projet Astrid s'appuyait sur les 13 collaborations suivantes :

- EDF (depuis septembre 2010) : le SEPTEN, localisé à Lyon, assure une assistance à l'équipe CEA de maîtrise d'ouvrage par une présence directe dans celle-ci et par une équipe basée à Lyon; il apporte ses compétences d'architecte et d'exploitant de centrales nucléaires REP et RNR. EDF R&D est associé aux études de R&D avec le CEA et AREVA depuis 2007 sur l'évaluation d'options pour un RNR-Na de 4^{ème} génération, et depuis 2010 plus particulièrement à la R&D en soutien à la conception du réacteur Astrid ;
- AREVA (depuis octobre 2010), seul constructeur européen maîtrisant la conception des centrales à neutrons rapides refroidis au sodium, assure l'ingénierie de l'îlot nucléaire qui comprend la chaudière nucléaire, les auxiliaires nucléaires, les systèmes électriques associés et le contrôle-commande, en proposant une architecture de l'ensemble et l'aménagement des bâtiments concernés. AREVA réalise également des études de conception du cœur et des assemblages en soutien des études de conception réalisées par le CEA. À noter qu'à travers un accord tripartite, AREVA et EDF financent au CEA depuis 2007 un programme de R&D sur les RNR-Na et sur Astrid ;
- Alstom Power Systems (depuis mai 2011), concepteur et constructeur de systèmes de conversion d'énergie de centrales nucléaires ou non, qui mène les études de celui d'Astrid (options eau-vapeur mais aussi option gaz) ;

- Comex Nucléaire (depuis juillet 2011) qui apporte ses compétences de conception mécanique pour l'étude de différents systèmes, comme la robotique pour l'inspection en service du circuit primaire ou la conception diversifiée de mécanismes de barres ;
- Toshiba (depuis avril 2012) pour le développement et la qualification de grosses pompes électromagnétiques pour les circuits secondaires de sodium ;
- Bouygues (depuis avril 2012) dont la contribution porte essentiellement sur la conception du génie civil de l'ensemble des bâtiments de l'îlot nucléaire (dont le bâtiment réacteur, les bâtiments auxiliaires nucléaires, les bâtiments de manutention du combustible) mais également de la salle des machines, abritant le groupe turbo alternateur ;
- Jacobs Nucléaire (depuis juin 2012) sur l'ingénierie des infrastructures et des moyens communs du site ;
- Rolls-Royce (depuis septembre 2012) sur les échangeurs sodium-gaz et la manutention des assemblages ;
- Airbus Defence & Space (depuis octobre 2012) sur la fiabilité en fonctionnement des équipements relevant de la sûreté ;
- Alcen/SEIV (depuis juillet 2013) sur les études de conception de la cellule d'examen des objets irradiés ;
- Velan (depuis juin 2014) assure la conception et la réalisation d'un prototype de vanne sodium de grand diamètre ;
- Mitsubishi Heavy Industries (MHI) et Mitsubishi FBR Systems (MFBR) (depuis août 2014) assurent, dans le cadre d'une collaboration de grande ampleur avec le Japon sur Astrid, des études de conception sur un des systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle, sur un mécanisme de lâcher passif de barre d'arrêt du réacteur, et sur des appuis parasismiques. MHI et MFBR contribuent aussi à de nombreuses activités de R&D en soutien de JAEA qui participe également au programme Astrid ;
- Technetics Group France (depuis février 2015) sur le développement de systèmes d'étanchéité innovants pour les traversées de dalle et les porteurs robotiques.

Le projet reste ouvert à d'autres partenariats, qu'ils soient français ou étrangers.

Ces partenariats permettent au CEA de travailler sur les études d'avant-projet d'Astrid en associant des acteurs majeurs, dont l'expérience et la compétence en leurs domaines représentent un gage de réussite. L'association de partenaires industriels favorise l'innovation et garantit la prise en compte des enjeux industriels (opérabilité, constructibilité...) dès la conception Astrid.

Les relations avec les partenaires industriels responsables d'études d'ingénierie ont été détaillées dans une spécification de management (auxquelles les ingénieries répondent par un plan de management) qui prévoit notamment :

- des revues de projet au sens de la norme RG AERO0040 qui constituent des points de rendez-vous majeurs en fin d'AVP1 (RCS : Revue de conception système) et en fin d'AVP2 (RCD : Revue de conception détaillée) ;
- des revues de conception internes aux ingénieries, en préalable notamment à la RCS et à la RCD ;
- des revues de choix d'options organisées par le pilote opérationnel avec participation du pilote stratégique ;
- des réunions mensuelles pour faire état de l'avancement des actions, de l'analyse des plannings, des remises de livrables, de l'avancement physique ;
- des réunions d'avancement trimestrielles pour traiter les aspects budgétaires (annuels, pluri annuels, engagé, reste à dépenser), les actions de réduction de risques projet ;

- des réunions trimestrielles de coordination des ingénieries Astrid pour traiter des interfaces, des fiches d'évolution, de la gestion de configuration, des activités de remontage des performances, des intégrations des maquettes des ingénieries dans la maquette globale Astrid ;
- des revues de concertation des instances de pilotage, entre pilotes stratégiques de chaque partenaire.

L'organisation générale du projet est schématisée sur la Figure 3- 71.

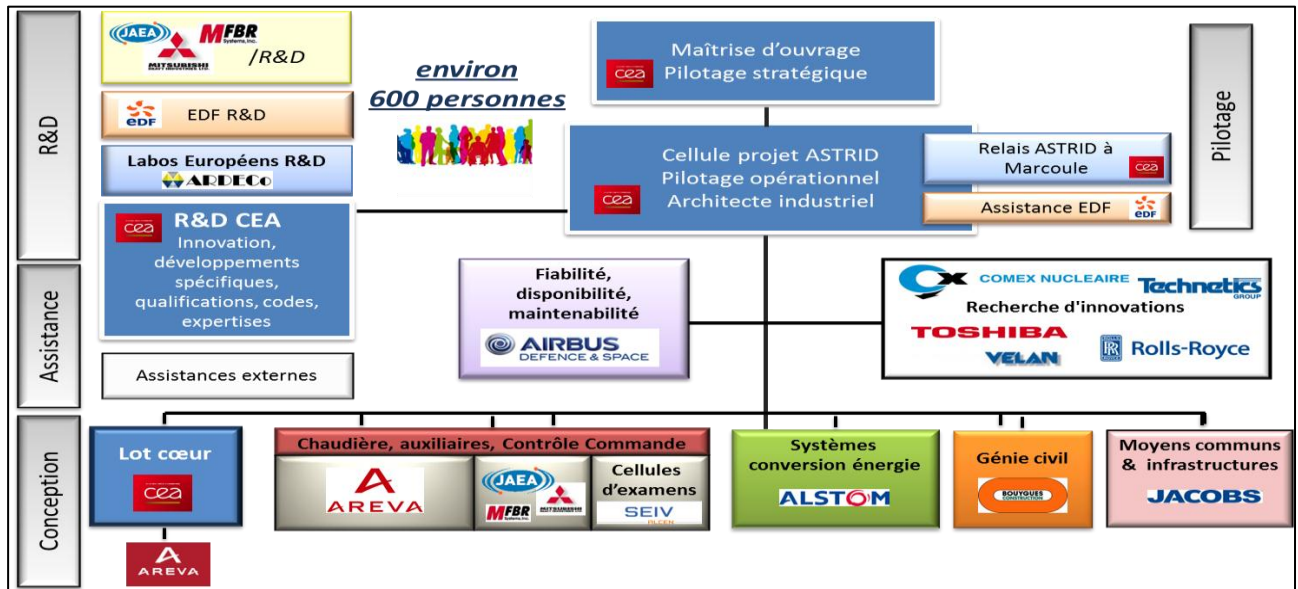


Figure 3- 71 : organisation générale du projet Astrid

3.9.1.1. Les missions de la maîtrise d'ouvrage

Maîtrise d'ouvrage principale

En tant que maître d'ouvrage, le CEA assure le pilotage stratégique et opérationnel du projet. Il a également la responsabilité de l'élaboration des dossiers de sûreté et reste l'interlocuteur de l'Autorité de sûreté nucléaire.

Astrid étant un projet CEA, il est conduit selon les règles d'assurance qualité du CEA, en particulier le référentiel méthodologique de management de projet (R2MP) basé sur la recommandation RG AERO00040.

Gestion de la configuration

L'architecte ensemblier reste le garant de la gestion de la configuration étudiée par les différentes ingénieries. Aussi, une arborescence produit a été finalisée et partagée entre tous les acteurs. Chaque ensemble est lui-même découpé en sous-ensembles ou systèmes élémentaires.

Les études de la phase préliminaire ont permis d'identifier dans chaque sous-ensemble un certain nombre de variantes ou options qui font l'objet de choix au cours de l'avant-projet sommaire. Elles sont toutes répertoriées dans les arborescences « produits ».

Identification et gestion des interfaces

L'ensemble des données techniques issues du cahier des charges fonctionnel et des premières données des études préliminaires des lots d'ingénierie font l'objet d'une gestion et d'un partage sous la responsabilité de l'architecte industriel. Un document est mis à jour mensuellement et l'ensemble des évolutions est portée à la connaissance de tous les acteurs de la conception d'Astrid.

Gestion des performances

Une évaluation des performances par rapport au cahier des charges fonctionnel est réalisée périodiquement.

3.9.1.2. L'organisation interne CEA

Au sein du CEA, la cellule projet Astrid est en relation directe avec :

- le lot ingénierie cœur ;
- les acteurs de la R&D sur le domaine d'Astrid ;
- les acteurs travaillant sur le cycle et les moyens lourds associés.

L'organisation interne de la cellule projet Astrid repose sur des chargés de lot métier ou transverse (voir Figure 3- 72) qui interagissent avec l'ensemble des intervenants du projet qu'ils soient ingénierie ou assistance. Ces chargés de lots définissent à leurs contributeurs respectifs les données d'entrée, les livrables à émettre, les principaux jalons auxquels ceux-ci contribuent.

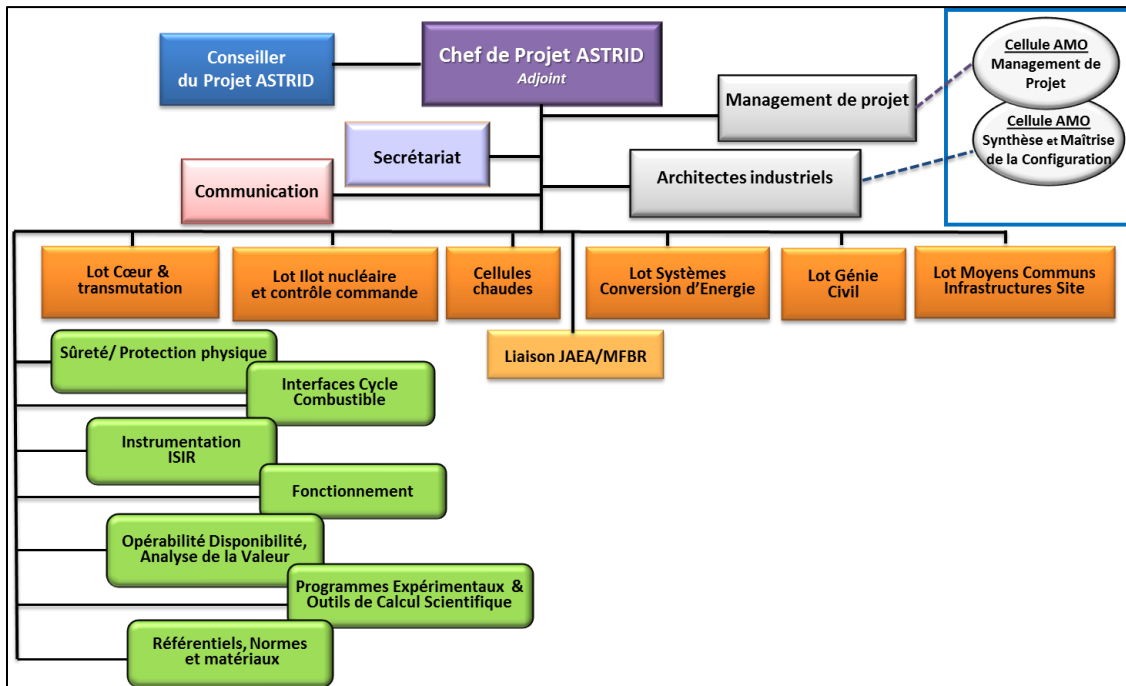


Figure 3- 72 : organisation de l'équipe projet Astrid (CPA)

Les interactions entre la cellule projet Astrid et les équipes de R&D ou celles du projet dédié à l'Atelier de fabrication des cœurs (AFCOE) reposent sur l'émission de fiches d'expressions de besoins de lots techniques (cœur, chaudière, manutention, SCE...) et transverses (sûreté, ISIR, opérabilité...) de la cellule projet Astrid vers les équipes qui interviennent pour le lot d'ingénierie cœur ou en assistance à maîtrise d'ouvrage (en R&D, définition de qualifications et expertises).

3.9.2. La collaboration internationale

Le CEA a développé depuis 2007 un ensemble de partenariats internationaux afin de renforcer et démultiplier ses efforts de R&D. Ces partenariats présentent l'opportunité de partager les coûts de développement et d'utilisation d'infrastructures expérimentales lourdes. Ce chapitre présente une synthèse de celles-ci et de leurs objectifs.

3.9.2.1. En Europe

Dans le cadre du Strategic Energy Technology Plan (SET-Plan), la Commission Européenne a développé une position sur la contribution de la fission nucléaire dans la transition énergétique vers un mix énergétique bas carbone. La promotion pour sa mise en œuvre s'appuie sur des Initiatives industrielles (European Industrial Initiatives, EII) rassemblant les pays européens, leurs industries et leurs organismes de recherche.

Pour ce qui concerne l'énergie nucléaire, la plateforme SNE-TP (Sustainable Nuclear Energy Technology Platform, <http://www.snetp.eu/>) propose un espace européen de la recherche dans le domaine de la fission, en relation avec l'ESNII (European Sustainable Nuclear Industrial Initiative, <http://www.snetp.eu/esnii/>) porté par l'industrie, et l'alliance EERA (European Energy Research Alliance, <http://www.eera-set.eu/>), dans l'objectif d'aider la structuration et la rationalisation des efforts des différents acteurs européens.

La filière RNR-Na est intégrée dans la feuille de route de la plateforme SNE-TP et de l'ESNII, et est identifiée comme la filière de référence par celles-ci pour les réacteurs à spectre rapide. Ces actions se retrouvent dans la mise en place d'un certain nombre de projets européens. Les principaux projets qui se sont terminés à fin 2014 sont :

- CP-ESFR (<https://www.project-cp-esfr.eu/>, 2009-2013), coordonné par le CEA, et centré sur le développement de briques technologiques et la validation de codes de calculs en soutien au développement des RNR-Na ;
- Adriana (<http://adriana.ujv.cz/>, 2010-2011), qui a réalisé un recensement des infrastructures expérimentales européennes nécessaires aux différents programmes Génération IV, puis rédigé une feuille de route d'investissements ;
- Matter (www.matterfp7.it, 2010-2014) et Getmat (<http://nuklear-server.ka.fzk.de/getmat/>, 2008-2013), deux projets dédiés au développement et à la qualification de matériaux innovants ;
- Sargen IV (2012-2013), qui a contribué aux efforts d'harmonisation des méthodologies d'évaluation de sûreté des systèmes de 4^{ème} génération, dans la lignée des travaux du Risk and Safety Working Group du Forum International Génération IV et des recommandations de l'AIEA et de WENRA.

Depuis 2013, deux projets ont pris la suite :

- le projet ESNII+ (2013-2017), coordonné par le CEA, qui permet de fédérer des efforts de R&D en soutien aux démonstrateurs technologiques et prototypes de l'initiative ESNII, dont le démonstrateur technologique Astrid, et de construire une feuille de route de la R&D partagée incluant une stratégie d'investissement en installations de recherche, sur la base des résultats du projet Adriana ;
- le projet Matisse (2013-2017), coordonné par le CEA, permet de poursuivre les travaux lancés dans les projets Matter et Getmat, en lien avec le Joint Program Nuclear Material de l'*European Energy Research Alliance* (EERA).

Ces projets européens ont permis de maintenir un réseau de compétences au sein des pays européens dans le domaine des RNR-Na.

Parmi les avancées du programme Astrid pendant la phase AVP2 décrite dans le chapitre précédent (chapitre 3.8), il faut noter l'établissement d'une feuille de route de qualification de ses options de conception et de ses outils de conception et de sûreté. La mise en œuvre de cette feuille de route nécessite d'étendre les coopérations.

Sur la base du réseau de compétence maintenus par les projets européens, le CEA a commencé à mettre en place à partir de 2014 un réseau de coopérations bilatérales pour y répondre, réseau appelé Astrid R&D European Cooperation (ARDECO).

Les accords en cours sont :

- une collaboration avec les universités suédoises KTH Royal Institut of Technology, Chalmers University of Technology et Uppsala Universitet, sous l'égide d'un accord entre le CEA et le Swedish Research Council, dans les domaines de la sûreté et du combustible ;
- une collaboration avec le Paul Scherrer Institute (Suisse), qui contribue à l'évaluation du comportement du cœur à faible vidange en situation dégradée ;
- une collaboration avec National Nuclear Laboratory (Royaume-Uni), sur des développements en robotique pour l'inspectabilité et la valorisation du retour d'expérience du réacteur Prototype Fast Reactor (Dounray, Ecosse) pour la qualification du combustible Astrid;
- une collaboration avec Helmholtz-Zentrum Dresden – Rossendorf (Allemagne), sur des développements d'instrumentation innovante.

Le développement de ce réseau de coopération ARDECO se poursuivra pendant la phase d'avant-projet détaillé du programme Astrid.

Il faut enfin noter une collaboration avec le CNRS, dans le cadre du projet NEEDS, avec un certain nombre d'axes de recherches communs sur les incertitudes dans les données nucléaires, les matériaux, le développement d'instrumentation innovante et de traitement du signal...

3.9.2.2. Hors Europe

Hors Europe, le CEA est un acteur majeur du Forum International Génération IV (<http://www.gen-4.org/>) qui rassemble 13 pays intéressés pour partager les efforts de R&D sur six systèmes, dont la filière RNR-Na, sur les thèmes de la transmutation, de la sûreté et de la technologie. Ce Forum a une activité importante d'harmonisation de standards et référentiels de sûreté, via le Risk and Safety Working Group et un groupe de travail spécifique qui propose des critères de sûreté et des recommandations utilisables par les concepteurs des futurs RNR-Na (Task Force on Safety Design Criteria for SFR) tenant compte des objectifs de la 4^{ème} génération et des enseignements de l'accident de Fukushima-Daichi ; des échanges sur ces propositions ont débuté avec les autorités de sûreté nationales sous l'égide de l'Agence de l'Energie Nucléaire (AEN) de l'OCDE.

Le CEA est aussi impliqué dans un certain nombre d'activités de l'AIEA dans le cadre du Technical Working Group on Fast Reactors (TWG-FR), et du International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO), qui permettent des échanges sur la sûreté et le développement technologique des systèmes nucléaires rapides, ainsi que le partage du retour d'expériences de phases de construction, d'exploitation et de démantèlement de RNR-Na.

A côté de ces coopérations multilatérales, le CEA a développé un ensemble de partenariats bilatéraux avec l'ensemble des organismes de R&D impliqués dans le développement des RNR-Na, permettant la réalisation d'actions de R&D ciblées en soutien au programme Astrid. Citons notamment :

- avec le Japon, l'année 2014 a vu le renforcement notable de la collaboration avec JAEA qui existait depuis plusieurs années et qui avaient permis l'utilisation de moyens expérimentaux communs, comme par exemple la réalisation en 2011 d'essais de comportement d'un faisceau de tubes en situations de réaction sodium-eau sur l'installation Swat1R de JAEA, et la participation du CEA au programme Eagle 1 & 2 mené par JAEA sur le réacteur IGR de NNC (Kazakhstan) en support à la qualification de dispositifs de mitigation ;
- avec l'Inde, une R&D commune est menée avec IGCAR (Indira Gandhi Centre for Atomic Research) et le BARC (Bhabha Atomic Research Centre), sur les thèmes de la sûreté et de la recherche de base, conformément aux traités internationaux. Quelques exemples de R&D sont l'amélioration de la compréhension des mécanismes de propagation d'un corium dans un RNR-Na, de l'impact des aérosols de sodium dans l'installation et l'environnement, ainsi que le développement de l'instrumentation de sûreté, s'appuyant sur la réalisation d'essais en commun ;
- avec la Russie, suite à la signature de l'accord CEA-Rosatom à l'été 2010, trois axes de R&D ont été définis : le développement et la qualification des matériaux de cœur et des combustibles (une irradiation de matériaux est en cours dans BOR-60, et des irradiations complémentaires sont en discussion dans BOR-60 et BN-600), la sûreté et la physique des cœurs (incluant des essais neutroniques depuis 2013 dans les maquettes BFS en support à la qualification du cœur CFV), et la technologie avec en particulier l'évaluation de la possibilité de partager des boucles expérimentales ;
- le réacteur expérimental CEFR a divergé pour la première fois en 2010 en Chine, et a terminé fin 2014 ses essais de démarrage et atteint 100% de sa puissance. Un laboratoire commun a été créé en 2008 entre le CEA et l'Agence de l'énergie atomique de Chine (CAEA) pour soutenir son démarrage et y préparer des programmes expérimentaux. La Chine envisage de construire un démonstrateur de RNR-Na de 600MWe, appelé CFR600, d'ici fin 2030 ; le CEA et la Compagnie nationale nucléaire chinoise (CNNC) ont démarré en 2014 des échanges pour partager les spécifications des démonstrateurs respectifs ;
- le CEA et le Département à l'Energie (DOE) des Etats-Unis ont signé un accord de coopération en 2012 dans le domaine des réacteurs à neutrons rapides qui a été décliné en un plan d'action en 2013 précisant la contribution de laboratoires nationaux à la R&D en soutien à la qualification Astrid; en particulier le DOE a fait réaliser une expertise par ses équipes du comportement neutronique et en transitoire du concept de cœur à faible vidange (CFV), qui a fait l'objet d'une première publication commune lors de la conférence FR'13 organisée par l'AIEA à Paris en mars 2013.

Lors de la visite en France du Premier ministre japonais, M. Shinzo Abe, un accord de collaboration a été signé entre le CEA, et les deux ministères japonais METI* et MEXT**, prévoyant la contribution du Japon aux études de conception et aux travaux de R&D du programme Astrid jusque fin 2019. L'accord d'application a été signé en août 2014 entre le CEA, AREVA, JAEA, MHI et MFBR. Ce sont ainsi une trentaine de fiches thématiques de collaboration qui sont enclenchées et contribueront significativement aux travaux sur le programme Astrid, en particulier sur les sujets suivants :

Ingénierie :

- conception d'un système d'évacuation de la puissance résiduelle ;
- conception d'un système de lâcher passif de barres d'arrêt par aimant à point de Curie ;
- conception d'une solution alternative d'isolation antisismique.

R&D :

- matériaux des cœurs, matériaux de structure ;
- études de thermohydraulique (simulation et validation) ;
- instrumentation ;
- technologie sodium ;
- combustible ;
- maîtrise des accidents graves.

3.10. DEFINITION DU PLANNING ET DES COUTS

3.10.1. Le planning

Les études de conception d'Astrid ont commencé en 2010. L'avant-projet est constitué de plusieurs phases :

- la première phase de l'avant-projet sommaire, dite AVP1, a eu pour but d'analyser les options ouvertes, en particulier les plus innovantes, pour faire le choix du design de référence fin 2012. Cette phase incluait une phase préparatoire qui a permis de structurer le projet, formaliser l'expression des besoins et définir les principaux jalons et échéances. L'AVP1 s'est terminé fin 2012 comme prévu, avec la livraison d'une importante documentation d'ingénierie et de résultats de R&D, en particulier un dossier d'orientations de sûreté (soumis à l'ASN en juin 2012) ;
- la deuxième phase de l'avant-projet sommaire, dite AVP2, qui a débuté en 2013 et se terminera à la fin de l'année 2015. Elle vise à conforter la conception pour disposer d'un avant-projet sommaire complet et cohérent. Celui-ci sera accompagné d'une estimation plus étayée du coût et du planning et permettra la prise de décision pour la poursuite des études de conception ;
- l'avant-projet détaillé est prévu à partir de 2016, suivi par les études d'exécution, les procédures d'autorisation et la réalisation.

Par rapport au planning directeur initial défini en 2010, le planning des études de conception d'Astrid a connu une évolution en début d'AVP2. En effet, le cadrage budgétaire donné par le Gouvernement au CEA fin 2012 pour les années suivantes ne permettait pas une adéquation entre le besoin en effectifs chargés de fournir au projet les résultats de R&D et le calendrier initial des phases AVP2 et APD (qui devaient se terminer respectivement en 2014 et 2017). En 2013, le comité de suivi de la Convention du 9 septembre 2010 entre l'État et le CEA relative au programme d'investissements d'avenir (action « réacteur de 4^{ème} génération Astrid») a fixé un nouveau planning directeur pour les études : phase AVP2 de 2013 à fin 2015, phase APD de 2016 à 2019.

Sur cette base, l'élaboration et le suivi du planning se font à 3 niveaux :

- Le planning de rang 0 : c'est le planning de référence. Cette planification de référence présente une granulométrie « grandes mailles » et retrace le délai de réalisation global du projet, les grands livrables à produire, les étapes principales et leurs liens, les durées prévisionnelles, les jalons. Cette planification intègre des marges qui sont consolidées par une analyse de risques.
- Le planning de rang 1 : il présente une granulométrie plus fine pour les phases engagées. Ce planning semi-détaillé offre la visibilité du déroulement logique de chaque lot et met en évidence les événements clés ; il est établi par les ingénieries et consolidé par l'équipe de pilotage opérationnel.
- Le planning de rang 2 : ce planning est détaillé au rang des tâches élémentaires. Il intègre les éléments relatifs aux études, à la préparation des travaux, la réalisation de ceux-ci, le repli de chantier et la fourniture des dossiers finaux et de retour d'expérience ; il reste interne aux ingénieries.

Plusieurs composantes de planning sont élaborées et suivies de manière cohérente entre elles :

- l'enchaînement des études et de la réalisation de la centrale ;
- le planning de rédaction et d'analyse des dossiers de sûreté, et les autorisations associées ;
- le processus réglementaire : débat et enquête publiques, permis de construire, etc. ;
- le processus de qualification du cœur et des composants majeurs ;
- les études et la réalisation de l'atelier de fabrication des cœurs.

La Figure 3- 73 donne les grandes lignes du planning global.

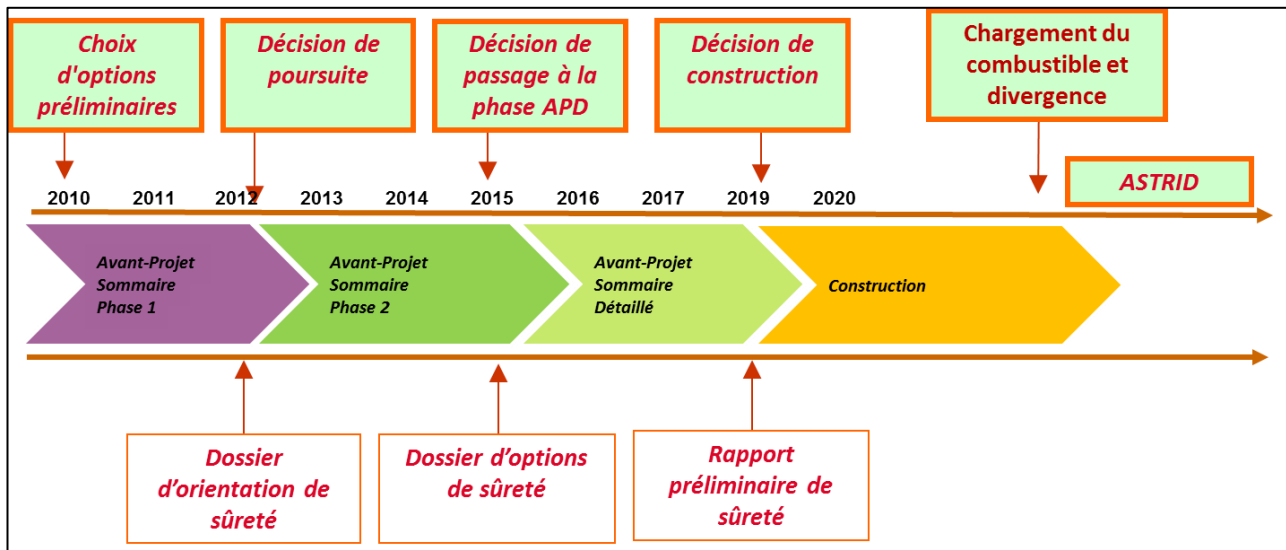


Figure 3- 73 : planning global du projet Astrid

3.10.2. L'élaboration des coûts

L'avant-projet sommaire d'Astrid se terminera fin 2015. Au-delà des documents techniques (plus de 2300) documentant la conception du réacteur en fin d'AVP2, une évaluation préliminaire du coût d'Astrid sera réalisée. Des incertitudes importantes sont liées à cet exercice pour les raisons principales suivantes :

- caractère très innovant du réacteur ;
- étude pendant l'AVP2 en parallèle de deux options de systèmes de conversion d'énergie (en eau-vapeur et en azote) ;
- état d'avancement des études (fin d'avant-projet sommaire) ;
- manque d'expérience récent de construction d'un RNR-Na en France.

Ainsi, pour estimer des coûts dans cette phase du projet, il est nécessaire, pour limiter les incertitudes, de déployer dans un premier temps plusieurs méthodologies en parallèle et de consolider dans un second temps les résultats obtenus. Les 3 méthodes d'évaluations qui ont été retenues sont les suivantes :

- une évaluation interne CEA en utilisant le logiciel Semer développé pour les projet de réacteurs rapides à sodium Superphénix2 et EFR, ou encore l'utilisation de la base de retour d'expérience capitalisant les coûts des marchés de travaux récents passés pour différentes installations du CEA et le réacteur RJH et permettant d'établir des macro-ratios entre les procédés d'une part et les infrastructures et moyens communs d'autre part ;
- une évaluation réalisée par les ingénieries, analysée et consolidée par la maîtrise d'ouvrage du projet. Pour la chaudière, cette évaluation reprend en les actualisant les bases de coûts qui avaient été développées lors des études EFR ;
- une évaluation sur dossier par une société tierce, indépendante des sociétés d'ingénierie concernées, basée sur les techniques de chiffrage de projet en phase amont.

Le but est de croiser ces différentes approches pour limiter autant que possible les incertitudes sur l'estimation de fin d'AVP2, et également de disposer de bases de données permettant d'enclencher sur Astrid dès ces phases de conception une démarche d'analyse de la valeur pour optimiser les coûts du démonstrateur technologique.

C'est ainsi qu'en parallèle, plusieurs actions contribuant à la consolidation des estimations ont été lancées :

- étude comparative avec les techniques de l'industrie pétrolière confrontée elle aussi à cette problématique d'estimation du coût de grands projets en vue d'une décision d'investir ;
- démarche d'analyse de la valeur et phase intensive d'optimisation des coûts en début d'AVP2 avec la création de 29 groupes de travail, avec à la clé d'importantes réductions obtenues sur les volumes, les quantités, en particulier dans les domaines du génie-civil, du SCE gaz et de la manutention du combustible.

L'organisation du projet Astrid intègre une fonction permanente dédiée à l'analyse de la valeur et à l'estimation des coûts éclairant chacune des revues de choix d'option. Il n'en reste pas moins que les incertitudes sur les coûts restent élevées en raison du caractère prototype du projet Astrid.

3.11. CONCLUSION

3.11.1. Rappel de l'intérêt des réacteurs à neutrons rapides (RNR)

Les RNR présentent plusieurs atouts déterminants en complémentarité des filières existantes de réacteurs à neutrons thermiques dont fait partie l'actuelle filière des réacteurs à eau pressurisée du parc français :

- ils peuvent utiliser sans limitation le plutonium produit par les réacteurs à eau ou par eux-mêmes. Les RNR permettent d'assurer une gestion rationnelle et pérenne du plutonium, justifiant ainsi son statut de matière énergétique valorisée dans les combustibles usés, et ne nécessitant pas en conséquence son stockage dans des conditions sûres pendant de très longues périodes en réduisant à l'état de faibles traces la présence de plutonium dans les déchets ultimes ;
- en permettant de valoriser la totalité de l'uranium extrait du sol, ils multiplient par un facteur de l'ordre de la centaine l'énergie que l'on peut extraire d'une masse donnée d'uranium naturel. L'ordre de grandeur des réserves énergétiques mondiales s'en trouverait alors profondément modifié ; il s'agit d'un atout considérable pour la production d'énergie à long terme ;
- les RNR ont la capacité, une fois le stock opératoire de plutonium constitué, de se passer totalement d'uranium naturel. Ils peuvent en effet être alimentés avec de l'uranium appauvri, sous-produit abondant des opérations d'enrichissement et sans valeur marchande actuellement, et présent en grande quantité sur notre sol suite à l'exploitation des réacteurs thermiques (permettant ainsi, avec un parc de RNR et au rythme de production actuel, de produire de l'électricité pour notre pays pendant plusieurs millénaires). Ainsi, alors que le parc nucléaire français consomme environ 8000 tonnes d'uranium naturel chaque année, et laisse de côté 7000 tonnes d'uranium appauvri et 5 tonnes de plutonium, un parc de RNR de puissance équivalente ne nécessiterait chaque année que 40 tonnes d'uranium appauvri ; la France dispose déjà dans les entrepôts de Pierrelatte de plus de 250 000 tonnes d'uranium appauvri ;
- le spectre des neutrons rapides ouvre aussi la possibilité de transmuter certains actinides mineurs et permet donc d'espérer réduire l'inventaire de ces radionucléides dans les déchets, si cela est souhaité au terme d'une analyse des bénéfices et des détriments de l'opération, et de limiter par voie de conséquence l'emprise du site de stockage profond des déchets nucléaires.

Les RNR représentent donc la composante clé d'une stratégie de cycle fermé permettant de gérer efficacement les matières valorisables présentes dans les combustibles usés d'abord d'un parc de réacteurs à neutrons thermiques, puis ultérieurement d'un parc homogène de RNR.

3.11.2. La stratégie française

Il faut noter que la maturité technologique des concepts retenus par le GIF est très variable. Pour le CEA, au vu des objectifs qui lui ont été assignés par la loi de 2006, l'effort se concentre en premier lieu sur les technologies de réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium (RNR-Na). Le Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires du 10 avril 2014 a confirmé qu'« à ce jour, parmi les différents systèmes nucléaires envisagés par le GIF, seul le système SFR présente une maturité suffisante pour que la réalisation d'un prototype industriel de réacteur de quatrième génération soit envisageable dans la première moitié du XXI^{ème} siècle. »

Les RNR-Na présentent des caractéristiques techniques favorables, notamment en termes de sûreté et de radioprotection, et sont les seuls à bénéficier d'un retour d'expérience industriel substantiel. La vingtaine de prototypes ou de démonstrateurs ayant été construits dans le monde cumulent plus de 400 années-réacteur de fonctionnement dont environ 100 années-réacteur pour les quatre RNR-Na de puissance significative ayant fonctionné durablement de manière industrielle. En France, le réacteur Phénix arrêté en 2009, après plus de 35 années de fonctionnement, représente un patrimoine de connaissances très important.

Sur la base des enseignements tirés des réacteurs précédents en France et à l'international, les acteurs français CEA, AREVA et EDF ont établi en 2007 un programme de Recherche et Développement visant à renforcer les points forts et à réduire les points de faiblesse de cette filière par des innovations technologiques importantes, ce qui a permis de lancer en 2010 les études de conception du démonstrateur technologique Astrid.

3.11.3. Le projet Astrid

Le démonstrateur technologique Astrid est destiné en premier lieu à démontrer à une échelle suffisante les avancées technologiques obtenues en qualifiant au cours de son fonctionnement les options innovantes, notamment dans les domaines de la sûreté et de l'opérabilité. Astrid est une installation d'intégration technologique permettant une démonstration de sûreté et de fonctionnement à l'échelle préindustrielle de RNR-Na de 4^{ème} génération.

Astrid est un prototype/démonstrateur technologique de réacteur à neutrons rapide refroidi au sodium de 4^{ème} génération, d'une puissance électrique de 600 MWe. L'objectif est une mise en service au cours de la décennie 2020, en fonction des décisions qui seront prises par les Pouvoirs publics. L'exploitation d'Astrid pendant une dizaine d'années doit ensuite permettre le déploiement, à un rythme qui dépendra des conditions du marché énergétique, de réacteurs de taille industrielle, soit au plus tôt à la fin de la décennie 2040.

Grâce aux innovations identifiées sur Astrid, il est possible d'atteindre des objectifs de sûreté équivalents à ceux fixés aux réacteurs EPR, tout en tenant compte du retour d'expérience de Fukushima et des spécificités liées à l'utilisation du sodium.

Les innovations consistent en particulier dans un nouveau design du cœur du réacteur, naturellement résistant aux transitoires accidentels, à l'étude d'un circuit tertiaire sans eau de manière à supprimer les risques de réaction chimique entre le sodium et l'eau ou bien de dispositions pour renforcer la prévention et la maîtrise de celles-ci, à un récupérateur de cœur fondu intégré à la cuve du réacteur et dimensionné pour un accident hypothétique de fusion globale du cœur. Le réacteur peut utiliser l'atmosphère comme moyen de refroidissement, même en cas de perte des alimentations électriques et de la source froide en eau. Des dispositions d'inertage et de détection précoce de fuites réduisent fortement les risques de feu de sodium. Enfin, la conception intègre les besoins d'inspection en service pendant toute la durée de vie du réacteur.

Contrairement aux réacteurs précédents, Astrid ne sera pas surgénérateur mais simplement isogénérateur, sans couvertures fertiles radiales, de manière à stabiliser le stock de plutonium sans l'accroître. Astrid aura la capacité de qualifier jusqu'à l'échelle d'assemblages complets de combustibles de transmutation en mode homogène et/ou en mode hétérogène (américium et neptunium), et/ou de combustibles dédiés à la consommation accrue de plutonium ; Astrid et ses capacités expérimentales sont indispensables pour la qualification de ces combustibles. À l'issue de ces programmes menés dans Astrid, on disposera d'une qualification industrielle suffisante pour construire, si c'est le choix fait à ce moment-là, des réacteurs industriels réalisant la transmutation ou la consommation accrue de plutonium. Le CEA a vérifié que les choix de conception d'Astrid, en particulier le cœur à faible effet de réactivité en cas de vidange du sodium CFV, étaient compatibles avec d'une part le programme d'irradiations dans Astrid jusqu'à l'échelle de plusieurs assemblages, d'autre part avec une extrapolation à des réacteurs de taille industrielle. Cette vérification n'exonère pas la conception des réacteurs qui seront déployés après Astrid d'une nécessaire optimisation en fonction des missions qui leur seront confiées.

Les études d'Astrid sont conduites sous maîtrise d'ouvrage du CEA depuis 2010 avec un financement provenant de la subvention, du Programme d'Investissements d'Avenir (PIA), sans lequel le programme Astrid n'aurait pas pu démarrer, et de divers financements externes (projets européens du PCRDT). Les industriels qui participent aux études apportent également une contribution en nature dans la mesure où un certain pourcentage des études qu'ils conduisent reste à leur charge.

Aujourd'hui, ce sont plus de 600 personnes qui travaillent à la R&D et à l'ingénierie d'Astrid dont environ la moitié au CEA, le reste au niveau des 13 partenaires industriels.

En termes de planning, les travaux relatifs à l'avant-projet du projet Astrid ont commencé en 2010. Ils sont organisés en 3 phases :

- la première phase de l'avant-projet sommaire, dite AVP1, a eu pour but d'analyser les options ouvertes, en particulier les plus innovantes, pour faire le choix du design de référence fin 2012. Cette première phase s'est déroulée conformément au planning prévu, et le CEA en a rendu compte devant ses ministères de tutelle fin 2012 ;
- la deuxième phase de l'avant-projet sommaire, dite AVP2, a débuté en janvier 2013. Elle vise à conforter la conception pour disposer, d'ici fin 2015, d'un avant-projet sommaire complet et cohérent (remontage eau-vapeur) ainsi qu'un important dossier d'études sur le système de conversion d'énergie à gaz ;
- l'avant-projet détaillé est prévu ensuite à partir de 2016, avant d'entrer dans la phase d'études de réalisation et la construction proprement dite.

3.11.4. Collaborations industrielles et internationales autour d'Astrid

Pour les études de R&D et de conception d'Astrid, une organisation spécifique a été mise en place. Le projet est découpé en lots d'études qui sont confiés à différents partenaires industriels, préférentiellement dans le cadre de collaborations bilatérales (c'est-à-dire qu'une part des études est financée par l'industriel). Ainsi, ce sont 13 collaborations industrielles qui sont rassemblées à la date d'aujourd'hui autour du projet Astrid.

La plupart des grands pays nucléaires s'intéressent fortement à la technologie des réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium, sans forcément se positionner sur des critères de sûreté de 4^{ème} génération. Ainsi, l'Inde devrait mettre en service dans les prochains mois un réacteur de puissance 500 MWe, et la Russie a démarré en juin 2014 un réacteur de 800 MWe. La Chine est encore en retrait, mais affiche des ambitions importantes dans le domaine.

La stratégie suivie par le CEA pour ces collaborations internationales consiste à rechercher des complémentarités dans les pays disposant de compétences sur les réacteurs à neutrons rapides, et éventuellement des installations expérimentales, afin de démultiplier l'effort réalisé en R&D en soutien au programme Astrid.

3.11.5. Vers la fin de l'avant-projet sommaire et l'avant-projet détaillé

La présente partie n°3 fournit une vue d'ensemble, la plus à jour possible à la date d'écriture du rapport, sur les études de conception du réacteur Astrid. Ces études intègrent une somme importante d'innovations améliorant la sûreté du réacteur et sa disponibilité. Elles rassemblent de nombreux partenaires industriels ou de R&D, et on a pu constater depuis 2013 l'intérêt de certains pays pour venir contribuer au projet, à commencer par le Japon. La fin de l'avant-projet sommaire en 2015 sera l'occasion de rendre compte au Gouvernement sur le travail effectué, à la fois du côté des ingénieries et de la R&D (plus de 2300 documents produits à ce jour).

Annexe 3-1 - Spécificités de conception des RNR-Na

Le schéma de principe d'un RNR-Na est présenté sur la figure suivante.

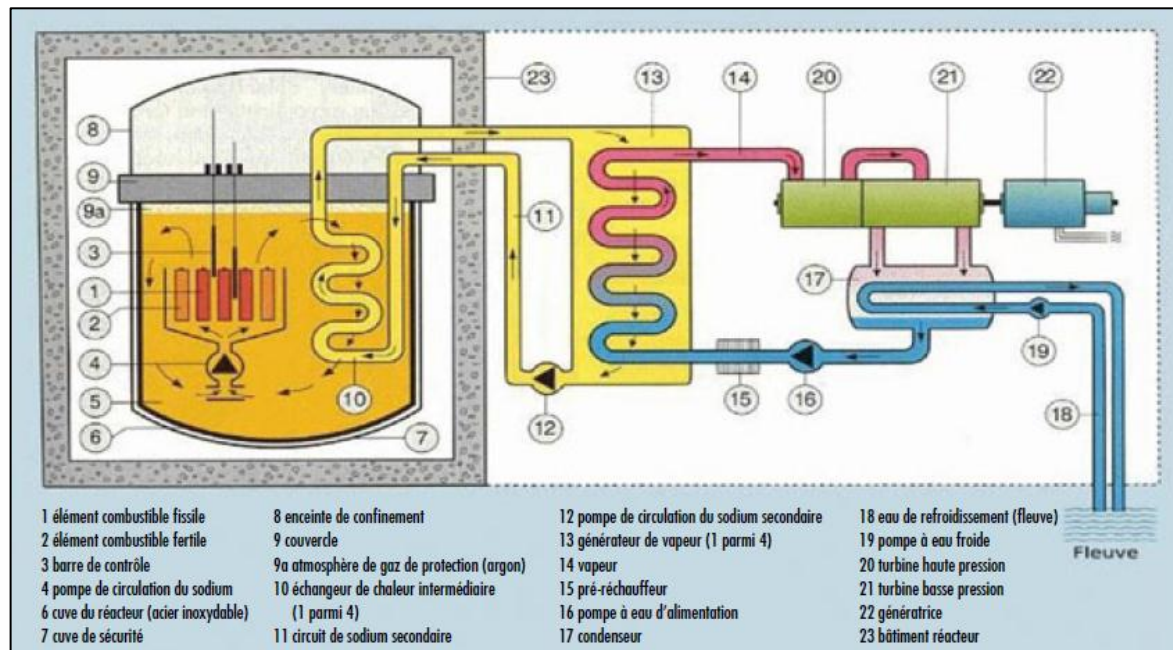


Figure 3- 74 : schéma de fonctionnement d'un RNR-Na

Le cœur (poste 1 et 2) où se déroule la réaction en chaîne et la production d'énergie est immergé dans une cuve dite principale (poste 6) remplie de sodium. À l'entrée du cœur la température du sodium est d'environ 400°C. Elle atteint en moyenne 550°C à la sortie du cœur. Le sodium primaire chaud passe ensuite dans un échangeur dit intermédiaire (poste 10) qui permet le transfert de chaleur du sodium primaire au sodium d'un second circuit indépendant dit circuit secondaire (poste 11).

Le sodium primaire ainsi refroidi est renvoyé à l'entrée du cœur par une pompe d'alimentation dite primaire (poste 4), immergée également dans la cuve principale.

Le sodium secondaire transmet à son tour la chaleur à un troisième circuit, ici alimenté en eau. Le transfert d'énergie se fait au sein d'un générateur de vapeur (poste 13), qui produit une vapeur d'excellente qualité à une température supérieure à 500°C permettant un rendement global de la centrale supérieur à 40 % (cycle de Rankine). La vapeur issue des générateurs de vapeur est envoyée à un turbo-alternateur (postes 20, 21, 22) assurant la production de l'électricité. Sur Astrid, une option innovante remplaçant l'eau par de l'azote est étudiée pour supprimer tout risque de réaction sodium-eau en cas de rupture d'un tube dans un générateur de vapeur. Dans le cas de cette option, les générateurs de vapeur sont remplacés par des échangeurs sodium-gaz, le cycle thermodynamique change et devient un cycle de Brayton, et le rendement global baisse de quelques points.

La présence du circuit secondaire permet de confiner le sodium primaire à l'intérieur de la cuve et d'assurer les échanges thermiques extérieurs sans possibilité de contact direct entre le fluide de la turbine (eau-vapeur ou gaz) et le sodium du circuit primaire.

La cuve principale est surmontée d'une dalle (poste 9) servant de couvercle comportant un bouchon tournant au-dessus du cœur pour assurer d'une part l'introduction et le retrait des assemblages, le passage des mécanismes des barres de contrôle du cœur (poste 3) ainsi que les dispositifs de mesures du cœur.

Le sodium primaire est surmonté d'un gaz inerte, l'argon (« ciel de pile », poste 9a).

Une deuxième cuve dite de sécurité (poste 7) permet de pallier au risque de fuite ou de rupture de la cuve principale en récupérant le sodium et en évitant le dénoyage du cœur.

Le schéma présenté ici est de type « intégré » dans le sens où l'ensemble du circuit primaire y compris ses composants (pompe, échangeurs) est immergé dans la cuve principale. Ce type de conception est le plus répandu tant en France qu'en Russie ou en Inde. Seul le Japon développe un autre type de concept dit à « boucles » dans lequel le cœur est isolé dans la cuve principale et relié par des boucles à d'autres cuves où se trouvent les gros composants. L'illustration des deux types de conception est présentée sur la Figure 3-75.

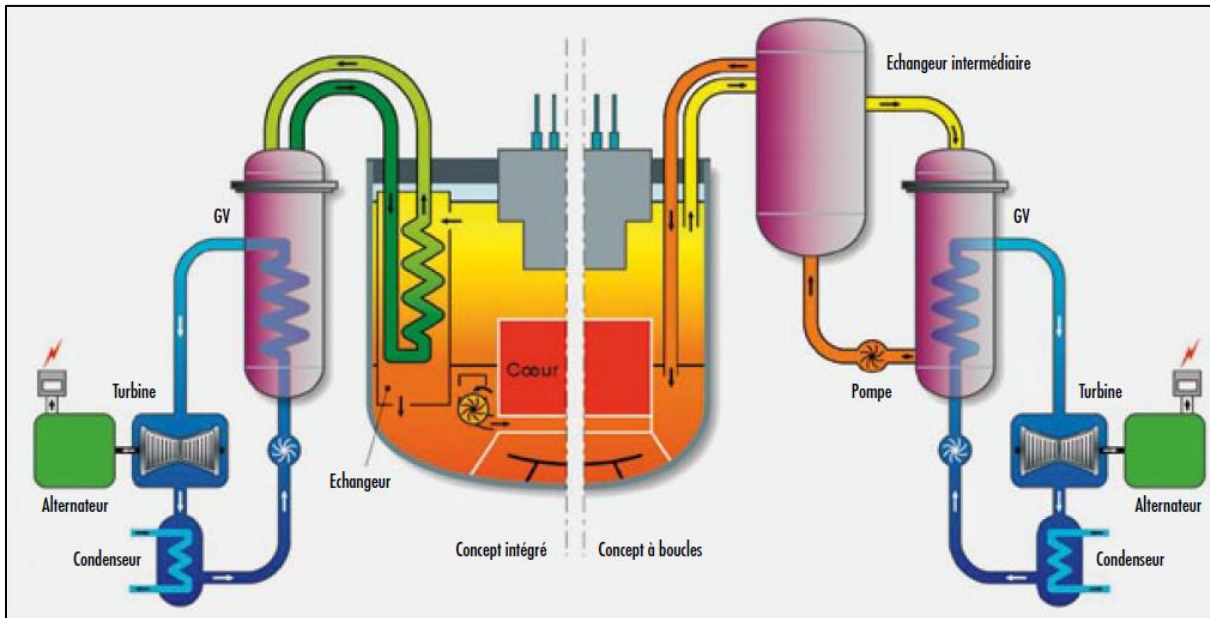


Figure 3- 75 : illustration des concepts de « réacteur intégré » et « réacteur à boucle »

Le cœur

Le cœur joue évidemment un rôle clé. Le combustible le constituant est classiquement un mélange d'oxyde mixte d'uranium et de plutonium (U,PuO_2), se présentant sous la forme de pastilles de quelques millimètres de diamètre placées dans des gaines étanches en acier inoxydable. Les aiguilles ainsi formées sont rassemblées sous forme d'un faisceau de plusieurs centaines d'aiguilles. Un fil hélicoïdal en acier est enroulé autour de chaque aiguille afin d'assurer l'espacement entre les aiguilles et de faciliter la circulation du sodium et l'homogénéisation des températures.

Le faisceau ainsi constitué est placé dans des boîtiers ou tubes hexagonaux en acier inoxydable pour former des assemblages. Les assemblages sont enfichés par leur pied dans une structure d'accueil dite sommier pour constituer le cœur du réacteur.

Le contrôle de la réactivité est assuré par deux systèmes indépendants de barres en carbure de bore pour absorber les neutrons qui permettent de contrôler le réacteur et chutent par gravité pour étouffer la réaction nucléaire en cas d'arrêt d'urgence.

Le contrôle du bon fonctionnement du cœur est assuré par des chambres à fission placées autour du cœur qui mesurent les évolutions de la population neutronique et donc de la réactivité du cœur.

Le contrôle thermique est assuré par des thermocouples placés juste au-dessus de la sortie du sodium de chaque assemblage. Ces mesures constituent un élément fondamental pour le suivi des températures et des puissances dégagées par chacun des assemblages.

Le contrôle de l'étanchéité des aiguilles de combustible est assuré par un système de mesures de détection de rupture de gaine par l'analyse des gaz et de détection de neutrons différés. En cas de rupture de gaine, la détection globale est complétée par une analyse locale afin de repérer l'assemblage défectueux.

Classiquement, les assemblages combustibles sont entourés radialement d'assemblages dits fertiles contenant de l'uranium appauvri, produit mis de côté lors des opérations d'enrichissement du combustible des centrales nucléaires refroidies à l'eau. La transformation de l'uranium-238 en plutonium-239 permet de produire plus de plutonium que la quantité consommée dans le cœur ; c'est le principe de la surgénération.

Les cœurs de conception actuels ne visent pas à la surgénération mais à la stabilisation de l'inventaire en plutonium, sans recourir aux assemblages fertiles.

