



05

SYNTHÈSE ET RECOMMANDATIONS

DÉCEMBRE 2012

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

05

SYNTHÈSE ET RECOMMANDATIONS

Synthèse et recommandations

La loi du 28 juin 2006 relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs, définit des orientations claires sur la gestion des combustibles nucléaires usés. Deux principes directeurs, complémentaires, 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 en couches géologiques profondes est la voie de référence.

La loi 2006-739 du 28 juin 2006, complétée par les décrets PNG-MDR du 16 avril 2008 puis du 23 avril 2012, appelle le CEA à « coordonner les recherches 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 mentionnés à l'article 5 de la loi 2005-781 du 13 juillet 2005 » (qui rappelait l'importance pour la France de sa filière nucléaire, et appelait à mener des recherches sur les réacteurs nucléaires du futur), « ainsi que sur les réacteurs pilotés par accélérateur dédiés à la transmutation des déchets » ;
- « 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 », pour lequel le dossier présenté en 2012 doit aussi permettre d'opérer les « choix » d'options.

Le dossier, préparé par le CEA en réponse à ces demandes, a été élaboré au terme de plusieurs années d'un travail mené en coopération avec les autres acteurs du domaine (EDF, Areva) et avec la contribution du CNRS et de l'Andra. Il aborde successivement dans ses divers tomes :

- les principes directeurs, qui fondent les recherches sur les systèmes de 4^e génération, et les divers systèmes à l'étude ;
- les résultats des recherches coordonnées par le CEA sur la séparation et la transmutation des éléments radioactifs à vie longue ;
- les choix proposés pour le démonstrateur technologique Astrid, réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium (RNR-Na), et le calendrier envisageable pour mener à bien sa réalisation ;
- un bilan des recherches menées dans le monde sur d'autres systèmes de 4^e génération, basés sur l'utilisation de réacteurs à neutrons rapides (RNR).

Les principaux résultats et enseignements, tirés par le CEA de ces études, sont résumés ci-après.

Le développement des systèmes de 4^e génération, basés sur le recyclage dans des RNR, de l'uranium et du plutonium contenus dans les combustibles usés, constitue une perspective de production d'une électricité sans émission de gaz à effet de serre, sûre et économiquement compétitive répondant aux objectifs d'une gestion durable des matières nucléaires.

Le recyclage systématique de l'uranium et du plutonium, dans le prolongement de ce qui est réalisé aujourd'hui en France dans les réacteurs à eau, permettra :

- d'utiliser et de valoriser la totalité du plutonium existant (utilisation aujourd'hui rendue difficile, voire impossible, par la dégradation de la composition isotopique du plutonium au fil des recyclages dans les réacteurs à neutrons thermiques, le rendant inadapté à un recyclage récurrent) ;
- de poursuivre ainsi, dans la durée, la stratégie de cycle fermé permettant de produire des déchets ultimes ne contenant pratiquement pas de plutonium. En effet, ce radioélément est celui qui ferait peser les plus fortes contraintes sur un stockage géologique profond, notamment au-delà des 500 premières années ;
- de se donner la possibilité d'accroître drastiquement (de plus d'un facteur 100) le taux d'utilisation de la ressource en uranium. Les réserves conventionnelles connues d'uranium représenteraient alors un potentiel énergétique près de 10 fois supérieur à celui du charbon, du pétrole et du gaz réunis.
- de limiter, « à la source », la quantité de certains des produits radioactifs à vie longue (actinides mineurs) contenus dans les déchets finaux (à quantité d'électricité produite donnée, il se forme 4 fois moins d'actinides mineurs si le recyclage du plutonium s'effectue dans un RNR, comparativement à ce qui est formé si ce recyclage s'effectue dans un réacteur à eau).

Le multirecyclage de l'uranium et du plutonium en RNR apparaît ainsi comme une des clés pour la mise en œuvre d'options nucléaires durables, qu'il s'agisse d'éviter l'accumulation de matières sensibles, de préserver les ressources naturelles ou de limiter la quantité de déchets ultimes. C'est l'objectif premier d'Astrid que de démontrer cette capacité de multirecyclage des matières valorisables.

L'intérêt de tels systèmes est largement partagé au plan international ; c'est ainsi que le Forum international génération IV (ou GIF) a permis, depuis près de 10 ans, d'analyser les divers systèmes envisageables, de dégager les critères importants pour leur développement ; parmi ceux-ci, la sûreté des réacteurs est un point clé, et la recherche des meilleurs standards en la matière constitue l'un des objectifs essentiels des équipes engagées dans ces développements.



Simulation pour le développement de systèmes nucléaires de 4^e génération.



Vue générale de l'usine de retraitement de La Hague (Manche).

LE POTENTIEL ÉNERGÉTIQUE DES RESSOURCES FOSSILES

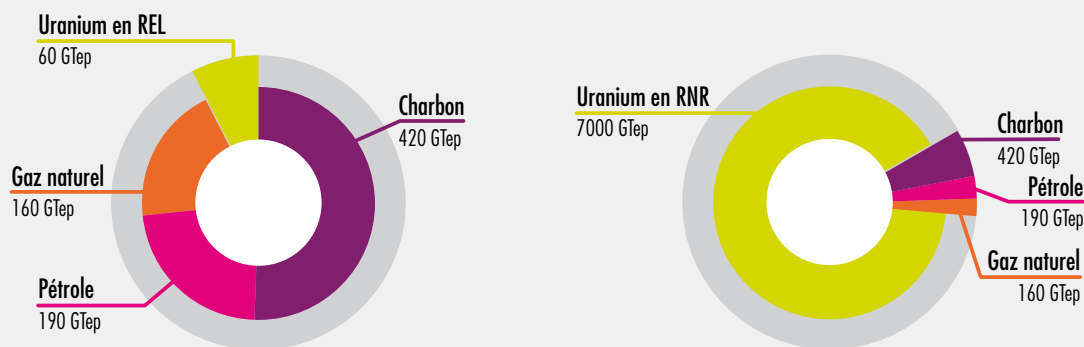
Les ressources fossiles conventionnelles prouvées étaient, en 2011, respectivement estimées à 189 milliards de tonnes pour le pétrole, 187 000 milliards de m³ pour le gaz naturel et 860 milliards de tonnes pour le charbon [source : BP statistical review of world energy, 2011].

Les ressources conventionnelles prouvées pour l'uranium étaient estimées à 4 millions de tonnes [source : AIEA, Red Book 2009]. La figure ci-dessous représente le potentiel éner-

gétique de ces ressources (exprimé en milliards de tonnes équivalent pétrole, Gtep) :

- dans le diagramme de gauche, dans le cas d'une valorisation de l'uranium telle que pratiquée aujourd'hui dans les réacteurs à eau, il représente environ 7 % de l'ensemble des ressources énergétiques fossiles.
- dans le diagramme de droite, dans l'hypothèse d'une valorisation en RNR, l'uranium devient alors la première ressource énergétique, son potentiel étant près de 10 fois supérieur à celui des autres ressources fossiles.

VALORISATION DE L'URANIUM EN RÉACTEUR À EAU (À GAUCHE) ET EN RNR (À DROITE)



Réserves prouvées :

Pétrole : 189 GT

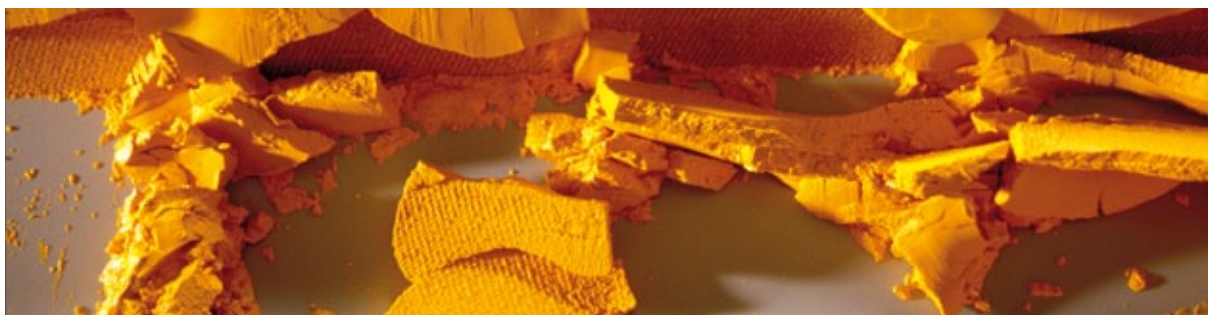
Gaz Naturel : 187 Tm³

Charbon : 860 GT

Source : BP statistical Review of World Energy (Juin 2011)

Uranium : 4,0 MT

Source : Red Book édition 2009 (RRA)



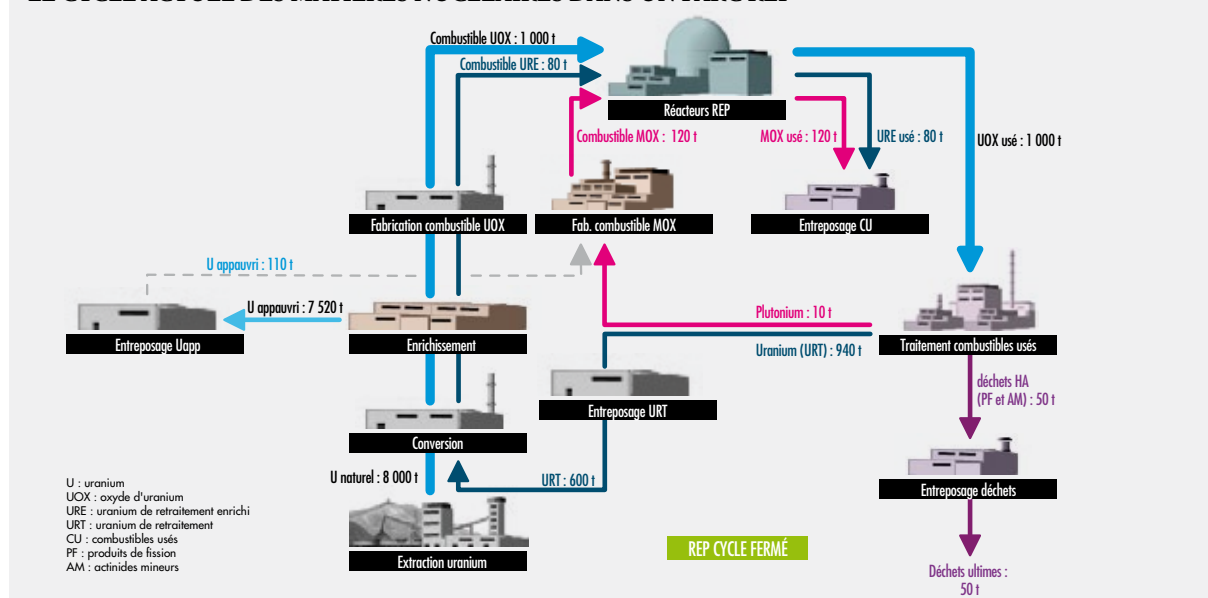
L'uranium sous forme de yellowcake.

LE CYCLE DES MATIÈRES

L'exploitation du parc de réacteurs français (63 GWe) conduit à une consommation annuelle de près de 8 000 tonnes d'uranium naturel, qui doit être enrichi en vue de la fabrication du combustible. Le combustible usé, déchargé au terme de son séjour en réacteur (environ 1 000 tonnes par an), est retraité et

le plutonium et l'uranium récupérés sont recyclés, sous forme respectivement de combustibles MOX et URE (uranium de retraitement enrichi). Les autres composés (produits de fission et actinides mineurs) constituent le principal déchet ultime et sont immobilisés dans une matrice de verre. Les combustibles MOX usés et URE usés ne sont actuellement pas recyclés : ils sont entreposés dans l'attente d'un traitement différé.

LE CYCLE ACTUEL DES MATIÈRES NUCLÉAIRES DANS UN PARC REP

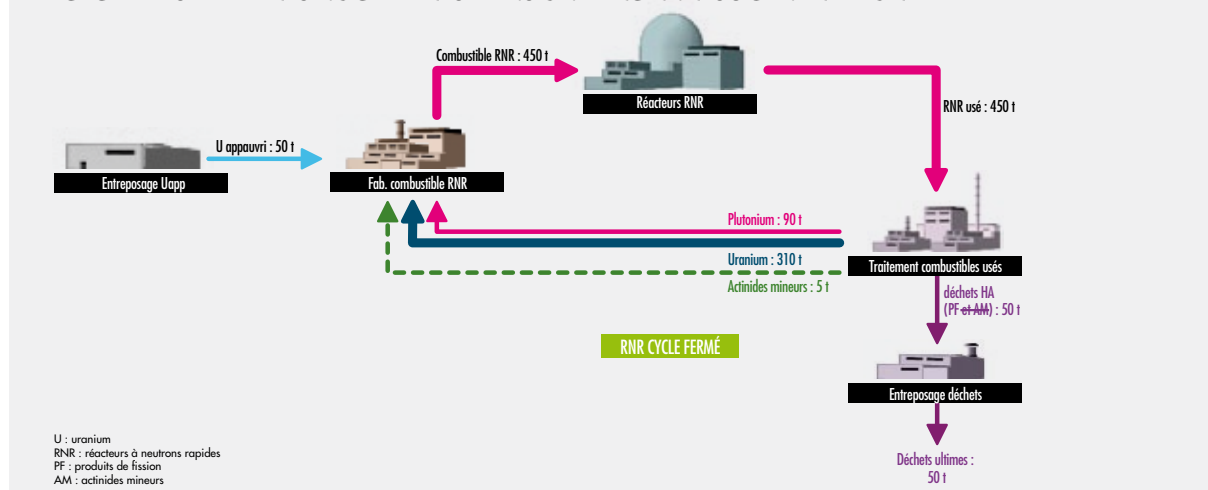


Un parc de même puissance, mais constitué de RNR isogénérateurs¹, pourrait multirecycler (recycler sans limitation) l'uranium et le plutonium, et par là, tirer parti de l'intégralité du potentiel énergétique de ces matières. Seulement 50 tonnes par an d'uranium appauvri sont nécessaires pour

l'alimentation d'un tel parc dans lequel les étapes « amont » (extraction minière, conversion et enrichissement de l'uranium) sont supprimées. On peut en outre envisager le recyclage de certains éléments à vie longue (américium notamment) pour réduire la radiotoxicité à long terme et la puissance thermique des déchets ultimes.

¹ – Qui produit autant de matière fissile qu'il n'en consomme.

LE CYCLE DES MATIÈRES NUCLÉAIRES DANS UN PARC RNR ISOGÉNÉRATEUR



LE MULTIRECYCLAGE DE L'URANIUM ET DU PLUTONIUM

Le plutonium est le vecteur par lequel le potentiel énergétique du combustible peut être valorisé dans sa globalité. L'isotope 238 de l'uranium (99,3 % de l'uranium naturel), non directement fissile, peut être transformé au sein des réacteurs nucléaires en plutonium 239 (^{239}Pu) fissile : le rendement énergétique global du combustible dépendra de l'efficacité de cette transformation, mais aussi de la capacité des systèmes mis en œuvre à fissionner efficacement le plutonium ainsi généré.

Deux conditions sont à réunir pour un tel objectif : recycler l'uranium et le plutonium, mais aussi opérer ces recyclages dans des réacteurs appropriés. À cet égard, seuls les RNR permettent un recyclage répété (récurrent) des matières, de nature à permettre une valorisation quasi-totale de leur potentiel énergétique.

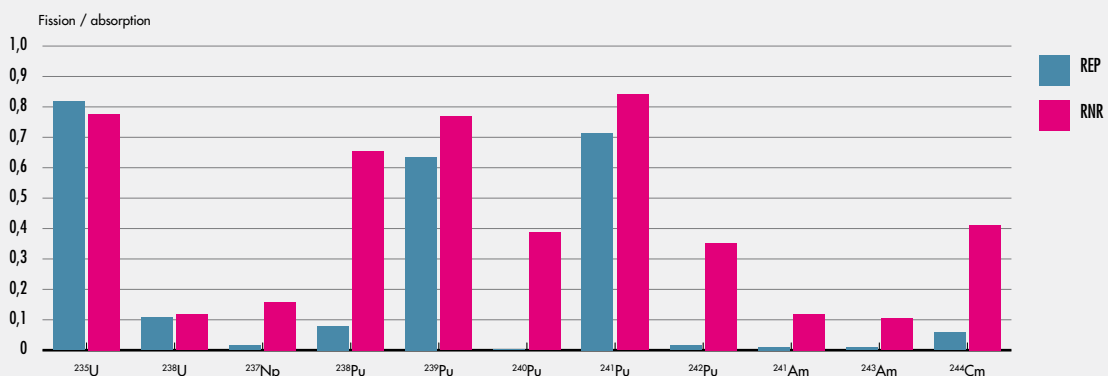
En effet, au fil des recyclages successifs, la composition isotopique du plutonium résiduel évolue et s'enrichit par des réactions de « capture » en isotopes supérieurs (^{240}Pu à ^{242}Pu) :

cela est particulièrement marqué dans les réacteurs à eau, lesquels fissionnent par ailleurs très médiocrement les isotopes « pairs » du plutonium. De par l'accumulation de ces isotopes supérieurs, on se limite actuellement dans le parc REP français à un seul recyclage avec les combustibles MOX, la valorisation globale du potentiel énergétique de l'uranium initial restant inférieure à 1 %.

Dans les RNR, au contraire, les interactions des neutrons avec les divers isotopes du plutonium, privilégient les fissions comparativement aux captures : les évolutions vers les isotopes supérieurs sont limitées, et on obtient au fil des recyclages une composition isotopique d'équilibre qui permet un fonctionnement dans la durée, et ainsi un recyclage récurrent. Ce multirecyclage, que ne permettent que les RNR, est la clé pour une valorisation complète de l'uranium naturel.

Par ailleurs, pour les mêmes raisons – moins de réactions de capture – le recyclage du plutonium en RNR conduit à une production significativement réduite d'actinides mineurs, principaux contributeurs à la radiotoxicité potentielle des déchets ultimes.

PROBABILITÉ DE FISSION DES ACTINIDES EN REP ET EN RNR

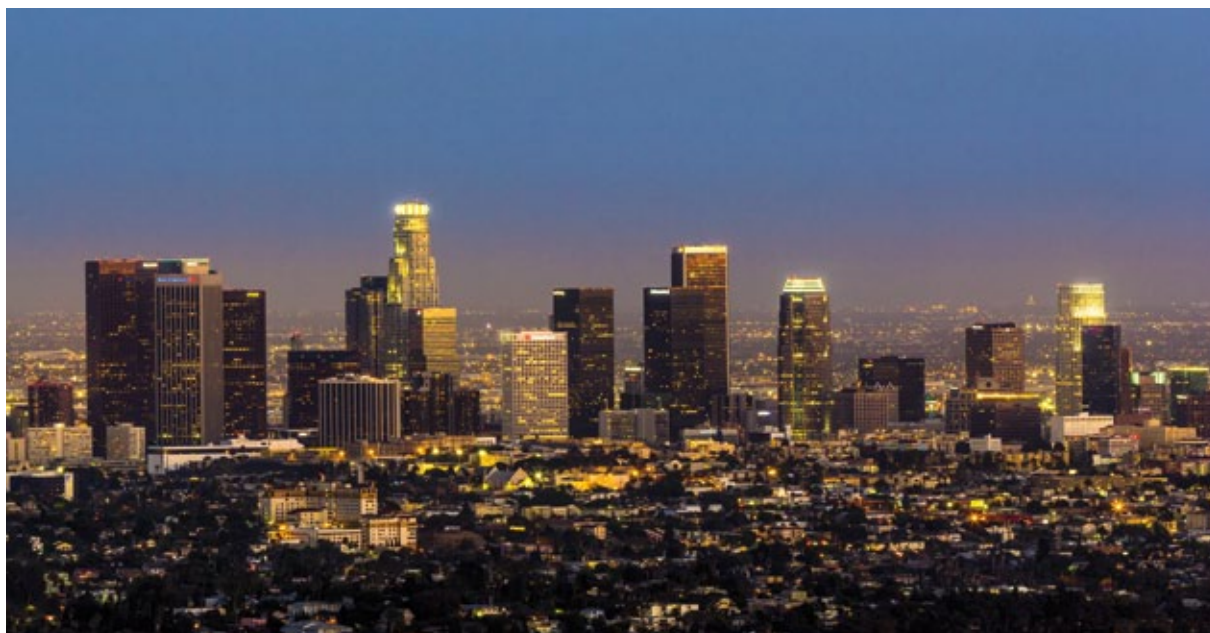


2.

La capacité de développement des systèmes de 4^e génération à neutrons rapides est un atout pour la France, tant pour sa sécurité durable d’approvisionnement énergétique, que pour la compétitivité de son industrie et pour l’emploi.

Il s’agit, en premier lieu, de la possibilité de satisfaire les besoins en énergie de la France, par la production d’une électricité d’origine nucléaire, assise sur des ressources abondantes et accessibles (plusieurs millénaires de production d’électricité au niveau actuel avec les quantités d’uranium appauvri – le combustible primaire des RNR – et de plutonium disponibles sur le sol national), contribuant ainsi à en élever le niveau d’indépendance énergétique.

Mais, il s’agit aussi de tirer parti de la position éminente qui est celle de la France dans le domaine des technologies nucléaires. Le développement d’une nouvelle génération de réacteurs, et du marché que cela représente à l’international (tiré par des pays tels que la Chine, l’Inde, la Russie, qui affichent la volonté de déployer dans les prochaines décennies plusieurs dizaines de RNR) constitue une opportunité très intéressante pour l’industrie nucléaire française, et notamment en termes de perspectives en matière d’emploi. Le marché des RNR en est un segment important. Mais, on doit considérer aussi le domaine du cycle, consubstantiel de celui des RNR : traitement des combustibles et fabrication de combustibles au plutonium sont des domaines où l’excellence française est internationalement reconnue. Cela lui donne les meilleurs atouts pour déployer la filière pour ses propres besoins, mais aussi pour tenir un rôle de premier rang sur la place internationale, et prendre une part essentielle aux développements à venir, confortant voire renforçant l’activité de l’industrie nucléaire française à l’export en ce domaine.



LE MARCHÉ INTERNATIONAL DES RNR

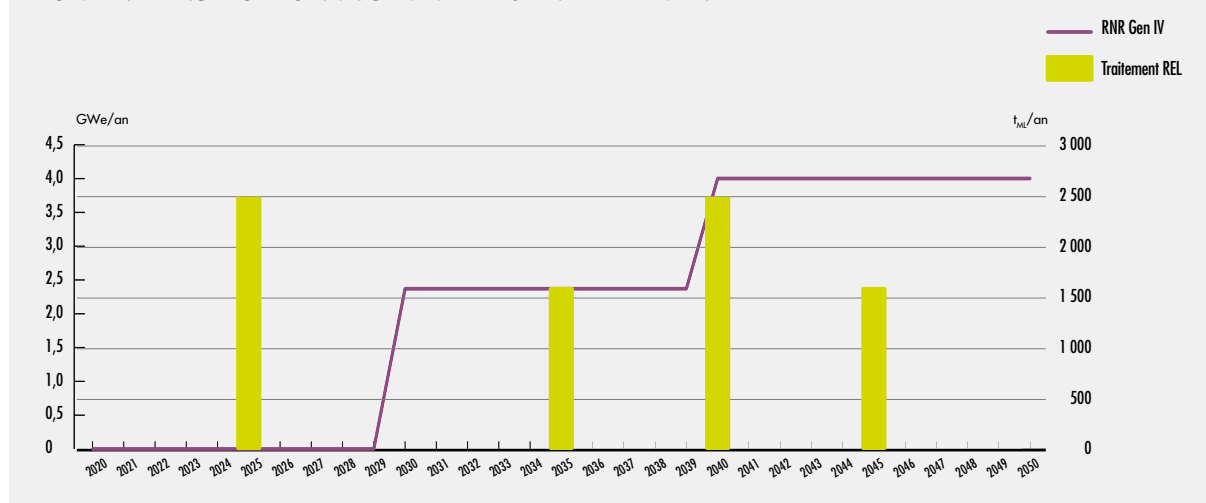
Le marché mondial des RNR entre 2030 et 2050 est estimé à 1 ou 2 réacteurs de 1 500 MWe par an, dans l'hypothèse où la compétitivité économique des RNR n'intervient pas avant 2050. Lorsque la compétitivité économique des RNR sera atteinte, 10 à 15 réacteurs rapides pourraient être construits dans le monde par an, au vu du nombre de réacteurs à neutrons thermiques qu'il est prévu de déployer à cet horizon.

Dans un premier temps, le marché des RNR devrait être dicté par des politiques nationales liées à des questions de sécurité énergétique et/ou de gestion des déchets. Dans cette période, la compétitivité économique ne sera probablement pas le critère de choix déterminant.

La date de transition vers la compétitivité n'est pas connue : elle dépend du volume des ressources en uranium naturel et du rythme de consommation de celles-ci. Elle correspondra, suivant les hypothèses, à un prix de l'uranium naturel de 250 à 600 euros par kg (pour un peu moins de 100 actuellement). Elle pourrait se situer dans la seconde partie de ce siècle.

Il faut souligner que le marché des RNR ne peut se développer que si, en parallèle, un effort important est fait sur le traitement des combustibles usés. Celui-ci doit porter à la fois sur le combustible RNR et le combustible des réacteurs à eau légère (REL). Associé et complémentaire au marché des RNR, le marché du traitement-recyclage doit également être pris en considération.

MONDE : MARCHÉS DES RNR GEN IV ET DU TRAITEMENT REL



Les plus gros contributeurs à ces marchés devraient être la Chine, la Russie, et l'Inde : ces pays possèdent une industrie nucléaire solide, une expérience plus ou moins importante dans le domaine des RNR, et surtout une volonté politique forte de déploiement de la technologie des RNR. Dans l'hypothèse où cette volonté se maintiendrait dans la période 2030-2050, nécessitant la mise en œuvre d'un programme de déploiement tendu, mais réaliste, on obtient (voir figure ci-dessus) une construction moyenne sur la période de 3 GWe de RNR par an, soit deux réacteurs de 1 500 MWe. Dans la même période, des usines de traitement de combustibles usés REL devront être construites pour un tonnage global de l'ordre de 8 000 t_{ML}/an, soit 5 fois le complexe de La Hague (UP3+UP2 800).

La part du chiffre d'affaires généré pour l'industrie française, par exemple dans l'hypothèse d'un accord conclu avec un autre grand industriel ou pays impliqué dans le développement des réacteurs, serait probablement plus élevée pour les usines du cycle (où l'avance technologique française est plus importante) que sur ces réacteurs.

On pourrait viser un chiffre d'affaires de l'ordre de 200 G€ sur la période 2025-2050, avec à la clé la création d'un nombre important d'emplois.

3.

Deux systèmes principaux de RNR de 4^e génération sont à l'étude en France : les réacteurs à neutrons rapides refroidis au gaz (RNR-G), et ceux refroidis au sodium (RNR-Na). Ce sont les RNR-Na qui constituent, à ce jour, la meilleure référence pour un déploiement dans la première moitié de ce siècle : ils allient des avantages intrinsèques essentiels, le degré de maturité industrielle le plus élevé, basé sur un retour d'expérience significatif, et des voies de progrès nouvelles clairement identifiées (des perspectives de ruptures technologiques d'envergure ont été obtenues ces dernières années suite aux recherches menées par le CEA, notamment en matière de sûreté). La filière des RNR-G constitue une alternative intéressante à divers égards, mais nécessite encore des efforts de recherche importants avant de pouvoir construire un démonstrateur technologique et, à plus forte raison, d'atteindre la maturité industrielle.

Deux principales voies d'intérêt avaient été dégagées, et confirmées par le gouvernement français en 2005, pour l'étude des systèmes nucléaires du futur : la filière des RNR-Na, et, dans une perspective à plus long terme, celle des RNR-G.

Les RNR-Na présentent de nombreux atouts : le sodium est un excellent caloporteur, approprié pour les réacteurs de puissance, est peu corrosif et offre d'excellentes garanties en termes de sûreté (notamment au plan de l'inertie thermique, les RNR-Na présentant un excellent comportement face à des incidents de perte de source froide externe).

L'utilisation du sodium présente, par ailleurs, des inconvénients. Ceux-ci sont bien connus, ce qui permet de développer des parades efficaces. Les inconvénients du sodium sont surmontables et ne sont pas un frein à l'atteinte des critères de 4^e génération. Les lignes de défense peuvent être de différentes natures :

- «à la source», en ce qui concerne la grande réactivité chimique du sodium avec l'eau, en supprimant le recours à l'eau comme fluide pour la conversion finale d'énergie (étude de turbines à gaz en aval des circuits primaire et secondaire en sodium) ;
- par des aménagements particuliers, tels que le concept de combustible hétérogène (la composition des aiguilles de combustible varie sur la hauteur du cœur) pour supprimer le risque d'excursion de réactivité en cas de vidange du caloporteur (souvent cité comme «problème de principe» des RNR-Na). Il s'agit là d'une avancée majeure de la R&D menée par le CEA ces dernières années (concept de cœur dit «CFV» pour cœur à faible effet de réactivité en cas de vidange sodium) ;
- par le développement de dispositifs complémentaires particuliers, tels que le système d'arrêt du réacteur, mis au point par le CEA pour parer, par des organes internes purement passifs, d'éventuelles évolutions incidentelles.

Les RNR-Na bénéficient d'un large retour d'expérience (près de 400 années réacteur dont 100 en opérations industrielles), qui met en évidence divers aspects intéressants, et notamment le niveau sensiblement plus faible de la dose collective engagée par les travailleurs lors de l'exploitation de ce type de réacteur. Ils constituent, par ailleurs, la voie aujourd'hui retenue par l'ensemble des pays qui se sont engagés dans le développement de RNR-Na (Russie, Chine, Inde, Japon, Corée du Sud...).

D'autres concepts de RNR sont envisageables : la France s'intéresse en particulier aux systèmes refroidis au gaz (hélium), qui présentent l'intérêt potentiel de caractéristiques thermodynamiques plus favorables, et ouvrent également la voie aux perspectives d'applications industrielles de la chaleur à haute température. Le CEA a conduit un programme de recherches conséquent, notamment dans le domaine du combustible (qui doit s'accommoder de conditions de fonctionnement particulièrement sévères en raison du niveau élevé des températures opératoires dans de tels systèmes). Compte tenu de la difficulté à mener les recherches sur plusieurs fronts, le CEA focalise actuellement ses efforts sur la filière sodium. Le développement de la filière

gaz s'effectue dans un cadre européen, le projet Allegro d'un réacteur expérimental de 75 MWth fédérant aujourd'hui la communauté intéressée (un consortium a été constitué), avec l'objectif à long terme d'une réalisation en Europe centrale.

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. La faible réactivité du plomb (avec l'eau notamment) et sa température d'ébullition élevée, sont des atouts de principe. Mais, la température de fusion plus élevée du plomb et surtout, le risque de corrosion accéléré des structures apparaissent en revanche comme des détriments importants, qui ont conduit le CEA à lui préférer le sodium comme filière de référence.

Enfin, dans une perspective à beaucoup plus long terme, la filière des réacteurs à sels fondus (RSF) reste également intéressante. Elle est étudiée en France par le CNRS, qui développe un projet appelé MSFR pour Molten Salt Fast Reactor, utilisant le thorium (au lieu de l'uranium), sous la forme d'un sel (fluorure) tenant à la fois le rôle du combustible et du caloporteur, ce qui présente des avantages de principe. 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.

LE FORUM INTERNATIONAL 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 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).

La France a décidé de contribuer au développement des trois systèmes suivants :

- RNR-Na (intéressant également Russie, Japon, Etats-Unis, Chine, Corée du Sud, UE) ;
- RNR-G (principale alternative pour la France, intéressant également le Japon, et bénéficiant des avancées sur les réacteurs à haute température) ;
- RSF (seules France et UE intéressées, dans une perspective à très long terme).

Le concept de RNR-Pb n'est pas retenu par la France, notamment en raison de problèmes de corrosion et de difficultés d'exploitation de circuits de refroidissement mettant en œuvre le plomb fondu.

PARTICIPATION, EN 2012, DES MEMBRES DU FORUM AUX DIVERS PROJETS

										
RTHT	●	●		●	●	●	●	●	●	
RNR-G		●	●	●		●				
RNR-Na		●	●	●	●		●	●		●
RESC	●	●		●						
RNR-Pb		●		●						
RSF		●	●							

REPRÉSENTATION SCHÉMATIQUE DES SIX SYSTÈMES NUCLÉAIRES ÉTUDIÉS PAR LE GIF

(Source : <http://www.gen-4.org/>)

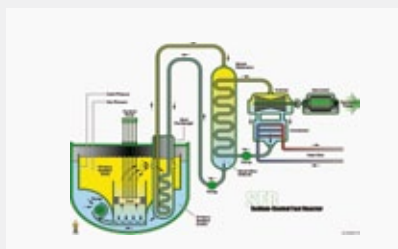


Schéma de principe d'un RNR-Na

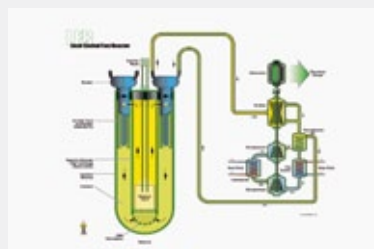


Schéma de principe d'un RNR-Pb

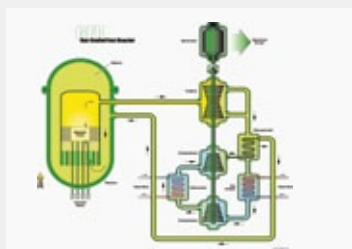


Schéma de principe d'un RNR-G

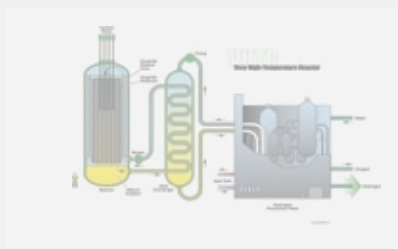


Schéma de principe d'un RTHT

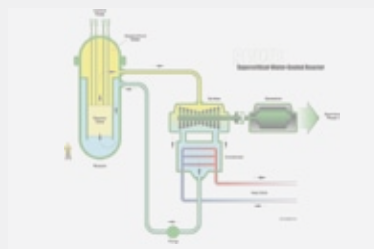


Schéma de principe d'un RESC

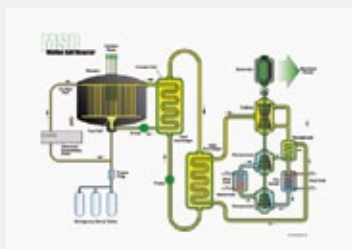


Schéma de principe d'un RSF

CŒUR INNOVANT POUR LES RNR-Na

Le sodium ralentit, réfléchit et capture les neutrons ; une disparition locale du sodium dans le cœur induit une variation de réactivité qui est la résultante de deux effets antagonistes :

- un effet en réactivité positif, de par le fait que les neutrons sont moins ralentis et moins capturés ;
- un effet en réactivité négatif, lié à l'augmentation des fuites de neutrons hors du cœur.

Le taux de fuites de neutrons se réduisant avec l'augmentation de la taille du cœur, l'effet en réactivité causée par un « vide » sodium, est largement positif pour les grands cœurs de forte puissance de conception traditionnelle. Ceci constitue une problématique de sûreté délicate à gérer pour les RNR-Na.

Pour s'affranchir de ce problème, le cœur de référence actuellement à l'étude, dit CFV pour cœur à faible effet de réactivité en cas de vidange sodium, vise à rendre négatif l'effet résultant par exemple d'une vaporisation du sodium. Cette performance est rendue possible par :

- d'une part, la réduction de la proportion volumique du sodium dans le cœur (en diminuant le diamètre du fil espaceur entre les aiguilles de combustible) ;
- d'autre part, l'adoption du concept dit « plénum sodium », qui se matérialise sous la forme d'une cavité remplie de sodium placée 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.

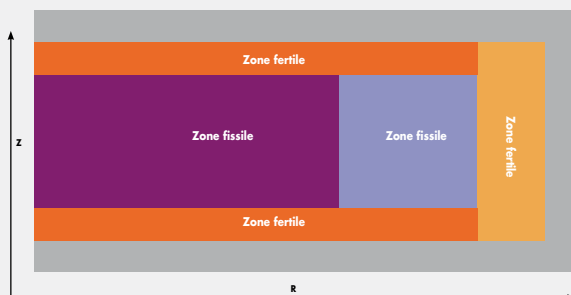
L'innovation du cœur CFV réside dans la combinaison de ce concept de plénum sodium avec le concept de géométrie hétérogène du cœur (présence d'une plaque non fissile placée à environ mi-hauteur du cœur) et avec le concept de cœur dit en « creuset » (différenciation entre les hauteurs des zones fissiles interne et externe). Cette combinaison permet d'exacerber l'effet de fuite des neutrons du plénum (augmentation d'un facteur 3 de l'effet plénum) et permet de ce fait, de contrebalancer l'apport de réactivité en cas de vidange.

Ces performances permettent d'envisager un comportement naturel du cœur CFV favorable en cas d'accidents de perte de refroidissement du cœur : l'ébullition du sodium, qui serait potentiellement amorcée dans le plénum (zone la plus chaude), conduirait à un effet de réactivité globalement négatif, et à une évolution à la baisse de la puissance délivrée.

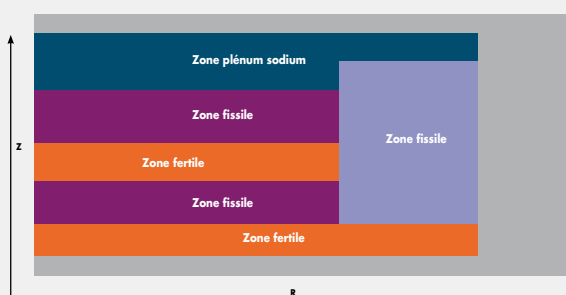
Pour maîtriser la spécificité du cœur CFV, basé sur la combinaison d'options et d'effets multiples, et afin de pouvoir certifier les incertitudes de calculs associées aux principaux paramètres neutroniques, un programme de physique expérimentale sera réalisé dans les maquettes critiques BFS en Russie et Masurca au CEA.

Cette innovation importante a fait l'objet d'une présentation spécifique à l'Académie des sciences lors des auditions menées après l'accident de Fukushima.

CŒUR RNR-Na CLASSIQUE



CŒUR CFV



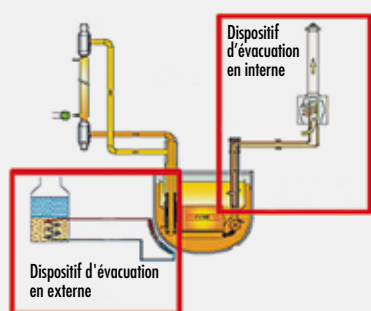
ÉVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE DANS UN RNR-Na

La capacité d'évacuation de la puissance résiduelle du combustible, après arrêt de la réaction en chaîne, est également un élément essentiel de la sûreté des réacteurs nucléaires, comme l'a montré l'accident de Fukushima.

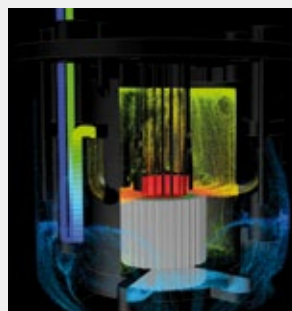
L'utilisation du sodium offre à cet égard divers avantages :

- marge à l'ébullition élevée (plus de 300°C entre température opératoire et température d'ébullition du sodium) ;
- très grande inertie thermique, dynamique de montée en température beaucoup plus lente en cas de perte des circuits de refroidissement.

DISPOSITIFS D'ÉVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE



SIMULATION DE LA CONVECTION NATURELLE EN CUVE EN CAS DE PERTE DE REFROIDISSEMENT



NOUVEAUX SYSTÈMES DE CONVERSION D'ÉNERGIE POUR LES RNR-Na

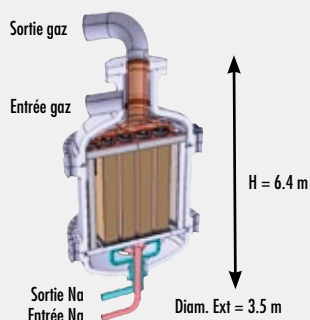
L'objectif d'éradication du risque de réaction sodium-eau (l'une des questions importantes en matière de disponibilité et de sûreté dans les générations précédentes de réacteurs au sodium) a conduit à développer une alternative à l'utilisation de l'eau (cycle de Rankine eau-vapeur) pour réaliser la conversion finale d'énergie en électricité.

Dans une des options étudiées pour Astrid, on a ainsi retenu pour le circuit tertiaire (en aval des deux premiers circuits de refroidissement au sodium) l'utilisation d'azote (dans un cycle

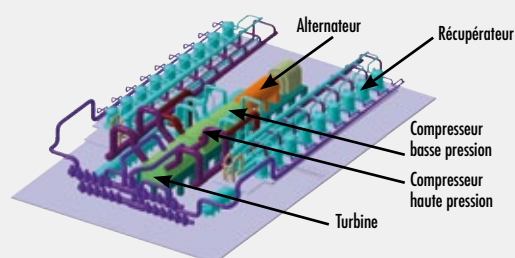
de Brayton à une pression de l'ordre de 180 bars et une température opératoire de 300 à 500°C), tirant parti d'études menées pour des réacteurs à haute température et turbines à gaz.

Il s'agit d'une innovation majeure par rapport aux systèmes industriels actuellement déployés dans le monde, et pour le projet Astrid, nécessitant la poursuite d'un programme de R&D pour l'optimisation puis la qualification des dispositifs technologiques à mettre en œuvre. Si sa faisabilité se confirme, ce système de conversion donne priorité à la sûreté, au détriment du rendement thermodynamique global réduit de quelques pourcents, mais restant néanmoins supérieur à celui des réacteurs à eau actuels.

ÉCHANGEUR MODULAIRE SODIUM /GAZ



SYSTÈME INNOVANT DE CONVERSION D'ÉNERGIE AVEC CIRCUIT D'AZOTE



Le démonstrateur technologique Astrid (« Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration »), réacteur prototype de 600 MWe, constitue l'étape indispensable avant un éventuel déploiement industriel ; ses caractéristiques lui confèrent à la fois la représentativité sur les principaux aspects industriels et des capacités de démonstration pour la qualification de concepts innovants. La phase de R&D qui se poursuit permettra des choix d'options particulièrement avancés, notamment en matière de sûreté et d'exploitabilité.

Le déploiement industriel de réacteurs de 4^e génération nécessite la qualification préalable, à une échelle représentative, des diverses avancées technologiques appelées par les objectifs de performance qui sont assignés à cette nouvelle génération de réacteurs nucléaires, dont l'avènement peut s'envisager à l'horizon 2040 (et peut-être plus tôt dans certaines régions du monde). Le CEA propose donc le démonstrateur technologique Astrid, dont la puissance (1 500 MWth, soit 600 MWe environ) a été définie pour concilier la nécessaire représentativité (par rapport à la filière industrielle, et notamment pour tout ce qui touche aux démonstrations de sûreté et aux modes d'exploitation), et la flexibilité qui convient pour un tel objet (la possibilité d'évolutions ultérieures ou d'implantation différée de certaines options très innovantes, doit être ménagée).

Astrid est en particulier conçu pour pouvoir réaliser des expérimentations sur des combustibles innovants et des expérimentations de transmutation, au moins à l'échelle d'aiguilles chargées en actinides mineurs, voire à l'échelle d'assemblages si cela venait à être décidé.

Les études de conception ont abouti à un cœur oxyde (UPuO₂, de teneur moyenne en Pu de l'ordre de 25 %), constitué de pastilles dont le design particulier lui confère des propriétés très intéressantes notamment en matière de sûreté (voir encadré sur le cœur CFV).

La chaudière d'Astrid comporte une cuve cylindrique, avec récupérateur de corium, circuits primaire et secondaire au sodium (le circuit primaire étant contenu à l'intérieur de la cuve), systèmes améliorés d'évacuation de puissance résiduelle, et possibilité de systèmes de conversion d'énergie en azote (au lieu de vapeur d'eau, pour éliminer tout risque associé aux réactions sodium/eau). Cette dernière option, qui représente une avancée technologique très importante, fait encore l'objet d'études pour confirmation.

Le projet Astrid comporte également des installations pour la gestion des matières, qu'il s'agisse de fabriquer les combustibles, recycler l'uranium et le plutonium, ou préparer les démonstrations de transmutation aux échelles envisagées. Sur ces trois fonctions, aucune installation industrielle n'est aujourd'hui capable en l'état de répondre au besoin et le CEA étudie à cet effet diverses options :

- en premier lieu, pour la conception d'un atelier de fabrication des assemblages UPuO₂ (AFC, pour Atelier de fabrication des cœurs) ;
- puis, pour la conception d'un atelier particulier de traitement des combustibles d'Astrid (ATC, pour Atelier de traitement des cœurs), ou, le cas échéant, pour l'étude des conditions dans lesquelles le combustible d'Astrid pourrait être traité dans les ateliers de La Hague ;
- et enfin, pour la conception des ateliers qui pourraient être nécessaires à la réalisation des expérimentations de transmutation, selon les échelles envisagées (de l'aiguille à l'assemblage).

DÉMONSTRATEUR TECHNOLOGIQUE ASTRID

Astrid a pour objectif de démontrer, à l'échelle industrielle, le bien fondé des innovations majeures proposées pour la filière des RNR-Na de 4^e génération. Ses caractéristiques devront pouvoir être extrapolées à de futurs RNR-Na industriels de forte puissance (typiquement 1 500 MWe), notamment pour tout ce qui concerne la sûreté et l'opérabilité.

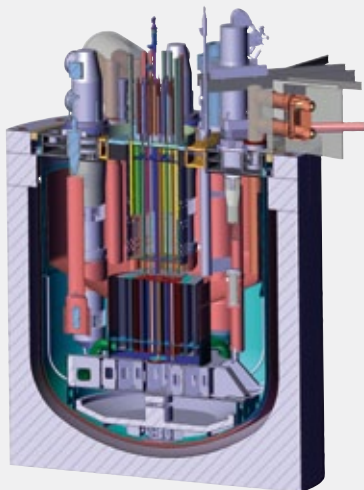
Ses principales caractéristiques sont les suivantes :

- la puissance retenue pour Astrid est de 1 500 MW thermiques soit environ 600 MW électriques. Cette puissance apparaît suffisante pour garantir la représentativité, d'une part, du réacteur, en termes d'opérabilité et de taux de disponibilité en fonctionnement normal, et vis-à-vis des études de sûreté, notamment des accidents graves et, d'autre part, des composants principaux; elle permet également de compenser les coûts d'exploitation par une production significative d'électricité;
- son niveau de sûreté devra être au moins égal à celui des centrales de 3^e génération mises en service au même moment. On s'attachera à rendre la démonstration de sûreté plus robuste que pour les RNR-Na conçus antérieurement.

Astrid prendra en compte, dès sa conception, le retour d'expérience de l'accident de Fukushima;

- Astrid fournira des services d'irradiations en spectre à neutrons rapides, comme Phénix a pu le faire dans le passé. Celles-ci permettront d'améliorer progressivement les performances du cœur, et de tester de nouveaux combustibles et matériaux de structure, comme le combustible carbure et l'acier de gainage à dispersion d'oxydes (ODS);
- en termes de disponibilité, il faut tenir compte du fait que le fonctionnement continu d'Astrid pourra être perturbé par les expérimentations qui y seront menées. Hors celles-ci, la disponibilité du réacteur devra être supérieure à 80 %. Les options retenues devront montrer qu'une disponibilité de 90 % est atteignable, lorsqu'elles seront extrapolées aux centrales de puissance de série;
- bien que les centrales à neutrons rapides du futur puissent avoir vocation à être surgénératrices, Astrid sera isogénérateur, avec ultérieurement la possibilité de la surgénération si nécessaire. Astrid aura la capacité de démontrer la faisabilité industrielle du multirecyclage du plutonium et de mener des expérimentations de transmutation d'actinides mineurs.

LE RÉACTEUR ASTRID



LES OPTIONS DE CONCEPTION D'ASTRID

Principales caractéristiques

- Réacteur de 600 MWe
- Chaudière de type intégrée
- Avec circuit intermédiaire en sodium
- Stratégie pour les accidents graves (récupérateur de corium)
- Cœur innovant à combustible oxyde (UPuO₂)
- Capacité de transmutation

Options ouvertes

- Conversion d'énergie (système à gaz ou système classique eau/vapeur)
- Dispositifs pour éliminer les accidents graves (3^e système d'arrêt)
- Dispositifs de mitigation des accidents de fusion du cœur
- Technologie et emplacement du récupérateur
- Systèmes diversifiés et autonomes d'évacuation de la puissance résiduelle
- Nouvelles technologies pour l'instrumentation et l'inspection

Le projet Astrid est mené dans un large cadre coopératif, tant au niveau national (par la coopération avec EDF, Areva, Alstom, Bouygues, Comex Nucléaire, Jacobs France...), qu'au plan international (coopération avec Toshiba, Rolls Royce, Astrium et actions menées dans le cadre du GIF ou de collaborations bilatérales). Le calendrier actuel du projet permet d'envisager aujourd'hui la fin des études d'avant-projet détaillé en 2017 au plus tôt avant décision d'engager la phase de construction pour un démarrage effectif à l'horizon de la première moitié de la décennie 2020.

Le projet Astrid comporte actuellement les principales phases suivantes :

- une phase d'études jusqu'en 2017 pour aboutir à l'avant-projet détaillé (APD);
- la phase de construction de 2018 à 2023/2025 (si la décision de réalisation est prise à l'issue de l'APD).

Le financement des études préalables à la décision de construction, qui ne doit intervenir qu'à la fin 2017, est assuré au titre des investissements d'avenir. La France a actuellement la volonté d'aboutir et d'être, avec ses partenaires internationaux, l'un des premiers pays à disposer d'un dossier complet d'études d'un réacteur de 4^e génération. La mise en service à l'horizon 2023/2025 du démonstrateur technologique Astrid permettra de retrouver au plus tôt des capacités expérimentales d'irradiation en flux de neutrons rapides, mais aussi d'assurer la pérennité des compétences nécessaires au projet et de restaurer le tissu industriel approprié, pour être prêt à un déploiement industriel à l'horizon 2040.

Le projet Astrid, implique d'ores et déjà plus de 500 personnes, dont près de la moitié sont des personnels des industriels collaborant au projet. Si la maîtrise d'ouvrage et le pilotage du projet sont assurés par le CEA, de nombreux industriels, français mais aussi étrangers, participent au projet : Areva intervient dans le domaine de la chaudière, du contrôle commande et des auxiliaires nucléaires ; EDF intervient à différents niveaux : la R&D et l'assistance à maîtrise d'ouvrage, notamment quant aux caractéristiques d'exploitabilité du réacteur ; Alstom dans le domaine du système de conversion d'énergie ; Bouygues intervient sur le génie civil et la ventilation ; Comex Nucléaire principalement sur la problématique de l'inspection en service ; Jacobs France travaille sur les moyens communs et les infrastructures ; Toshiba collabore sur les pompes électromagnétiques de grande taille ; Rolls Royce sur les échangeurs sodium-gaz et la manutention du combustible ; Astrium sur la fiabilité de fonctionnement. L'étude de l'Atelier de fabrication des assemblages du cœur (AFC), dont la disponibilité est nécessaire en amont du démarrage d'Astrid (on considère qu'environ trois années de production pourraient être nécessaires à la fabrication du premier cœur) se déroule par ailleurs dans un cadre coopératif avec Areva. La technologie retenue serait la métallurgie des poudres, mise en œuvre pour les combustibles MOX alimentant le parc français de réacteurs à eau, avec les adaptations nécessaires aux caractéristiques particulières des combustibles des RNR, et pouvant par ailleurs tirer avantage de nouveaux précurseurs de fabrication avec les poudres réalisées en amont par le procédé COEXTM (lequel constitue une avancée déterminante de la recherche sur le cycle ces dernières années). La phase d'études doit actuellement aboutir à un APD en 2016/2017, en visant, si décision de construction, un début de production des premiers assemblages au début des années 2020.

LE CALENDRIER ACTUEL DU PROJET ASTRID

Entre 2010 et 2012, le CEA, en collaboration avec ses partenaires industriels, a réalisé la première phase de l'avant-projet sommaire (AVP1), destiné à fournir aux pouvoirs publics les éléments techniques d'appréciation du projet Astrid à l'échéance fixée par la loi du 28 juin 2006. Cette phase s'est concrétisée par l'élaboration du Dossier d'orientation de sûreté (DORS), précisant les objectifs et la démarche du projet dans ce domaine fondamental.

La deuxième phase de l'avant-projet sommaire (AVP2) permettra de consolider et finaliser les choix d'options de conception du réacteur Astrid. Cette phase sera ponctuée par l'émission du Dossier d'options de sûreté, étape réglementaire de l'examen par l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) du bien fondé des choix d'options dans ce domaine.

Ensuite, la phase d'avant-projet détaillé (APD) sera consacrée aux études permettant de réunir tous les éléments techniques,

organisationnels et de coût permettant la prise de décision de construction d'Astrid. La première version du rapport provisoire de sûreté sera émise à la fin de cette phase.

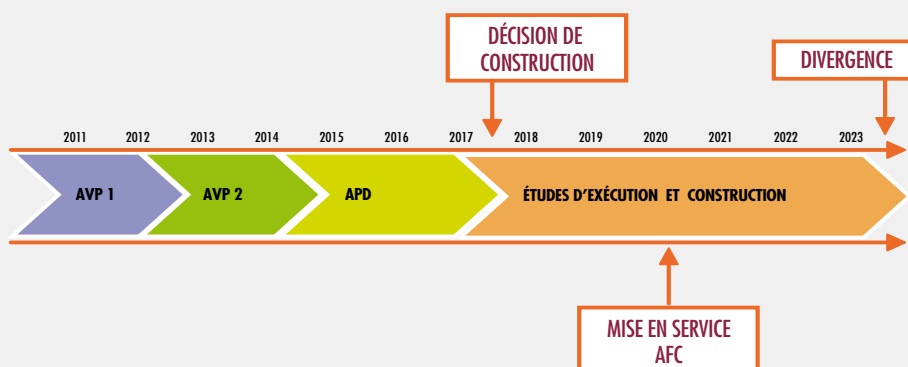
Enfin, la phase d'études d'exécution et de construction proprement dite se déroulera pour viser une divergence du réacteur environ six années après la fin de phase d'APD.

Le schéma suivant précise le planning d'Astrid à juin 2012.

Les principales étapes, et les dates envisagées actuellement, pour les démonstrations associées au cycle des matières sont :

- Mise en service de l'atelier de fabrication des cœurs (AFC) vers 2020 ;
- Premières démonstrations de transmutation de l'américium (à l'échelle de l'aiguille) quelques années après la divergence d'Astrid ;
- Premier recyclage du combustible d'Astrid vers 2030/2035 ;
- Le cas échéant, démonstrations de transmutation de l'américium (à l'échelle de l'assemblage) au-delà de 2035.

LE PLANNING D'ASTRID À JUIN 2012

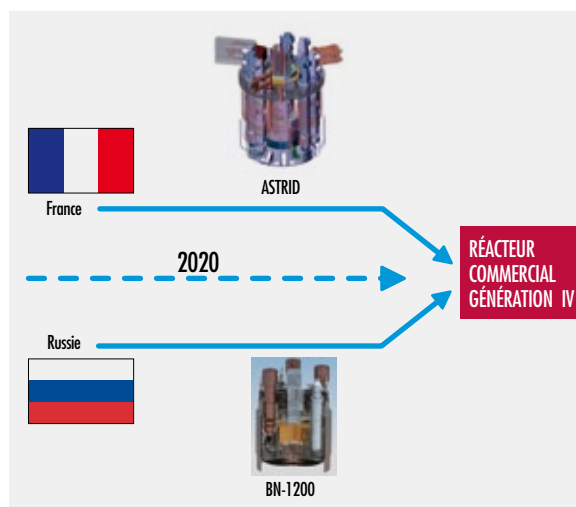


LA COOPÉRATION CEA / ROSATOM (RUSSIE)

Le CEA et Rosatom sont engagés dans une réflexion ambitieuse, consistant à définir une démarche commune pour aller vers la définition d'un réacteur franco-russe à neutrons rapides de 4^e génération à caloporteur sodium. Ce projet nécessite de travailler à un consortium dont la mise en place est envisagée à l'horizon 2015.

D'ici là, les équipes travaillent à la définition du marché visé, des spécifications techniques du réacteur, et de la démarche de R&D pour apporter les innovations recherchées, notamment en termes de sûreté et d'exploitation.

Les deux pays instruisent par ailleurs des projets nationaux, Astrid pour la France, et BN-1200 pour la Russie. La convergence de ces deux projets est également l'une des questions à instruire dans le cadre de cette réflexion.



Le déploiement des RNR pourrait intervenir à échéance rapprochée dans certains pays, pour lesquels la sécurité d’approvisionnement en énergie constitue un enjeu de tout premier ordre. Pour le déploiement de RNR dans le parc électronucléaire français, diverses options ont été étudiées. Le CEA considère qu’il convient 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 (un déploiement d’envergure n’étant à envisager que dans une seconde étape). Les études ont par ailleurs montré l’intérêt de ne pas retarder le déploiement de ce premier palier, à envisager à l’horizon 2040. Des études de scénarios industriels seront menées avec EDF et Areva pour affiner cette démarche.

Le CEA a mené des études pour évaluer diverses options possibles d’introduction de RNR dans un parc nucléaire tel que celui de la France. Si l’on considère que la technologie a atteint sa maturité industrielle vers 2040 (sur la base de plus d’une dizaine d’années de retour d’expérience du démonstrateur technologique Astrid), il apparaît que l’on disposerait alors à cette date des quantités de plutonium permettant le déploiement d’un premier palier de quelques unités de RNR.

L’implantation très progressive de quelques RNR dans un parc qui resterait majoritairement constitué de réacteurs à eau apparaît un scénario intéressant à divers égards :

- Si la technologie des réacteurs à neutrons rapides reste à ce stade (après l’exploitation d’un démonstrateur technologique aux options avancées tel qu’Astrid), d’une mise en œuvre plus complexe et d’un coût unitaire plus élevé que pour les réacteurs à eau, un déploiement, très limité, de quelques unités de réacteurs rapides permettra d’accroître le retour d’expérience, de pérenniser les compétences et le tissu industriel et de progresser en matière de sûreté. Ceci sera précieux le jour où, la ressource en uranium naturel se faisant plus rare, il conviendra de déployer plus largement les RNR et de disposer alors de la meilleure technologie au plan industriel.
- Et surtout, ces premiers RNR permettront de démontrer la faisabilité d’un cycle fermé, apte à utiliser le plutonium contenu dans les combustibles MOX usés, actuellement entreposés en attente de recyclage ; la mise en service d’un RNR de 1 500 MWe tous les quatre ans environ permettrait « d’absorber » la quantité de plutonium générée par les réacteurs à eau sur la même période et ainsi de stabiliser l’inventaire des combustibles MOX entreposés. Cela constituerait un pas important vers une complète maîtrise de l’inventaire plutonium.

Par ailleurs, le recyclage du plutonium est d’autant plus efficace qu’il est amorcé plus tôt. Ce plutonium est en fait constitué d’un ensemble d’isotopes ; parmi ceux-ci, l’isotope 241 se transforme en américium avec une période de 14 années ; plus le recyclage du plutonium sera tardif, et plus les quantités d’américium présentes dans les déchets seront élevées. On a ainsi estimé qu’un décalage de 40 années du recyclage des MOX usés générerait dans les déchets l’équivalent de près de dix années de production d’américium du parc actuel.

LES SCÉNARIOS DE DÉPLOIEMENT DE RNR DANS LE PARC NUCLÉAIRE FRANÇAIS

Le recyclage du plutonium, contenu dans les combustibles usés des réacteurs à eau, présente des limites dues à la dégradation de sa qualité isotopique qui le rend rapidement impropre à une réutilisation dans ce type de réacteurs. C'est la raison pour laquelle les combustibles MOX usés sont entreposés dans l'optique d'un traitement différé pour récupérer le plutonium lorsque de nouvelles filières de réacteurs, capables de l'utiliser à plein, existeront.

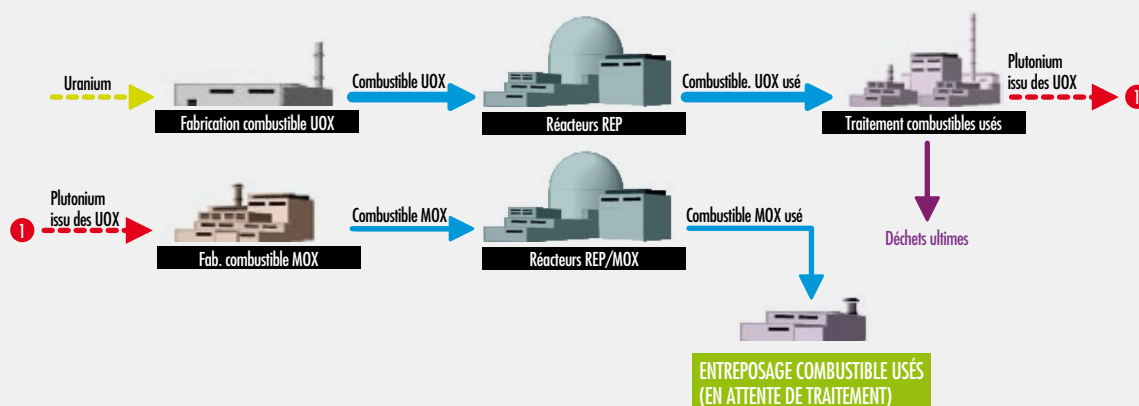
Cette stratégie présente toutes les garanties de sûreté mais n'est cependant pas optimale. C'est pourquoi l'option privilégiée par le CEA est d'introduire dans le parc, dès que techniquement et industriellement possible et économiquement acceptable, un nombre limité de RNR qui permettraient, en valorisant le plutonium contenu dans les combustibles MOX usés, d'éviter d'entreposer dans les combustibles usés une masse toujours croissante de plutonium en attente d'utilisation.

Un déploiement d'envergure de RNR ne serait envisagé que dans une étape ultérieure, pour répondre plus efficacement à la raréfaction des ressources en uranium et sur la base d'un retour d'expérience enrichi par l'exploitation de ces premières unités.

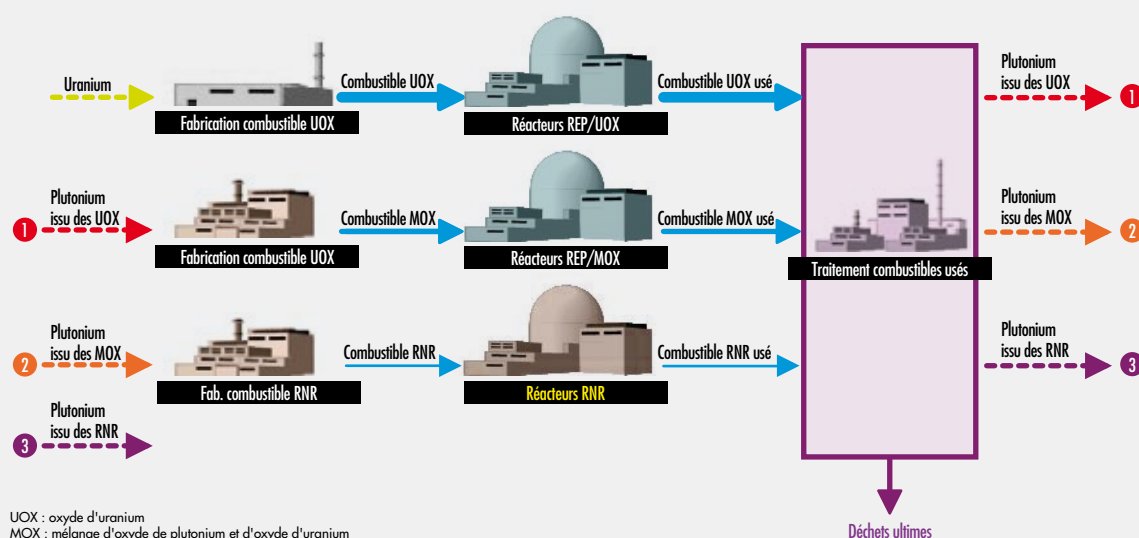
Les analyses de scénarios menées par le CEA, en coopération avec EDF et Areva, indiquent que le déploiement d'un RNR de 1 500 MWe tous les 4 ans environ permettrait, dans un parc tel que le parc français actuel, de stabiliser l'inventaire des combustibles MOX entreposés. Ce principe de déploiement de RNR en nombre limité, en complément d'un parc de réacteurs à eau, peut s'appliquer quel que soit le niveau de puissance nucléaire installée.

Bien que l'on n'ait pas identifié de problème de sûreté pour l'entreposage des combustibles MOX, retarder au-delà de 2040 le déploiement de ces premiers RNR conduirait à une dégradation de la qualité isotopique du plutonium contenu dans les combustibles usés, préjudiciable à divers égards (notamment au regard des quantités d'américium générées par décroissance radioactive).

LA GESTION DU PLUTONIUM DANS LE PARC ACTUEL FRANÇAIS



LA GESTION DU PLUTONIUM DANS UN PARC AVEC RNR



LES MATIÈRES DISPONIBLES POUR LES RNR

(source : inventaire national Andra, juin 2012)

- Le stock français d'uranium appauvri peut être évalué à 450 000 tonnes en 2040 (accroissement de plus de 7 000 tonnes par an); ce stock peut être rapproché de l'évaluation des besoins d'un parc de réacteurs rapides de 60 GWe (une fois celui-ci « amorcé »), qui est de l'ordre de 50 tonnes par an, garantissant une sécurité d'approvisionnement dans la durée.
- « L'amorçage » des réacteurs rapides nécessite de disposer de matière fissile, telle que le plutonium contenu dans les combustibles usés. Le combustible nucléaire à l'uranium enrichi (UOX), à l'issue de son séjour en réacteur, comprend environ 1 % de plutonium. Après traitement, ce plutonium est recyclé sous forme de combustible MOX (contenant jusqu'à 10 % de plutonium); le combustible MOX usé, non recyclé, comporte encore près de 6 % de plutonium résiduel (soit environ

7 tonnes par an de plutonium dans le combustible MOX entreposé). On estime à 3 800 tonnes la quantité de combustible MOX usé entreposée à l'horizon 2030. La quantité de plutonium mobilisable à cette échéance (traitement des combustibles MOX usés et d'une partie des combustibles UOX) avoisine 300 tonnes.

Le cœur d'un réacteur rapide de 1 500 MWe immobilise environ 12 tonnes de plutonium (de qualité isotopique correspondant à celle du plutonium d'un combustible MOX usé). À cet inventaire, dit inventaire en cœur, il convient d'ajouter une quantité au moins équivalente de plutonium, dit inventaire en cycle (correspondant aux recharges de combustible et à l'en-cours dans les diverses opérations du cycle), pour un ordre de grandeur total d'environ 25 tonnes de plutonium par réacteur. Les quantités contenues dans les combustibles MOX usés, produits par le parc actuel, pourraient, si elles étaient mobilisées, permettre d'amorcer jusqu'à une douzaine de réacteurs rapides de 1 500 MWe.



Les RNR permettent également une flexibilité importante dans la gestion des matières : selon les besoins, ils peuvent, soit être mis à profit pour déployer de la puissance complémentaire sans recourir à des ressources externes en uranium naturel, soit permettre (en mode « brûleur » ou sous-générateur) de réduire les en-cours de matières nucléaires à l'arrêt du parc.

La technologie des RNR-Na apporte une dimension de flexibilité qui apparaît essentielle, en offrant la possibilité d'adapter la gestion des inventaires de matières aux orientations qui pourront être décidées à l'avenir. Le démonstrateur technologique Astrid est ainsi conçu pour être isogénérateur (c'est-à-dire qu'il produit autant de matière fissile qu'il en consomme); cela lui permet, une fois le réacteur amorcé avec du plutonium exogène (notamment celui provenant du traitement des MOX usés), de fonctionner uniquement avec un appoint d'uranium naturel ou appauvri, sans apport complémentaire de matière fissile. Si, dans un parc de tels réacteurs, un besoin de développement supplémentaire de puissance installée venait à apparaître, il serait possible de faire évoluer le réacteur vers un mode « surgénérateur », pour produire la matière nécessaire à l'amorçage de nouveaux réacteurs.

Si, au contraire, il était décidé l'arrêt d'un tel parc de réacteurs rapides, il serait possible de les faire évoluer vers le mode « sous-générateur » ou « brûleur » : on pourrait alors réduire considérablement l'inventaire résiduel en plutonium (de l'ordre des deux tiers en 60 ans, tout en maintenant la production d'électricité jusqu'à l'arrêt final). Les études se poursuivent afin d'optimiser le fonctionnement sous un tel mode.

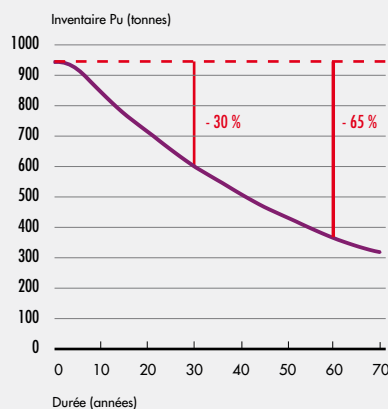
LES SCÉNARIOS D'ARRÊT

Les RNR présentent une grande flexibilité pour la gestion des matières, et en particulier pour la gestion du plutonium. On peut, partant du même concept, choisir d'opérer :

- en mode isogénérateur : on produit autant de matière fissile (plutonium) qu'on en consomme, l'appoint est constitué d'uranium appauvri; c'est ce mode qui est retenu en base pour le projet de réacteur Astrid;
- en mode surgénérateur : on produit plus de matière fissile que l'on en consomme, et l'on dispose ainsi de la possibilité d'amorcer périodiquement de nouveaux réacteurs; c'est le mode envisagé par des pays (tels que l'Inde) qui souhaitent voir croître rapidement leurs capacités électronucléaires installées. La surgénération s'obtient en général en disposant en périphérie du cœur du réacteur des « couvertures » d'uranium appauvri, dites « couvertures fertiles »;
- en mode sous-générateur (ou « brûleur ») : on consomme plus de matière fissile que l'on en génère; cela peut s'avérer utile pour la résorption de quantités de plutonium en fin de vie d'un parc nucléaire par exemple (afin d'éviter d'entreposer ou stocker des matières sensibles devenues alors sans emploi).

Cette propriété des RNR leur confère une capacité d'adaptation aux différentes décisions qui pourraient être retenues à différentes époques; en ce sens, le déploiement de réacteurs rapides préserve les orientations ultérieures.

RÉSORPTION DE L'INVENTAIRE EN PLUTONIUM D'UN PARC DE 60 GWe



Le CEA a mené des études exploratoires sur la capacité d'un parc de réacteurs rapides à résorber l'en-cours en actinides en fin de vie du parc (moyennant des adaptations des éléments combustibles pour transformer les réacteurs iso-générateurs en « brûleurs »). Il apparaît que l'en-cours de plutonium pourrait être réduit des deux tiers en 60 années d'exploitation (tout en maintenant inchangée la production d'électricité). Il s'agit à ce stade d'un résultat théorique ne prenant pas en compte différentes contraintes physiques et industrielles, qu'il conviendra d'évaluer ultérieurement.

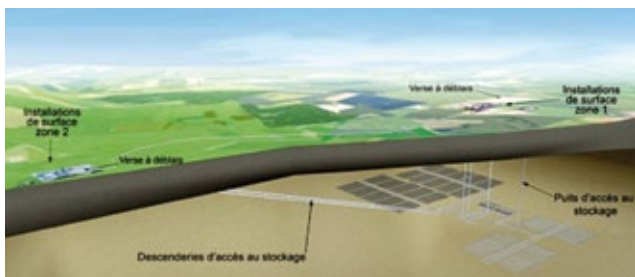
La transmutation des actinides mineurs n'enlève pas le besoin d'un stockage en couches géologiques profondes mais pourrait constituer une voie de progrès à long terme. Il est ainsi possible d'envisager une réduction d'un facteur 10 de l'emprise de la zone de stockage des déchets de haute activité à vie longue (HA-VL), et, au-delà de quelques siècles, une diminution jusqu'à un facteur 100 de l'inventaire de radiotoxicité contenue dans ces déchets.

Les études menées par l'Andra montrent que les actinides sont très peu mobiles en situation de stockage dans l'argile et qu'ils ne contribuent ainsi pas aux doses radiologiques à l'exutoire du stockage. Néanmoins, la présence d'actinides mineurs dans les déchets ultimes contribue pour l'essentiel à leur radiotoxicité à long terme (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). Les retirer des déchets et les transmuter en éléments à durée de vie plus courte est perçu, à cet égard, comme un enjeu de progrès essentiel, non seulement en France, mais dans plusieurs pays de l'Union européenne, aux Etats-Unis, au Japon, et a mobilisé d'importants efforts de recherche depuis plus de 20 ans.

Les actinides mineurs sont, par ailleurs, les principaux contributeurs à l'émission de chaleur des colis vitrifiés, laquelle détermine pour une large part la conception des alvéoles de stockage : on pourra d'autant plus densifier le stockage que la charge thermique des déchets à stocker sera plus faible. Ainsi, retirer les actinides mineurs des déchets finaux peut permettre, moyennant une durée d'entreposage préalable d'une centaine d'années (pour permettre la décroissance radioactive de produits de fission «à vie courte»), de réduire significativement l'emprise de leur stockage. Une étude, menée conjointement avec l'Andra (et soutenue financièrement par EDF), a permis d'évaluer à un facteur de l'ordre de 10 le gain sur l'emprise des alvéoles de stockage des déchets de haute activité à vie longue dans le cas d'un concept de stockage dans l'argile, tel qu'envisagé aujourd'hui par l'Andra (le gain sur l'ensemble du stockage, incluant les déchets de moyenne activité et les infrastructures d'accès, étant dans ce cas de l'ordre de 3).

Les actinides mineurs ne contribuent pas de façon égale aux détriments évoqués ci-dessus ; la première « cible » d'une stratégie de transmutation pourrait être l'américium : c'est l'élément dont la transmutation procurerait les bénéfices les plus importants sur la gestion des déchets, tout en présentant les incidences les plus mesurées sur la mise en œuvre des opérations de recyclage correspondantes. La mise en œuvre de la transmutation ne peut être envisagée que dans le cadre d'un parc nucléaire futur comportant des RNR et des installations du cycle appropriées. Cette stratégie ne s'applique donc pas aux déchets du parc électronucléaire actuel (déchets déjà produits et déchets engagés).

Le présent dossier apporte des éléments d'évaluation permettant aux décideurs de faire un bilan des avantages et inconvénients de différentes options de transmutation au regard de divers critères (techniques, radiologiques, économiques...) et d'éclairer ainsi leurs choix.



Cigéo : centre industriel de stockage géologique pour les déchets HA et MA-VL.



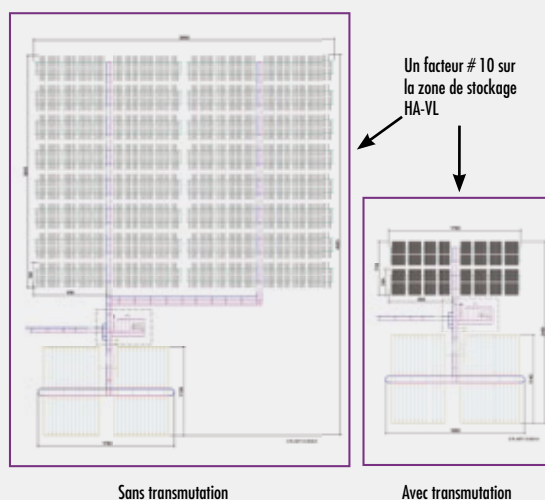
Conteneur de déchets vitrifiés de type CSD-V.

LES APPORTS DE LA TRANSMUTATION À LA GESTION DES DÉCHETS

Les études menées par le CEA, en coopération avec l'Andra ont permis de préciser les principaux apports d'une stratégie de transmutation à la gestion des déchets finaux.

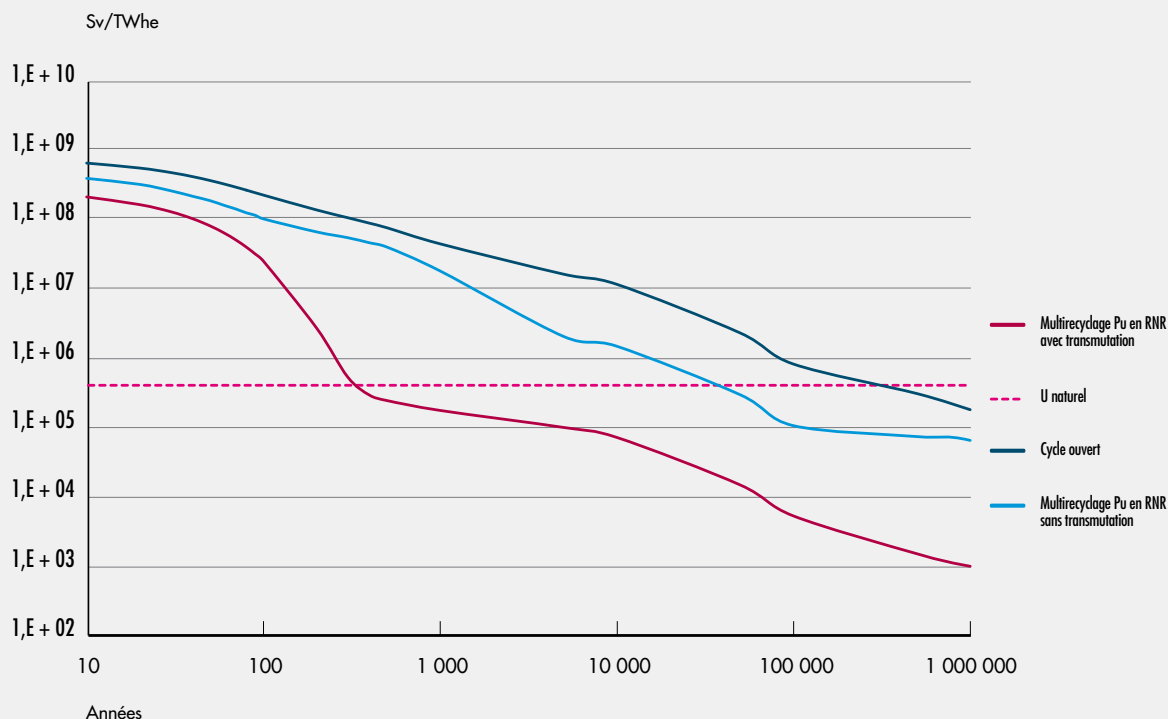
1. Il s'agit en premier lieu de la diminution de la charge thermique séculaire des déchets HA-VL, pour laquelle le contributeur essentiel est un isotope de l'américium. La transmutation de l'américium pourrait permettre, pour un concept de stockage analogue à celui qu'étudie aujourd'hui l'Andra dans l'argile, de diminuer jusqu'à un facteur proche de 10 l'emprise du stockage de ces déchets; cela en prenant l'hypothèse d'un entreposage préalable des colis vitrifiés de 120 ans (afin de laisser décroître les produits de fission, principaux contributeurs à l'émission de chaleur dans les premières décennies).
2. Et l'on peut obtenir, en transmutant à la fois américium et curium, une réduction de la radiotoxicité à long terme (notamment radiologique en cas d'ingestion) des déchets HA-VL, qui peut être d'un facteur 100 au-delà de quelques siècles. Ainsi, en moins de 500 ans, l'inventaire de radiotoxicité des déchets retrouve un niveau équivalent à celui de tout l'uranium extrait pour fabriquer les combustibles actuels.

EMPRISE DU STOCKAGE SANS OU AVEC TRANSMUTATION DES ACTINIDES MINEURS



Etude Andra-CEA 2012

RADIOTOXICITÉ DES DÉCHETS ULTIMES SANS OU AVEC TRANSMUTATION DES ACTINIDES MINEURS



La faisabilité de la séparation des actinides mineurs a été, pour l'ensemble des options envisagées, démontrée au laboratoire. L'extrapolation de ces procédés à l'échelle industrielle ne présente pas d'obstacle de principe : la R&D pourrait être poursuivie pour optimiser et consolider des concepts.

Le CEA a pu tester, à l'échelle du laboratoire, sur échantillons réels de combustible usé (plusieurs kg), les procédés de récupération des actinides mineurs qu'il a développés, mettant en œuvre de nouveaux agents extractants, sélectifs et résistants. Plusieurs options ont été envisagées, correspondant aux diverses voies de recyclage envisageables (séparation groupée de tous les actinides pour un recyclage homogène, séparation séquentielle pour un recyclage sur couvertures, séparation du seul américium...). Les performances relevées sont très satisfaisantes (taux de récupération supérieurs à 99 %), et des essais complémentaires ont par ailleurs été menés afin d'approcher les conditions de mise en œuvre à l'échelle industrielle de tels procédés : les résultats sont très encourageants (notamment quant à l'endurance des molécules mises en jeu), et permettent d'augurer très favorablement de l'éventuelle transposition industrielle des concepts étudiés.

Les études se poursuivent aujourd'hui dans l'objectif de mieux définir encore les conditions de cette mise en œuvre industrielle (essais des technologies unitaires à l'échelle pilote, essais d'intégration, définition précise des modes de pilotage des procédés...), mais également en vue de poursuivre l'optimisation des concepts.

LES PROCÉDÉS ÉTUDIÉS PAR LE CEA (SANEX, GANEX, EXAm)

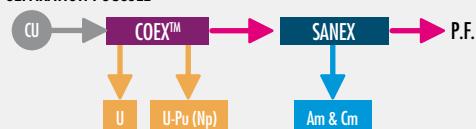
Les recherches menées au CEA ont permis de consolider des procédés de séparation pour l'américium et le curium, pour chacune des options de transmutation envisagées :

- Le procédé SANEX (extraction sélective des actinides mineurs), visant à récupérer l'américium et le curium en aval des opérations « classiques » de traitement (récupération de l'uranium et du plutonium) ;
- Le procédé EXAm (Extraction de l'américium), visant à la récupération du seul américium en aval des opérations « classiques » de traitement ;
- Le procédé GANEX (Extraction groupée des actinides), visant à récupérer en bloc le plutonium et l'ensemble des actinides mineurs.

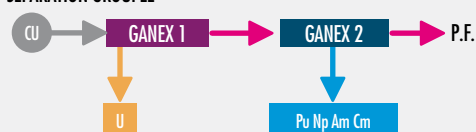
Ces procédés ont été expérimentés, sur échantillons réels de combustible usé, dans l'installation Atalante du CEA, où a été implantée la réplique à l'échelle laboratoire de ce que serait un atelier industriel mettant en œuvre ces procédés. Ces essais ont permis de montrer que les concepts développés peuvent permettre la récupération effective des éléments d'intérêt avec des facteurs de séparation élevés. À ce stade, aucun problème potentiellement rédhibitoire n'a été mis en évidence, même si de nombreuses questions restent encore à instruire pour mieux approcher une éventuelle mise en œuvre industrielle.

LES PROCÉDÉS DE SÉPARATION

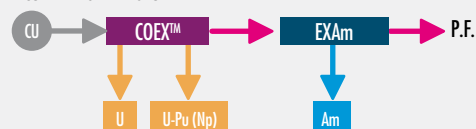
SÉPARATION POUSSÉE



SÉPARATION GROUPEE



RÉCUPÉRATION Am SEUL



CU : combustibles usés
Am : américium
Cm : curium
U : uranium
Pu : plutonium
Np : neptunium
PF : produits de fission



Essai de séparation poussée dans l'installation Atalante

La faisabilité de la transmutation de l'américium a été démontrée à l'échelle de quelques pastilles en mode homogène; des premières irradiations analytiques sont en cours pour le mode de transmutation en mode hétérogène, en périphérie du cœur.

Les résultats, présentés en 2005 par le CEA (rendant compte des travaux menés au titre de la loi de décembre 1991 relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs), avaient permis d'établir que la transmutation des actinides mineurs ne pouvait être efficacement envisagée que dans des réacteurs à spectre de neutrons rapides (qu'il s'agisse de réacteurs électrogènes ou de dispositifs dédiés). Cela a été confirmé par l'analyse de résultats d'expériences d'irradiation menées dans le réacteur Phénix, qui avaient concerné le mode homogène (expérience Superfact) et le mode hétérogène (irradiations de tronçons d'aiguilles composés de pastilles chargées en américium sur divers supports).

Les études du CEA se sont focalisées vers les concepts de transmutation en réacteur rapide critique, mettant en œuvre un multirecyclage de l'américium (pour obtenir des gains de l'ordre de 99 % sur l'élimination de l'américium dans les résidus), et privilégiant pour cela un combustible à base d'oxyde d'uranium (pouvant être retraité dans les mêmes installations que le combustible nourricier). Deux concepts restent envisagés : le concept de recyclage en dilution dans le combustible du réacteur (mode dit « homogène », conduisant à l'équilibre à une teneur en américium de l'ordre de 1 % dans le combustible), et le concept de recyclage en périphérie du cœur, au sein de « couvertures UO_2 chargées en américium » (une rangée de telles couvertures contenant 10 % d'américium à l'équilibre) ; ce dernier présente l'avantage de limiter le nombre d'objets chargés en actinides, et de ne pas affecter par ailleurs le fonctionnement du cœur du réacteur.

Les expériences entreprises ont essentiellement concerné l'étude du mode de recyclage en couvertures, non expérimenté jusque-là. Compte tenu de l'arrêt du réacteur Phénix, seules des expériences à petite échelle (quelques grammes d'américium) en réacteur d'irradiation (HFR à Petten dans le cadre d'un projet européen, Osiris à Saclay) ont été engagées, en cherchant à reproduire les conditions qui prévaudront en périphérie d'un RNR (température notamment) : il s'agit essentiellement dans ces expériences de chercher à apprécier le comportement, au sein des pastilles d'oxyde, des gaz générés par la transmutation de l'américium, pour la définition précise de leurs paramètres de fabrication (et non plus de vérifier la réalité de la transmutation de l'américium, déjà démontrée). Les premiers résultats seront disponibles au cours de l'année 2013.



Schéma du dispositif d'irradiation expérimental pour la transmutation en couvertures.



Le réacteur Phénix à Marcoule.

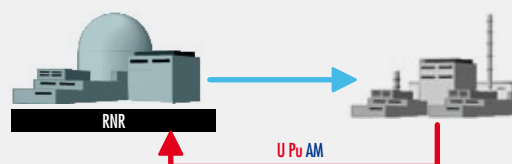
LES DIFFÉRENTES VOIES POUR LA TRANSMUTATION DES ACTINIDES MINEURS

La transmutation des actinides mineurs consiste à les recycler en réacteur à flux de neutrons rapides pour les fissionner (tirant parti au passage – même si cela reste très modeste – de l'énergie de leur fission pour la production d'électricité). Plusieurs dispositifs peuvent être envisagés :

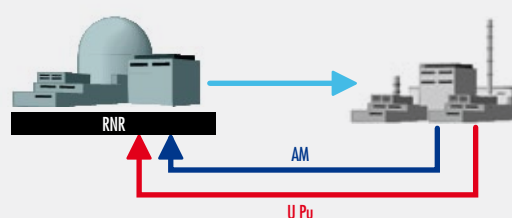
- La transmutation en mode homogène : les actinides mineurs sont recyclés en les « diluant » dans le combustible des réacteurs électrogènes (cela conduit à une teneur de un à quelques %) ;
- La transmutation en mode hétérogène : les actinides mineurs sont recyclés dans les réacteurs électrogènes, sous 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 actinides mineurs (à une teneur de l'ordre de 10 %) 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 gèrent les actinides mineurs de façon découplée du cycle de gestion de l'uranium et du plutonium.

LES DIFFÉRENTES VOIES POUR LA TRANSMUTATION DES ACTINIDES MINEURS

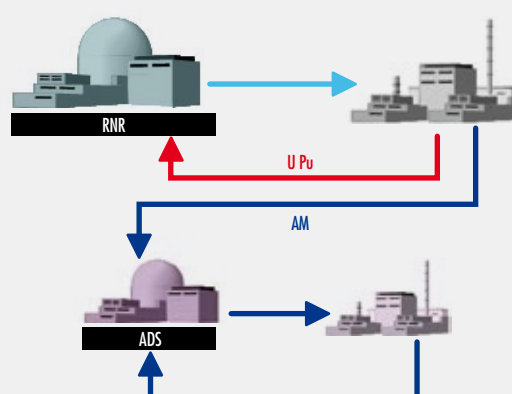
MODE HOMOGÈNE



MODE HÉTÉROGÈNE



STRATE DÉDIÉE



U : uranium
Pu : plutonium
AM : actinides mineurs

La transmutation peut également être réalisée dans une strate dédiée spécifiquement à cette fonction. Celle-ci comporte des systèmes pilotés par accélérateur (ADS), conçus pour accepter de fortes charges d'actinides mineurs. L'effort de R&D pour amener à maturité industrielle de tels systèmes apparaît, malgré les progrès réalisés, beaucoup plus important que pour les systèmes critiques. Par ailleurs, la transmutation en ADS conduit (pour les dispositifs aujourd'hui étudiés) à un surcoût du kWh estimé à environ 20 % par rapport à la solution des réacteurs critiques.

Les systèmes pilotés par accélérateur (ou ADS, pour Accelerator Driven Systems), sont étudiés en France par le CNRS en liaison avec le projet Myrrha proposé par le SCK-CEN (Belgique). Les ADS sont des machines complexes dont le développement nécessite la mise au point de composants de très haute technicité, et sur lesquels on ne dispose pas d'un retour d'expérience significatif (accélérateur, cible de spallation, combustible...), et dont l'intégration n'a pas été réalisée à ce jour. Les capacités de transmutation de principe sont intéressantes (près de 20 fois plus élevées que celles des réacteurs critiques, si on les ramène à l'énergie produite); mais elles ne peuvent pas être efficacement mises à profit, compte tenu de la faible puissance aujourd'hui envisagée pour de telles machines.

L'évaluation technico-économique qui a été menée par le CEA, est basée sur les modèles industriels du projet européen Eurotrans dont la puissance maximale atteignable est de l'ordre de 400 MWth. L'étude montre qu'il faudrait envisager de mettre en œuvre 18 ADS pour obtenir une capacité de transmutation équivalente à celle d'un parc de RNR de 60 GWe (soit 40 réacteurs de 1 500 MWe). Les RNR restent par ailleurs nécessaires pour assurer le multirecyclage du plutonium, qui ne peut en l'état actuel des concepts être géré efficacement par des ADS. Le surcoût estimé (coût moyen actualisé du kWh) d'une telle option est de l'ordre de 20 % par rapport à la transmutation réalisée dans des réacteurs critiques.

LE PROJET MYRRHA

Les systèmes pilotés par accélérateur sont constitués d'un cœur sous-critique où la réaction en chaîne n'est possible que grâce à un apport extérieur de neutrons. La production externe de neutrons est assurée par interaction de protons de haute énergie avec la matière, appelée réaction de spallation. Outre le réacteur sous-critique proprement dit, les ADS comportent un accélérateur de protons couplé à une cible de spallation.

Le caractère sous-critique du cœur permet de le charger fortement en actinides mineurs, ce qui constitue un aspect favorable pour la transmutation, tout en assurant le contrôle de la réaction en chaîne. Néanmoins, la mise au point de ces systèmes passe par la conception d'éléments spécifiques innovants de haute technicité :

- Un accélérateur, qui fournit un faisceau intense de protons de haute énergie et doté d'une très haute fiabilité;
- Une cible, qui génère des neutrons de haute énergie sous l'effet de l'accélérateur; les problèmes de corrosion ou de comportement des matériaux sont à l'étude;
- Un cœur de réacteur sous-critique;
- Un combustible sans uranium contenant de fortes teneurs de plutonium et d'actinides mineurs.

La maquette d'ADS Guinevere à puissance très réduite a été construite depuis 2007 à Mol par le SCK-CEN et le CNRS. Opérationnelle depuis 2012, elle reproduit un ADS au plomb à neutrons rapides pour la recherche et les études de faisabilité d'un ADS de plus grande échelle. La Belgique propose le projet Myrrha (Multipurpose hYbrid Research Reactor for High-tech Applications) d'un ADS de 100 MWth à l'horizon 2025.



Le projet Myrrha au SCK-CEN à Mol (Belgique).

L'étude des conséquences de la mise en œuvre industrielle d'options de transmutation en réacteur rapide (selon les divers modes envisagés) a été menée à l'aune de divers critères. Il en ressort que cela conduirait à des gains significatifs sur les caractéristiques des déchets ultimes, mais aussi à des détriments, notamment au niveau des opérations du cycle des matières. L'incidence de la mise en œuvre de la transmutation sur le coût du kWh produit par les réacteurs rapides serait de l'ordre de 5 % à 10 % (le coût du kWh est très largement déterminé par celui du poste « réacteur », peu affecté par la mise en œuvre d'options de transmutation). Un effort soutenu de R&D resterait nécessaire pour évaluer les divers aspects de la mise en œuvre industrielle, notamment concernant la fabrication et la manutention des objets porteurs d'actinides mineurs.

Une étude approfondie a été menée par le CEA en coopération avec EDF et Areva, afin d'évaluer, en cherchant à considérer l'ensemble des critères qui s'appliquent à une mise en œuvre industrielle, diverses options pour le cycle des matières, sans transmutation, ou avec transmutation d'actinides mineurs selon les divers modes envisagés. Il a été possible de mettre en évidence des résultats intéressants, en utilisant une méthodologie plus aboutie que lors d'évaluations antérieures. Il s'est agi à ce stade d'évaluer des options et non de décrire une future réalité industrielle. Les points principaux qui peuvent être relevés sont les suivants :

- la transmutation des actinides mineurs permet d'éviter la mise aux déchets de ces éléments ; en transmutant l'ensemble des actinides mineurs, la radiotoxicité à long terme (après quelques siècles) des déchets ultimes peut être réduite d'un facteur compris entre 20 et 100, selon l'horizon de temps considéré. La transmutation du seul américium limite cette réduction à un facteur 2. De plus, l'emprise de la zone de stockage des déchets de haute activité peut être réduite d'un facteur 10 ;
- la transmutation des actinides mineurs entraîne une augmentation de leur inventaire dans les réacteurs et installations du cycle du combustible. Pour un parc de 60 GWe, cet inventaire passe ainsi d'une vingtaine de tonnes (sans transmutation) à un niveau de l'ordre de 60 à 160 tonnes selon le scénario de transmutation considéré (à comparer à l'inventaire en plutonium de près de 1 000 tonnes).
- le recyclage en mode homogène peut affecter certains paramètres de sûreté du cœur ; le recyclage en couvertures conduit à des difficultés de fabrication et de manutention des assemblages en amont et en aval de l'irradiation en réacteur ;
- la présence de curium dans les assemblages à transmuter génère des contraintes (irradiation, thermicité) d'un ordre de grandeur supérieur à celles qu'apporte le recyclage de l'américium, induisant d'importantes difficultés de mise en œuvre ;
- l'impact dosimétrique (dose collective travailleurs), lié à la mise en œuvre d'opérations de transmutation, est difficile à apprécier avec précision (les dispositifs de protection seront adaptés à l'accroissement du terme source, mais avec un effet certain sur le coût) ;
- le surcoût sur le coût du kWh (coût moyen actualisé) de la mise en œuvre d'options de transmutation en réacteur critique est de 5 % à 10 % pour les diverses options (homogène ou couvertures, tous actinides mineurs ou américium seul) ;
- l'accroissement du niveau de risques industriels (par exemple les conséquences d'une défaillance) reste difficile à apprécier précisément à ce stade ; le recyclage en mode homogène apparaît toutefois présenter un niveau de risque accru car il implique le combustible de tous les réacteurs du parc.

Il est envisagé de mener à présent, toujours en coopération avec EDF et Areva, une évaluation de scénarios industriels plausibles, et notamment de scénarios de mise en œuvre très progressive d'options plus avancées (multirecyclage, dans un parc comportant des RNR, du plutonium en premier lieu, puis de l'américium et éventuellement de l'ensemble des actinides dans des étapes ultérieures).

ASPECTS ÉCONOMIQUES DU CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLÉAIRE

Le CEA a mené des évaluations économiques des différentes options de cycle, en cherchant à apprécier l'impact de diverses stratégies (de transmutation notamment) sur le « coût moyen actualisé du kWh ».

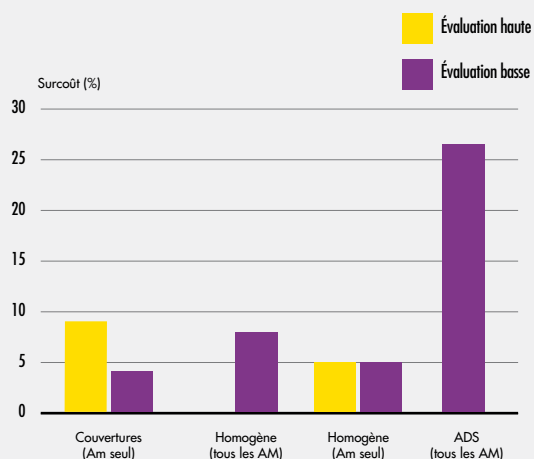
Des évaluations détaillées ont été menées, en coopération avec EDF et Areva, afin d'évaluer aussi précisément que possible les coûts de mise en œuvre de diverses options, de la mine à la gestion des déchets finaux.

Le coût de référence, retenu pour l'analyse, est le coût du kWh estimé pour un parc de 60 GWe constitué de RNR et multirecyclant l'uranium et le plutonium.

Les options de cycle mettant en œuvre la transmutation des actinides mineurs, conduisent à un surcoût du kWh de moins de 5 % (transmutation de l'américium en couvertures chargées - estimation basse) jusqu'à 25 % (transmutation par ADS en strate dédiée). On peut noter en complément :

- que le surcoût estimé sur les postes cycle et réacteurs n'est pas compensé par la diminution estimée des coûts de stockage (notamment en raison des effets de l'actualisation économique, diminuant le poids des postes de dépense à long terme) ;
- que le poids largement prépondérant du poste « réacteur » (investissement et exploitation) dans le coût global rend le

SURCOÛTS ESTIMÉS DU KWh(%)

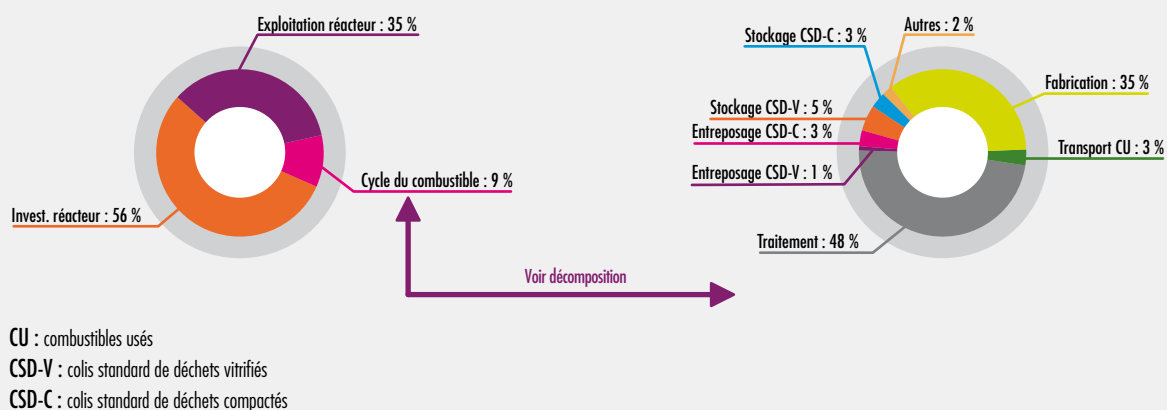


résultat de l'analyse particulièrement sensible à toute incidence sur cet aspect (coût d'investissement, taux de disponibilité notamment).

Même s'il demeure des incertitudes sur certains postes de coûts (pour le cycle notamment), leur impact reste limité ; elles ne modifient pas les ordres de grandeurs mentionnés ci-dessus.

DÉCOMPOSITION DU COÛT MOYEN ACTUALISÉ DU KWh POUR UN PARC RNR DE 60 GWe (SANS TRANSMUTATION)

Taux d'actualisation 4 % (pendant les 30 premières années), 2 % (au-delà)



Conception et réalisation : **avantgarde**

Crédits photos : Areva/Les films de Roger Leenhardt, Areva/Philippe Lesage, Andra, CEA, A.Gonin/CEA, P. Dumas/CEA, GIF, JM.Taillat/Areva-CEA, SCK•CEN, Fotolia.

