



01 LA GESTION DURABLE DES MATIÈRES RADIOACTIVES AVEC LES RÉACTEURS DE 4^e GÉNÉRATION

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

D1

LA GESTION DURABLE
DES MATIÈRES RADIOACTIVES
AVEC LES RÉACTEURS
DE 4^e GÉNÉRATION

SOMMAIRE

1. POURQUOI DÉVELOPPER DES SYSTÈMES NUCLÉAIRES DE 4^e GÉNÉRATION ?... 5

1.1.	Les conditions d'un nucléaire durable	6
1.1.1.	La question des ressources	6
1.1.2.	La question des combustibles usés	11
1.2.	Pourquoi de nouvelles filières de réacteurs ?	15
1.2.1.	Quelles technologies pour les réacteurs à neutrons rapides (RNR) de 4 ^e génération ?	16
1.2.2.	Les REL-HFC, une alternative aux RNR ?	19
1.3.	Quel marché pour les RNR de 4 ^e génération ?	20
1.3.1.	Les stratégies des différents pays – l'état des lieux.....	20
1.3.2.	Le marché des RNR	22
1.3.3.	Conclusion sur le marché des RNR	23

2. QUELLE STRATÉGIE DE DÉVELOPPEMENT DES RNR DE 4^e GÉNÉRATION ?..... 25

2.1.	Quel cahier des charges pour les RNR de 4 ^e génération ?	26
2.1.1.	Sûreté	26
2.1.2.	Compétitivité économique.....	26
2.1.3.	Résistance à la prolifération.....	26
2.1.4.	Gestion flexible des matières nucléaires.....	27
2.2.	Schéma de développement des RNR de 4 ^e génération.....	28
2.2.1.	RNR à caloporteur sodium	28
2.2.2.	RNR à caloporteur gaz	28
2.2.3.	Cycle du combustible.....	29
2.3.	Conclusion sur la stratégie de développement des RNR de 4 ^e génération	31

3.	QUELLES TRANSITIONS VERS LES RNR DE 4^e GÉNÉRATION ?	35
3.1.	Scénarios de déploiement des RNR en substitution au parc REP	35
3.1.1.	Déploiement des RNR de 4 ^e génération à partir de 2040	36
3.1.2.	Décalage de 2040 à 2080 de l'introduction des RNR de 4 ^e génération	37
3.2.	Scénarios de déploiement des RNR en complément du parc REP	38
3.2.1.	Déploiement de RNR assisté par un parc REP maintenu à puissance constante	38
3.2.2.	Déploiement de RNR en soutien au parc REP	39
3.3.	Conclusion des études de transitions vers les RNR de 4 ^e génération	40
4.	CONCLUSIONS	43
	Références	44

1. POURQUOI DÉVELOPPER DES SYSTÈMES NUCLÉAIRES DE 4^e GÉNÉRATION ?... 5

1.1.	Les conditions d'un nucléaire durable	6
1.1.1.	La question des ressources	6
1.1.1.1.	L'abondance des ressources d'uranium naturel	6
1.1.1.2.	L'évolution de la demande en uranium	8
1.1.1.3.	Le rôle du thorium dans la problématique des ressources.....	10
1.1.1.4.	Conclusion sur la question des ressources	11
1.1.2.	La question des combustibles usés	11
1.1.2.1.	Le cycle ouvert.....	12
1.1.2.2.	Le cycle fermé	13
1.2.	Pourquoi de nouvelles filières de réacteurs ?	15
1.2.1.	Quelles technologies pour les réacteurs à neutrons rapides (RNR) de 4 ^e génération ?	16
1.2.1.1.	Les RNR à caloporteur sodium	16
1.2.1.2.	Les RNR à caloporteur plomb	17
1.2.1.3.	Les RNR à caloporteur gaz.....	18
1.2.1.4.	Les RNR à sels fondus	18
1.2.2.	Les REL-HFC, une alternative aux RNR ?	19
1.3.	Quel marché pour les RNR de 4 ^e génération ?	20
1.3.1.	Les stratégies des différents pays – l'état des lieux.....	20
1.3.1.1.	Russie	20
1.3.1.2.	Inde.....	21
1.3.1.3.	Chine	21
1.3.1.4.	Japon.....	21
1.3.1.5.	Corée du Sud.....	22
1.3.1.6.	États-Unis	22
1.3.1.7.	Europe	22
1.3.2.	Le marché des RNR	22
1.3.3.	Conclusion sur le marché des RNR	23

1 ●

POURQUOI DÉVELOPPER DES SYSTÈMES NUCLÉAIRES DE 4^e GÉNÉRATION ?

Depuis la réalisation d'une réaction en chaîne autoentretenue et contrôlée dans la pile de Fermi en 1942, les réacteurs nucléaires ont connu des développements importants et il est commode de parler de « générations », généralement associées à des étapes marquantes d'évolution des technologies. On distingue ainsi la 1^{re} génération, constituée des réacteurs de différentes natures construits à petite échelle avant 1970 (par exemple les réacteurs UNGG en France), la 2^e génération, celle des réacteurs commerciaux déployés en série dont fait partie l'essentiel du parc électronucléaire mondial actuellement en exploitation, et enfin la 3^e génération qui est essentiellement une évolution de la précédente au plan de la sûreté et des performances, connue essentiellement en France au travers de l'EPRTM¹ ou de l'ATMEA1, modèles développés et commercialisés par Areva.

La quasi-totalité des réacteurs actuellement en exploitation (réacteurs à sous pression (REP) ou bouillante (REB), réacteurs à eau lourde) fait appel à la technologie des neutrons thermiques. Celle-ci consomme principalement l'uranium-235 (²³⁵U), seul isotope fissile de la nature présent en très faible quantité (0,71 %) dans l'uranium naturel, et utilise donc très mal le potentiel énergétique de cette matière première. Au bilan, ces réacteurs n'utilisent qu'environ 0,6 % du potentiel énergétique contenu dans l'uranium naturel utilisé pour fabriquer leur combustible. Même en recyclant les matières valorisables (uranium et plutonium) encore présentes dans les combustibles usés, cette valeur n'atteint pas 0,8 %.

Une caractéristique commune à tous ces réacteurs est de produire des combustibles usés contenant des substances hautement radioactives dont la grande majorité (80 à 90 %) décroît en quelques centaines d'années. Néanmoins, une partie d'entre elles, constituée pour l'essentiel du plutonium et, dans une moindre mesure, des actinides mineurs, présentera des risques radiologiques, notamment radiotoxiques, pendant des milliers de siècles. Adopter une gestion sûre et responsable à long terme de ces substances radioactives est l'une des conditions incontournables à satisfaire pour répondre aux légitimes attentes de la société à l'égard de l'usage de l'énergie nucléaire.

En évitant d'abandonner prématurément des matières nucléaires valorisables, le traitement des combustibles usés et le premier recyclage du plutonium et de l'uranium, tels que pratiqués actuellement en France, constituent un pas dans le sens d'une gestion sûre et responsable de ces matières avec à la clef une meilleure utilisation de l'uranium naturel et une gestion plus robuste des déchets puisque ceux-ci ne contiennent pratiquement plus de plutonium. Ce traitement des combustibles usés, le conditionnement dans des colis vitrifiés

des résidus non valorisables qui en sont issus et l'entreposage de ces colis dans des installations spécialement aménagées à cet usage dans l'attente d'un stockage des déchets ultimes en couches géologiques profondes, participent en premier lieu aux objectifs d'une gestion durable des matières et déchets radioactifs, conformément aux principes définis par la loi du 28 juin 2006. Mais il ne s'agit encore que d'une première étape qui ne règle pas de façon définitive le devenir du plutonium et qui ne comporte pas, en elle-même, de perspectives de progrès sur la gestion des actinides mineurs. En rester là ne répondrait pas aux attentes du public, légitimement préoccupé par le devenir à long terme des radionucléides de haute activité et à vie longue, produits par les réacteurs actuels, aujourd'hui présents pour leur plus grande part dans les combustibles usés entreposés.

Dans l'hypothèse vraisemblable où l'énergie nucléaire continuerait à jouer un rôle significatif dans le bouquet énergétique mondial, la perspective inéluctable d'épuisement des ressources énergétiques économiquement exploitables à l'échelle de la planète² ne pourra se satisfaire de manière durable d'une utilisation aussi peu économe des ressources naturelles en uranium. Il sera nécessaire de passer, à un terme plus ou moins lointain, par une valorisation de la matière fertile (l'uranium-238 -²³⁸U) présente en proportion très supérieure dans l'uranium naturel (99,3 %) et disponible en très grande quantité sur le sol national en tant que sous-produit de l'industrie d'enrichissement de l'uranium.

Les réacteurs de 4^e génération devront offrir la possibilité de pleinement utiliser les matières nucléaires valorisables, le plutonium en premier lieu, et ainsi de limiter, dans la durée, les quantités de radionucléides à vie longue présentes dans les déchets ultimes. Cet objectif s'inscrit dans les principes retenus par les lois de 1991 et 2006 sur la gestion durable des matières et déchets radioactifs.

Cette stratégie globale sur les ressources et déchets fait partie des options prioritaires à considérer pour l'avenir énergétique de notre pays, en cohérence avec la politique industrielle suivie jusqu'à présent pour répondre aux besoins nationaux et conquérir des marchés à l'exportation. Il est en effet vraisemblable qu'une raréfaction et un renchérissement durable des combustibles fossiles ainsi qu'une inévitable et urgente limitation des émissions de gaz à effet de serre (GES) soient de nature à modifier notablement la demande énergétique et à favoriser la production d'énergie par des voies peu émettrices de CO₂. La production électronucléaire en fait indubitablement partie, même si son rôle, après l'accident de Fukushima,

² – On exclut ici l'uranium contenu à très faible concentration dans l'eau de mer qui représente des quantités très importantes mais dont le coût d'extraction n'est pas connu mais vraisemblablement très élevé.

¹ – European Pressurized Water Reactor.

fait l'objet de débats. En outre, elle permettrait d'assurer sur une très longue période, plusieurs milliers d'années, une forte réduction de notre dépendance énergétique actuelle.

Le présent document a pour objectif de contribuer à cette réflexion afin de préparer les décisions en matière de R&D que l'Etat et les acteurs du nucléaire seront appelés à prendre dans les mois et années à venir relativement à une telle stratégie.

1.1. LES CONDITIONS D'UN NUCLÉAIRE DURABLE

La toute première condition d'un nucléaire durable tient à l'absolue nécessité de disposer partout dans le monde d'un haut niveau de sûreté et de sécurité des installations nucléaires, limitant au maximum, quelles que soient les circonstances, les risques de dissémination de radioactivité hors du site nucléaire³. Les accidents de Three Mile Island (1979), de Tchernobyl (1986) et plus récemment de Fukushima (2011) ont montré que la sûreté nucléaire dépassait largement les enjeux nationaux et devait être traitée par tous les Etats concernés comme une priorité absolue. Il en va de l'acceptation publique de l'énergie nucléaire au niveau mondial. Cette exigence n'est pas propre aux systèmes nucléaires de 4^e génération, mais elle sous-tend toute la démarche rapportée dans le présent document.

1.1.1. LA QUESTION DES RESSOURCES

La très grande majorité des quelque 435 réacteurs nucléaires actuellement en service dans le monde et des 63 unités en construction, utilise un combustible produit à partir d'uranium naturel. La question de la durabilité des ressources en uranium est donc une question centrale pour apprécier le

3 – En France, les réacteurs de 3^e génération doivent en cas d'accident, limiter par conception les rejets radioactifs de façon à ne pas nécessiter d'évacuation prolongée des populations vivant à proximité de la centrale endommagée ni de restriction à long terme de la consommation de produits alimentaires.

rôle que peut jouer le nucléaire dans l'approvisionnement en énergie de la planète au cours du temps.

Les industriels, qu'ils soient en position de commander ou de vendre des réacteurs, ne pourront faire l'impasse sur cette question d'autant que la réponse exige une portée de vue importante : un réacteur de 3^e génération qui démarrera en 2020 devra être alimenté jusqu'en 2080 avec l'assurance d'une certaine stabilité des prix.

1.1.1.1. L'ABONDANCE DES RESSOURCES D'URANIUM NATUREL [DTS-01]

Depuis 1965, le « Livre Rouge », publication biennale conjointe de l'Agence de l'énergie nucléaire (AEN) de l'OCDE et de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA), constitue l'ouvrage de référence en la matière. 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.

La demande d'uranium est satisfaite par deux types de sources d'approvisionnement : les sources primaires et les sources secondaires. Les sources primaires, de loin les plus importantes, sont les ressources d'uranium proprement dites c'est-à-dire l'uranium en terre. Les sources secondaires sont les stocks excédentaires mis sur le marché et les matières nucléaires recyclées à partir des combustibles usés.

1.1.1.1.1. QUANTITÉS INVENTORIÉES

Ressources conventionnelles

Les ressources conventionnelles correspondent aux gisements produisant uniquement ou essentiellement l'uranium. Sans entrer dans le détail, il convient de préciser que le « Livre Rouge » subdivise ces données en deux grandes catégories, correspondant à des degrés différents de certitude quant aux quantités indiquées :

- Les ressources identifiées, autrement dit les gisements dé-

TABLEAU 1 : RESSOURCES CONVENTIONNELLES D'URANIUM RÉPERTORIÉES DANS LE LIVRE ROUGE OCDE-AIEA DE 2012

COÛT (US\$/kg U)	RESSOURCES CONVENTIONNELLES (millions de tonnes d'uranium)	
	Ressources identifiées	Ressources non découvertes
< 40	0,7	6,2
40 – 80	2,4	
80 – 130	2,2	
130 – 260	1,7	0,5
Indéterminé		3,7
TOTAL	7,1	10,4
		17,5

couverts, 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.

Par ailleurs, ces données sont rangées par tranches de coût de production (tableau 1).

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. Si on ajoute les ressources non découvertes, cette valeur dépasse 250 années.

Ressources non conventionnelles

Les valeurs reportées dans le tableau 1 ne prennent pas en compte les ressources dites non conventionnelles où l'uranium est un sous-produit d'autres industries (par exemple de l'extraction des phosphates). La dernière édition du « Livre Rouge » (2012) évalue ces ressources (à un coût de production non connu) entre 7 et 8 millions de tonnes. De telles ressources doivent d'abord être vues comme un flux potentiel, qui reste dimensionné par la production du produit primaire⁴.

L'eau de mer peut aussi être considérée comme une source possible d'uranium, en raison de la large quantité d'uranium qu'elle renferme (environ 4 milliards de tonnes) et de sa nature presque inépuisable. Cependant, en raison de la très faible concentration de cet élément dans l'eau de mer (~3 ppb⁵), il faudrait traiter environ 300 000 tonnes d'eau pour produire un seul kg d'uranium. Les procédés de récupération doivent d'abord être rentables énergétiquement (il ne faut pas dépenser plus d'énergie à récupérer l'uranium que celui-ci ne pourra en produire dans les centrales nucléaires), ce qui conduit à envisager des procédés statiques (nano-filtration, adsorption) implantés dans des courants océaniques. Seul le Japon poursuit des travaux de recherche qui ont dé-

4 – Par exemple, la production annuelle mondiale de phosphates (180 millions de tonnes) ne permettrait de produire au mieux qu'environ 10 000 t/an d'uranium, soit environ 15 % de la demande actuelle.

5 – ppb : partie par billion, soit une proportion de 1 pour 1 milliard.

passé le stade du laboratoire et fait l'objet d'expérimentations en mer. Le coût de production s'établirait dans une fourchette allant de plusieurs centaines à quelques milliers de US\$/kgU mais la mise en œuvre à grande échelle reste très incertaine au vu des difficultés techniques et économiques à surmonter.

Ressources secondaires

Par opposition aux précédentes, les ressources secondaires correspondent à de la matière déjà extraite qui a été stockée ou utilisée. Jusqu'aux années 1980, la production d'uranium a largement dépassé les besoins des centrales nucléaires. L'écart représente aujourd'hui environ 600 000 tonnes d'uranium, cette valeur pouvant être considérée comme la borne supérieure des quantités qui pourraient être mises à la disposition du secteur commercial civil.

L'offre secondaire a commencé à jouer un rôle important pour satisfaire la demande dès les années 80. Après 1990, le déficit entre la production minière et les besoins s'est creusé et il a été comblé en faisant appel à l'offre secondaire qui représente encore aujourd'hui plus de 25 % de la consommation d'uranium.

Avec les technologies existantes de réacteurs nucléaires, les ressources secondaires ne pourront jouer dans la durée qu'un rôle d'appoint de par la finitude des stocks constitués.

1.1.1.1.2. ANALYSE

Les inventaires du « Livre Rouge » doivent être interprétés comme la somme des informations disponibles à une date donnée et non comme une indication des ressources ultimes. On sait par exemple que les efforts de prospection depuis une vingtaine d'années ont été très limités et que beaucoup de données, notamment celles portant sur les ressources non découvertes, ne sont pas récentes. Il n'existe d'ailleurs pas de méthode fiable et crédible pour évaluer les ressources ultimes de la planète.

Certaines études ont tenté de définir des modèles reliant le prix de l'uranium à la quantité extraite cumulée. Le principe général de ces modèles est de considérer que l'activité exploitée des gisements de moins en moins concentrés qui sont

FIGURE 1 : ÉVOLUTION DU PRIX DE L'URANIUM

Source : The Ux Consulting Company, LLC (<http://www.uxc.com/>)



plus coûteux à extraire et traiter mais qui, en contrepartie, donnent accès à des tonnages d'uranium de plus en plus importants. Ces modèles s'appuient sur des relations empiriques quantité-teneur et coût-teneur dont les paramètres sont calés sur des points connus mais dont l'extrapolation à d'autres situations est véritablement sujette à caution. C'est en utilisant des modèles de ce type, fondés sur des analogies avec d'autres ressources rares, que le MIT⁶ a développé l'argument qu'une multiplication par 10 de la puissance nucléaire installée ne ferait probablement croître que de 50% le coût de l'uranium et qu'en conséquence la question des ressources d'uranium pouvait être écartée pendant encore longtemps.

Il est vrai qu'on n'observe à ce jour aucun indice d'une raréfaction des ressources. Jusqu'à présent, malgré une production cumulée de 2,5 millions de tonnes d'uranium à fin 2009, cette quantité prélevée en terre a toujours été plus que compensée par l'ajout de nouvelles ressources au fil du temps et ce, malgré de faibles efforts d'exploration. De même, les hausses du prix de l'uranium constatées ces dernières années trouvent leur origine, non pas dans les prémices d'une raréfaction de la ressource, mais dans un déséquilibre conjoncturel entre l'offre et la demande relié pour l'essentiel au fait que, depuis deux décennies, la production minière ne couvrait que 60% de la demande. Le reste provenait, comme vu plus haut, de la mobilisation d'excédents commerciaux précédemment accumulés et des matières issues de la réduction des stocks militaires des deux superpuissances.

La réduction de ces sources secondaires et le contexte favorable à une relance du nucléaire ont fait que le marché réclamait une relance de la production minière qui, pour diverses raisons (technique, politique, acceptation...), ne pouvait se faire au rythme attendu par le marché. C'est principalement cette situation que traduit le pic de prix récent (cf. figure 1) qui ne devrait présager en rien des évolutions futures. Toutefois, l'évolution des réglementations environnementales ou de radioprotection des travailleurs conduiront inévitablement à une augmentation des coûts de production dans le futur.

6 – Massachusetts Institute of Technology - *The Future of the Nuclear Fuel Cycle*.

La faiblesse de la prospection depuis le milieu des années 1980 et l'importante inertie du système (il faut de l'ordre de 20 ans entre la découverte d'un gisement exploitable et sa première production) nécessiteraient de relancer sans tarder l'effort d'exploration pour transformer les ressources spéculatives en ressources identifiées et en assurer la disponibilité à un coût compétitif. Or cet effort est coûteux (quelques dizaines de milliards de dollars) et la relative petitesse du marché de l'uranium n'intéresse guère jusqu'à présent les investisseurs.

Mais il est aussi évident que de tels efforts ne peuvent être financés que si cette dépense apparaît justifiée. L'inconnue centrale étant celle de l'évolution de la demande d'uranium à moyen-long terme.

1.1.1.2. L'ÉVOLUTION DE LA DEMANDE EN URANIUM

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

Le premier volet de cette problématique correspond à l'évolution de la demande énergétique mondiale en raison de la croissance démographique, de l'industrialisation accélérée de certaines zones et plus généralement de l'augmentation du niveau de vie des populations. 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. De plus, la demande en électricité devrait croître encore plus rapidement que les besoins en énergie primaire, étant tirée par l'accroissement du niveau de développement et l'émergence de nouveaux besoins (véhicules électriques, production d'hydrogène par électrolyse...). Mais quelle part prendra l'énergie nucléaire dans cette croissance attendue ?

Avant d'aborder ce point, il est sans doute utile de rappeler ce que représente actuellement l'énergie nucléaire dans le monde et en France, selon les statistiques de l'Agence internationale de l'énergie (AIE) pour 2009 :

- Dans le monde : les centrales nucléaires ont produit 2,7 milliards de MWh, soit plus de 13% de l'électricité de la pla-

TABLEAU 2 : SITUATION MONDIALE DES RÉACTEURS ÉLECTRONUCLÉAIRES
(fin août 2012) - sources : AIEA et WNA

	OPÉRATIONNELS		EN CONSTRUCTION		EN PROJET		PROPOSÉS	
	Nombre	P (GWe)	Nombre	P (GWe)	Nombre	P (GWe)	Nombre	P (GWe)
Europe	137	124	4	4	10	14	20	27
CEI	49	37	13	11	20	23	39	36
Amérique du Nord	124	115	1	1	16	18	20	20
Asie	118	88	43	43	92	95	213	222
Autres	7	5	2	2	9	11	37	42
TOTAL MONDE	435	370	63	61	147	160	329	350

P : puissance nette

nette. 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 : les centrales nucléaires ont produit 410 millions de MWh, soit 76% 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)⁷.

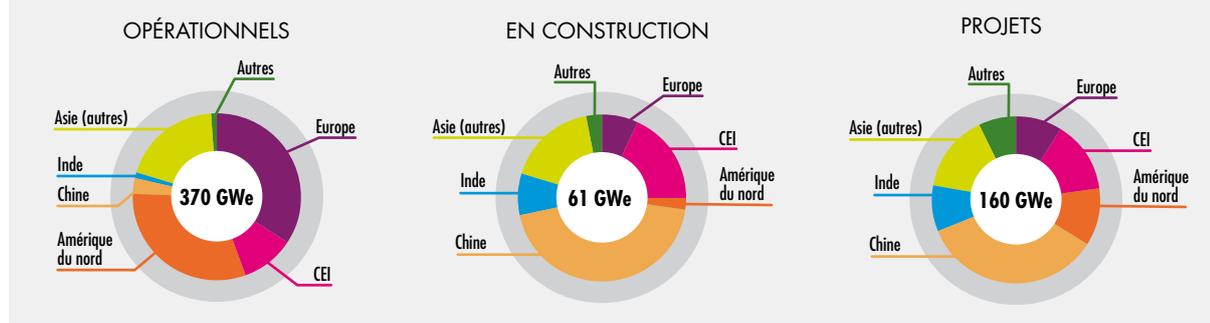
Fin août 2012, selon les données de l'AIEA, 435 réacteurs nucléaires étaient opérationnels, représentant une puissance

7 – Pour 2011 (dernières valeurs disponibles), les chiffres sont un peu différents : 79% d'électricité d'origine nucléaire, 9,5% d'origine fossile et 11,5% d'origine renouvelable dont 9% pour la seule hydraulique (source : Commissariat général au développement durable, Ministère de l'écologie, du développement durable et de l'énergie).

nette installée de 370 GWe et 63 réacteurs étaient en construction pour une puissance nette de 61 GWe.

Le tableau 2 fournit le détail par région du monde. Il faut noter d'emblée que les différentes valeurs indiquées ne possèdent 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 il faut considérer avec une prudence certaine les réacteurs « proposés », qui sont des déclarations d'intention d'autorités nationales, pour des réalisations au-delà de 2020. Entre ces deux extrêmes, les réacteurs « en projet » comportent certes des incertitudes (notamment en termes de calendrier) mais bénéficient d'un degré de confiance plus élevé que les simples propositions.

FIGURE 2 : RÉPARTITION GÉOGRAPHIQUE DES RÉACTEURS NUCLÉAIRES OPÉRATIONNELS, EN CONSTRUCTION OU EN PROJET



On constate 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 40 à 45% des ambitions mondiales.

Il est encore trop tôt pour savoir de manière certaine si l'accident de Fukushima infléchira significativement ou non à la baisse ces prévisions. On sait que plusieurs pays européens ont pris la décision d'arrêter leur parc électronucléaire à un terme relativement proche : cela ne représentera, dans l'état actuel des choses, qu'une diminution de 8% de la capacité nucléaire mondiale. Le Japon, lui, s'interroge sur un éventuel abandon du nucléaire sous la pression de l'opinion publique. Le Gouvernement et le parti au pouvoir ont pris position, avant les prochaines élections nationales, en faveur d'un objectif d'abandon des technologies nucléaires dans les 30 prochaines années, si la faisabilité économique en est démontrée. Cela, tout en conservant dans l'immédiat une logique de redémarrage de certains des réacteurs arrêtés, ainsi que des installations de traitement des combustibles usés. À l'inverse, plusieurs pays considérés comme moteurs (Chine, Inde, Russie, Grande-Bretagne...) ont annoncé qu'ils ne modifieraient pas leur politique de déploiement d'importants moyens de production électrique d'origine nucléaire. Au-delà du décalage évident des programmes de construction (seulement 1,3 GWe lancé en 2011 contre 16 GWe en 2010), on peut raisonnablement penser à une poursuite de la croissance du nucléaire. Néanmoins, tant que les intentions affichées ne se seront

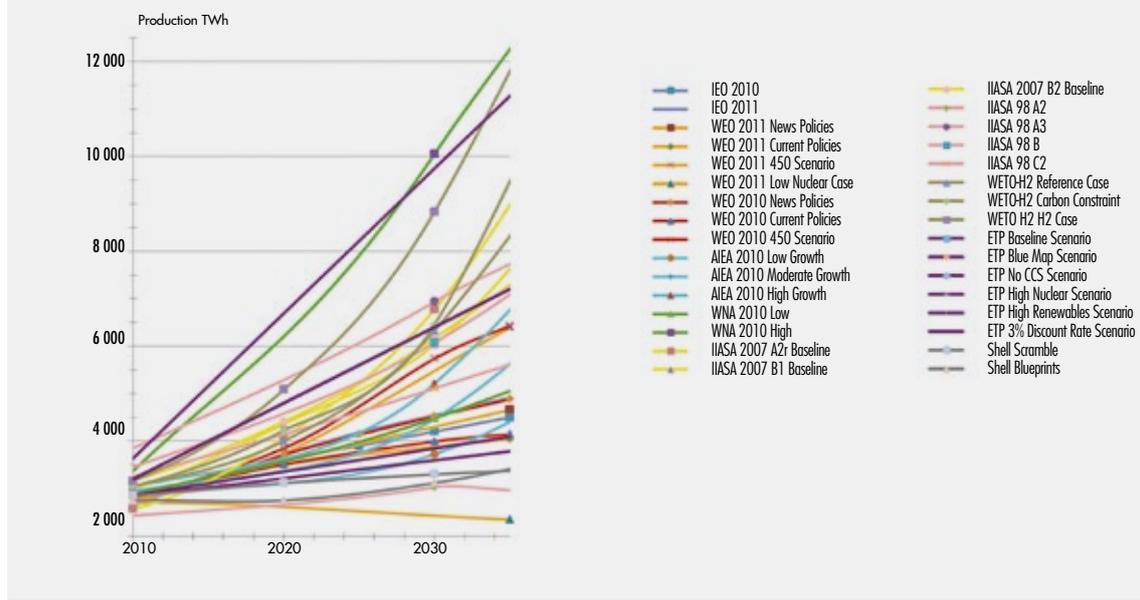
pas transformées en actes, les perspectives d'un moindre recours au nucléaire restent plausibles.

En tout état de cause, compte tenu des importantes constantes de temps caractérisant la construction de centrales nucléaires, on ne peut s'attendre à une inflexion brutale de la capacité électronucléaire mondiale d'ici une dizaine d'années. Au-delà, il faut s'appuyer sur les scénarios prospectifs établis par les grands acteurs du domaine. La référence incontournable 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 en 1998 et 2006 des scénarios très souvent pris en considération.

Malgré (ou à cause de) la variété des scénarios prospectifs établis par les différents organismes internationaux (figure 3), il est très difficile d'affirmer quoi que ce soit d'intangible sur l'évolution du parc électronucléaire. S'il est probable que celle-ci restera tirée par les pays émergents, l'intensité de la demande pourrait ne pas être aussi élevée que ce qu'elle était escomptée dans les années 2000.

À 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

FIGURE 3 : COMPARAISON DE DIVERS SCÉNARIOS DE PRODUCTION MONDIALE D'ÉLECTRICITÉ



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. L'AIE a aussi envisagé après Fukushima, un scénario de « nucléaire faible », avec pour hypothèse qu'aucun nouveau réacteur ne serait construit dans les pays de l'OCDE et que les pays en dehors de cette zone ne lanceraient que la moitié des projets prévus. En supposant une durée de vie de 45 ans des centrales existantes, la part du nucléaire dans ce scénario ne serait plus que de 7 % en 2035. Même si les hypothèses retenues pour ce dernier scénario ont été jugées trop pessimistes par certains observateurs⁸, on doit encore faire preuve de prudence sur l'évolution du parc électronucléaire mondial, même à échéance relativement rapprochée.

1.1.1.3. LE RÔLE DU THORIUM DANS LA PROBLÉMATIQUE DES RESSOURCES

On ne peut conclure sur la question des ressources sans aborder le rôle que pourrait jouer le thorium dans cette problématique puisqu'il constitue une autre ressource potentielle de combustible nucléaire. Bien qu'il ne constitue pas un combustible à proprement parler (contrairement à l'uranium, le thorium naturel ne contient aucun isotope fissile), il s'agit d'un élément fertile (^{232}Th) qui, après capture d'un neutron, va conduire à la formation d'un noyau fissile (^{233}U). De ce point de vue, le thorium est donc l'équivalent exact de ^{238}U : il existe en abondance⁹ mais pour pouvoir l'utiliser, il faut disposer d'un réacteur capable de valoriser cette matière fer-

tile en la transformant avec un bon rendement neutronique en noyaux fissiles.

L'un des avantages du thorium par rapport à ^{238}U est la possibilité de valoriser cette matière avec des neutrons thermiques¹⁰, c'est-à-dire ceux présents dans la quasi-totalité des réacteurs actuels. Malgré cette propriété intrinsèque favorable, le bilan neutronique est très tendu et nécessite des technologies de réacteurs « économes » en neutrons. L'une des voies consiste à utiliser un modérateur absorbant peu les neutrons comme l'eau lourde. C'est la voie choisie par l'Inde qui travaille au développement de réacteurs à eau lourde avancés (cf. chapitre 1.3.1.2). La voie la mieux adaptée semble être celle des réacteurs à sels fondus mais ce concept fait appel à des technologies extrêmement innovantes (voir chapitre 1.2.1.4) qui ne pourront sans doute être disponibles qu'à échéance lointaine.

Le thorium est aussi réputé présenter des avantages au plan de la production des déchets à vie longue. Il est certain que la formation des éléments transuraniens (Np, Pu, Am, Cm) qui constituent, après quelques siècles, l'essentiel de la radiotoxicité d'un combustible usé de la filière uranium, est ici plus limitée. En revanche, le combustible au thorium donne naissance à des radionucléides à vie longue spécifiques (^{233}U , ^{231}Pa , ^{232}U) dont certains présentent une radiotoxicité plus importante que celle de leurs homologues de la filière uranium. Aussi, les bénéfices comparés des deux filières, eu égard à la radiotoxicité des déchets, varient selon la période de temps considéré¹¹ et ne peuvent raisonnablement être jugés discriminants.

8 – Notamment Capgemini dans son Observatoire européen des marchés de l'énergie (octobre 2011).

9 – Le « Livre Rouge » chiffre les ressources mondiales en thorium entre 3,6 et 6,1 millions de tonnes. Néanmoins ces données ne sont pas à jour puisque certaines datent de plus de 20 ans. On considère généralement que l'abondance naturelle du thorium dans la croûte terrestre serait environ 3 fois supérieure à celle de l'uranium.

10 – Ce n'est pas le cas de l'uranium qui nécessite des neutrons rapides pour être totalement valorisé comme on le verra plus loin (cf. chapitre 1.2).

11 – Les déchets de la filière thorium présentent une radiotoxicité moindre que ceux de la filière uranium essentiellement dans la période 100-5000 ans. Au-delà de ce temps, l'écart s'estompe voire s'inverse.

Le développement d'une filière au thorium nécessiterait encore beaucoup de R&D et de lourds investissements industriels, à commencer par un important effort de prospection et d'extraction du thorium. L'intérêt d'engager de tels efforts dès maintenant n'est pas évident en France puisqu'il existe des atouts forts pour d'abord utiliser l'uranium et le plutonium issus des opérations du cycle et disponibles sur le sol national. Bien qu'une telle filière possède plusieurs qualités intéressantes dans leur principe, aucune d'entre elles ne semble pouvoir justifier à ce stade la rupture technologique, puis industrielle, que constituerait le remplacement total ou partiel, en France et dans la plupart des autres pays, de la filière uranium par une filière thorium.

Il existe cependant une situation particulière à ne pas éluder : celle dans laquelle, pour quelque raison que ce soit (technique ou sociétale), le déploiement d'une filière nucléaire durable basée sur l'utilisation du plutonium ne pourrait voir le jour. Dans cette hypothèse extrême, le recours au thorium pourrait constituer un complément ou même une alternative en cas de raréfaction de la ressource d'uranium naturel. Au plan mondial, seul l'Inde, dont les ressources en thorium sont réputées abondantes et qui ne dispose a contrario que de faibles ressources en uranium sur son sol, annonce vouloir mettre en œuvre une filière thorium.

1.1.1.4. CONCLUSION SUR LA QUESTION DES RESSOURCES

Il est difficile de conclure définitivement sur la durabilité des ressources mondiales d'uranium naturel car il y a actuellement une visibilité insuffisante sur chacun des deux facteurs qui la régissent :

- La connaissance que l'on a aujourd'hui des ressources est ancienne car liée à la prospection importante faite jusqu'aux années 1980. Le prix très bas de l'uranium après 1990 a découragé les recherches et les dépenses d'exploration ont depuis été très limitées. Les modèles d'offre à long terme restent trop simplifiés pour permettre de trancher en faveur d'hypothèses faibles ou hautes quant aux ressources en uranium naturel.
- La tendance au développement rapide du nucléaire dans de grands pays émergents comme la Chine et l'Inde a conduit évidemment à s'interroger sur l'évolution de la demande d'uranium naturel. Néanmoins la catastrophe de Fukushima a introduit de nouvelles incertitudes sur cette évolution et il est encore hasardeux d'émettre un pronostic notamment sur le rythme de cette évolution.

Actuellement, 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 le 21^e siècle. Par ailleurs, il existe un certain nombre d'élasticités dans le marché capables de servir un équilibre entre l'offre et la demande et rendant plutôt improbable la survenue rapide d'une pénurie d'uranium, voire même de tensions fortes sur son approvisionnement. Bien que la question des ressources et de la préservation de l'indépendance énergétique nationale soit à long terme la raison d'être fon-

damentale d'un déploiement massif de réacteurs à neutrons rapides (RNR) de 4^e génération, leur calendrier de développement ne peut donc être actuellement défini sur ce seul aspect.

1.1.2. LA QUESTION DES COMBUSTIBLES USÉS

Le principe de fonctionnement des réacteurs nucléaires est d'entretenir et de contrôler une réaction de fission en chaîne. La fission est la faculté que présentent les noyaux d'éléments lourds de la famille des actinides (uranium, plutonium...) de se scinder, sous l'impact d'un neutron, en deux noyaux plus petits, appelés produits de fission. Chaque fission s'accompagne d'une importante libération d'énergie et de l'émission de 2 à 3 neutrons qui pourront à leur tour provoquer une nouvelle fission et entretenir la réaction.

Ainsi, pendant son passage dans le réacteur, le combustible nucléaire va subir des transformations importantes, conséquences des réactions nucléaires qui se sont produites. Celles-ci sont de deux natures :

- Les réactions de fission conduisent à la formation de produits de fission qui constituent la contrepartie attendue de l'énergie produite. Ce sont au départ des isotopes radioactifs, mais la majorité d'entre eux évolue rapidement vers des noyaux stables : après quelques années, moins de 20% des produits de fission sont encore radioactifs et seulement 7% sont des éléments à vie longue. Hormis l'énergie thermique émise par leurs désintégrations radioactives et qui demeure difficilement valorisable, le potentiel énergétique des produits de fission est inexistant.
- Les réactions de capture neutronique au sein du combustible conduisent à des transformations vers des noyaux plus lourds ; il se forme ainsi des éléments transuraniens : essentiellement du plutonium et, à un niveau environ 10 fois moindre, des actinides mineurs (neptunium, américium et curium) ; tous ces radionucléides sont des isotopes radioactifs à vie longue, voire très longue (centaines de milliers d'années ou davantage) ou en sont des précurseurs. Ces isotopes sont plus ou moins fissiles et peuvent, au moins dans certaines conditions, être valorisés.

En produisant de l'énergie, le combustible nucléaire s'épuise : il contient de moins en moins de matière fissile et se charge progressivement en éléments absorbant les neutrons, nuisibles au maintien de la réaction en chaîne. Il arrive donc un moment où il devient nécessaire de décharger les assemblages combustibles et de les remplacer par des assemblages neufs.

En raison de leur très forte radioactivité et de leur important dégagement thermique, les combustibles usés déchargés doivent d'abord être entreposés en piscine de refroidissement sur le site du réacteur. Ce n'est qu'après quelques années qu'ils peuvent être transportés vers de nouvelles installations d'entreposage dans l'attente d'un mode de gestion définitif.

Ces combustibles usés constituent le « déchet » primaire de la production électronucléaire. Ils contiennent la totalité des éléments radioactifs formés. Ils présentent, en l'absence de dispositions de protection adaptées, des risques radiologiques, notamment radiotoxiques, élevés pour l'homme et l'environnement qui, bien qu'en décroissant très fortement dans le temps, perdureront pendant des milliers de siècles en raison de radionucléides à vie longue dans leurs inventaires.

À ce stade, deux modes de gestion des combustibles usés se dessinent.

1.1.2.1. LE CYCLE OUVERT

Ces combustibles usés peuvent être assimilés à des déchets ultimes si leurs détenteurs ne souhaitent pas les traiter pour en extraire la part valorisable. On parle dans ce cas de « cycle ouvert ». Ce mode impose les plus fortes contraintes pour la gestion à long terme des déchets radioactifs puisque ceux-ci renferment la totalité du contenu radiotoxique et la puissance thermique résiduelle. Il exclut bien sûr le recyclage des matières valorisables et ne permet donc pas d'envisager de réductions significatives de la consommation d'uranium naturel.

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 en pointe 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. Ces travaux débouchent actuellement sur de premières réalisations. 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 des colis oblige à les espacer pour éviter une élévation trop importante de leur température et de celle du milieu environnant. Cette solution n'est donc pas nécessairement aisément extrapolable pour des parcs nucléaires de plusieurs dizaines de réacteurs.

Pour fixer les idées, si la France avait retenu dès le début un tel scénario de cycle ouvert, elle aurait à gérer aujourd'hui près de 30 000 tonnes de combustibles usés et environ 45 000 tonnes à la fin d'exploitation du parc actuel¹². On peut estimer à 1 500 ha¹³ l'emprise de la zone de stockage géologique qui serait nécessaire pour recevoir l'ensemble de ces combustibles.

Par ailleurs, ces combustibles usés renferment de grandes quantités de plutonium (ce seront plusieurs centaines de tonnes qui seront accumulées avec le parc actuel) qui ajouteraient des contraintes significatives sur le stockage géologique, notamment en matière de sûreté-criticité¹⁴ et de contrôle des matières sensibles.

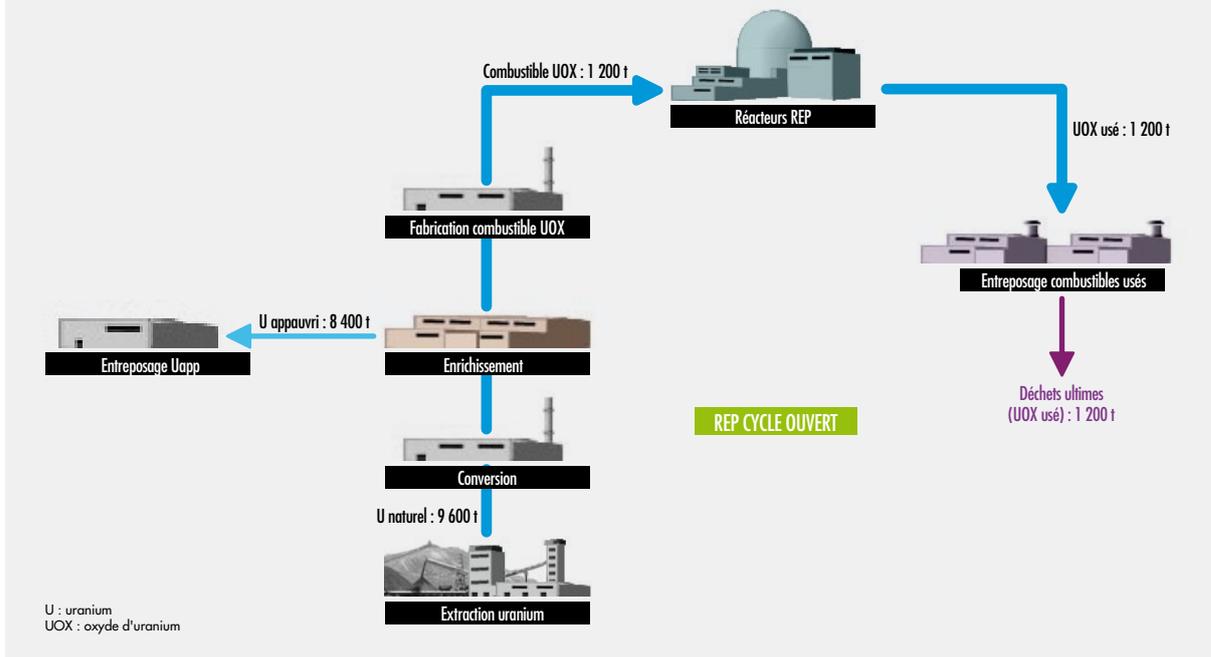
A l'exception des pays dont les besoins en énergie nucléaire sont et resteront faibles en valeur absolue, le cycle ouvert et le stockage direct des combustibles usés ne peuvent être considérés comme des solutions de développement durable. Néanmoins, elles peuvent parfois être vues (aux Etats-Unis par exemple) comme des solutions accessibles à court terme dans l'attente de solutions techniques plus innovantes arrivant donc à plus long terme.

12 – En supposant une durée de fonctionnement du parc de 40 ans.

13 – Données d'emprise par colis extraites du dossier Andra 2005 Argile.

14 – Dispositions à prendre pour éviter le déclenchement intempestif d'une réaction en chaîne de fission.

FIGURE 4 : SCHÉMA DE PRINCIPE D'UN CYCLE OUVERT (PARC DE 63 GWe)
Flux de matières annuel



1.1.2.2. LE CYCLE FERMÉ

Ce mode tient compte du fait que les combustibles usés renferment encore une grande quantité de matières fissiles ou fertiles (principalement du plutonium et de l'uranium) dont le potentiel énergétique est important et qui pourront être valorisées par recyclage. Le complément qui ne représente que quelques pourcents de la masse du combustible usé, peut alors être conditionné dans une matrice de verre confinant les radionucléides sur le long terme. Il constitue le véritable déchet ultime de la production électronucléaire.

Contrairement au cycle ouvert, le cycle fermé ouvre la voie à une panoplie d'optimisations :

- Le recyclage des matières valorisables, permettant une économie d'uranium naturel ;
- La réduction du volume, de l'inventaire radiotoxique et de la puissance thermique des déchets avec à la clef, une gestion plus robuste de ceux-ci.

L'utilisation des matières valorisables

Comme $P^{235}U$, malheureusement disponible qu'en très faible concentration dans l'uranium naturel, le plutonium constitue une matière énergétique extrêmement concentrée : la fission d'un gramme de plutonium libère presque autant d'énergie que la combustion de deux tonnes de pétrole.

La France a développé depuis les années 1970 des capacités industrielles de traitement des combustibles usés 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,

dans une vingtaine de réacteurs¹⁵ du parc, le plutonium issu du traitement de ses combustibles. Dans la même veine, EDF réutilise environ 60 %¹⁶ de l'uranium récupéré lors de ce traitement pour fabriquer, après enrichissement, le combustible des quatre réacteurs de la centrale de Cruas.

Une telle stratégie permet déjà d'économiser 17% de la consommation annuelle d'uranium naturel. Cette économie pourrait atteindre 20-25% si tous les combustibles UOX usés étaient traités et si l'intégralité des matières valorisables récupérées était réutilisée. Par ailleurs, elle réduit notablement la quantité de combustibles usés à entreposer (environ 14 000 tonnes à ce jour au lieu de 30 000 tonnes sans recyclage).

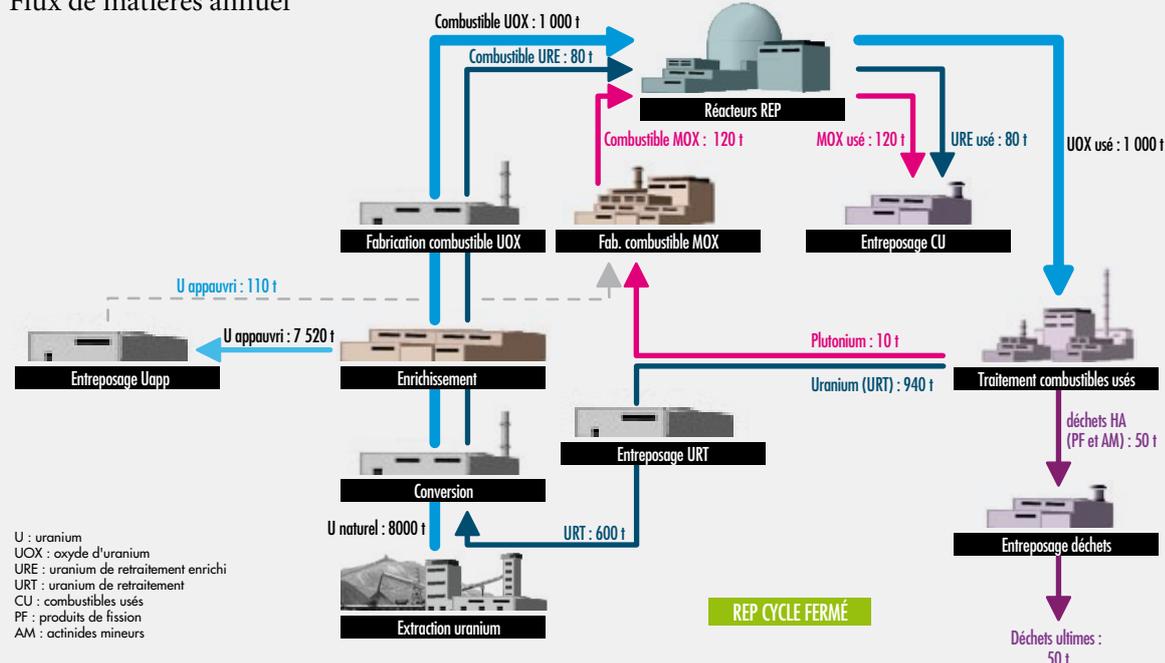
Néanmoins, ce principe de récupération des matières valorisables et de recyclage dans les réacteurs à eau présente des limites dues à la dégradation de leur qualité isotopique (baisse des isotopes fissiles au profit des isotopes absorbants) au fur et à mesure de leur utilisation. En raison de cette dégradation isotopique, il n'est pas raisonnablement possible de recycler plusieurs fois le plutonium dans les réacteurs à eau actuels. Cela contraindrait à mettre en œuvre des solutions de recyclage complexes, peu performantes en matière de consommation d'uranium naturel, et qui conduiraient à une formation accrue d'actinides mineurs [DTS-02].

¹⁵ – 22 réacteurs du palier 900 MW sont actuellement autorisés à utiliser des combustibles MOX au taux de 30% (fraction de combustibles MOX dans leur cœur).

¹⁶ – 30% jusqu'en 2010.

FIGURE 5 : SCHÉMA DE PRINCIPE DU CYCLE FERMÉ ACTUELLEMENT MIS EN ŒUVRE EN FRANCE (PARC DE 63 GWe)

Flux de matières annuel



C'est la principale raison pour laquelle le plutonium n'est actuellement recyclé qu'une seule fois dans les réacteurs à eau. 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 lorsque de nouvelles filières de réacteurs, capables de l'utiliser à plein, existeront.

L'optimisation de la 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 qui présente plusieurs avantages par rapport aux combustibles usés :

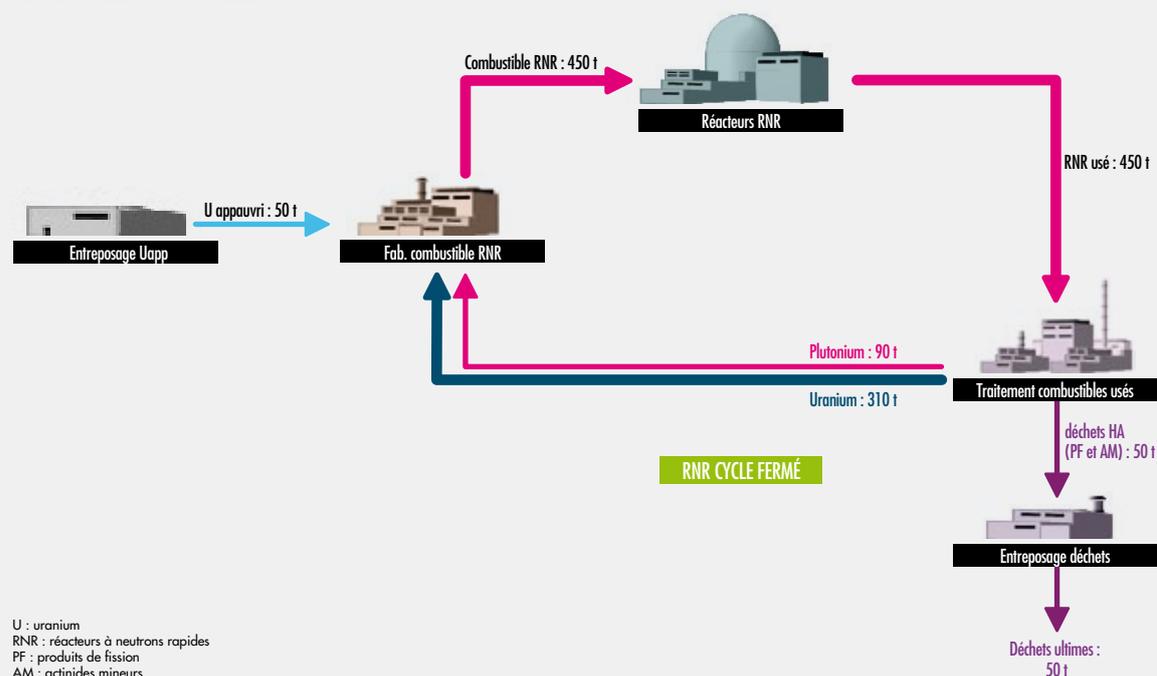
- Son volume est réduit ;
- Il s'agit d'un déchet contenant des quantités infimes de plutonium. Il n'est donc pas soumis aux contrôles des organisations internationales en matière de non-prolifération ; de plus, son inventaire de radiotoxicité à moyen et long terme s'en trouve réduit d'un facteur $10^{(17)}$. Ces différentes caractéristiques contribuent à grandement faciliter la gestion de ces déchets ;

17 – Ceci implique évidemment de savoir utiliser le plutonium présent dans les combustibles usés.

- Le conditionnement dans le verre est un standard international, avec des mécanismes d'altération à long terme bien cernés, et une vitesse de dégradation en condition de stockage extrêmement faible, estimée à quelques microns en plusieurs siècles ;
- Comme les combustibles usés, le déchet vitrifié fait l'objet d'un fort dégagement thermique, restant significatif à l'échelle du siècle. En revanche, il décroît ensuite plus rapidement, ce qui autorise à concevoir des ouvrages de stockage sensiblement plus compacts (600 ha pour les zones de stockage des déchets issus du traitement des combustibles du parc actuel, ce qui correspond à une réduction d'un facteur 2,5 par rapport au stockage direct de ces combustibles). Dans les deux cas, un optimum économique et d'emprise pour les déchets stockés peut être trouvé en combinant l'entreposage de surface pendant un temps limité et le stockage ultérieur en formation géologique profonde.

Un autre élément de la problématique déchet a trait à la séparation et à la transmutation des éléments radioactifs à vie longue, dont les études et recherches ont été initiées en France par la loi du 30 décembre 1991 et confirmées par celle du 28 juin 2006. Pour les actinides mineurs, qui pourraient être concernés au premier chef par cette méthode de gestion, il a été démontré que les réacteurs à eau se prêtaient mal à leur transmutation et que celle-ci ne pouvait être envisagée que dans de nouveaux types de réacteurs possédant un spectre de neutrons rapides. Les travaux relatifs à cette option, qui vient en complément de la séparation et du recyclage du plutonium, font l'objet d'une description détaillée dans le tome 2 du présent dossier.

FIGURE 6 : SCHÉMA DE PRINCIPE D'UN CYCLE RNR FERMÉ (PARC DE 60 GWe)
Flux de matières annuel



1.2. POURQUOI DE NOUVELLES FILIÈRES DE RÉACTEURS ?

Un des objectifs assignés à ces filières est d'exploiter une propriété essentielle et remarquable de l'énergie nucléaire : la régénération du combustible fissile. En effet, en même temps que le combustible initial (noyaux fissiles ^{235}U ou Pu) se consomme, il se forme, par conversion des noyaux fertiles de ^{238}U présents en large quantité, des noyaux fissiles de ^{239}Pu qui constituent un nouveau combustible. Le plutonium présent en fin de vie du combustible peut être extrait et réutilisé comme matière fissile dans une nouvelle recharge de combustible. Si la quantité de plutonium finale est égale ou supérieure à la quantité initiale, le système peut perdurer et autorise ainsi, au niveau des principes, un multirecyclage de la matière jusqu'à épuisement total de l'uranium initial engagé. Le plutonium représente alors une forme transitoire de ^{238}U , permettant à celui-ci d'être brûlé et de devenir pleinement une ressource énergétique.

Avec le couple uranium-plutonium, pour des raisons de physique nucléaire, seuls les réacteurs à neutrons rapides (RNR) offrent la possibilité de régénérer autant de matière fissile qu'ils en ont brûlée¹⁸. De plus, contrairement aux réacteurs à eau légère, ils peuvent utiliser tous les isotopes du plutonium et permettent donc de recycler cette matière fissile sans limitation.

Les RNR présentent donc plusieurs avantages déterminants par rapport aux filières existantes de réacteurs à neutrons thermiques :

- Ils peuvent utiliser sans limitation le plutonium produit par le parc, avec recyclage total des matières valorisables contenues dans les combustibles usés des filières actuelles ou futures (cf. figure 6). Les RNR permettent d'assurer une gestion rationnelle et pérenne du plutonium, renforçant ainsi

18 – La condition nécessaire pour la régénération est qu'à chaque neutron absorbé par un noyau fissile, le nombre de neutrons émis par la fission soit nettement supérieur à 2 : il faut en effet 1 neutron pour entretenir la réaction de fission en chaîne et 1 neutron pour régénérer, par capture, le noyau fissile disparu ; le supplément doit être suffisant pour compenser les captures parasites et les fuites (0,2 à 0,3).

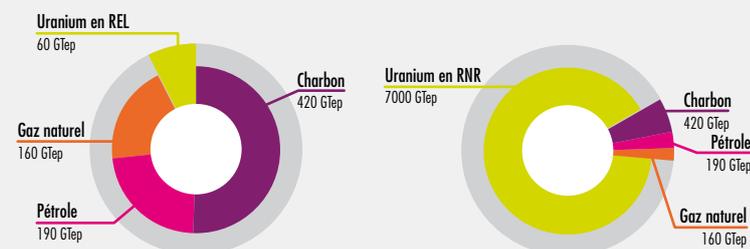
Pour le couple uranium-plutonium, le nombre de neutrons émis vaut 2,33 en spectre rapide, mais seulement 2,11 en spectre thermique, et est donc insuffisant pour assurer, dans ce dernier cas, la régénération de la matière fissile.

son statut de matière énergétique valorisée (et pas seulement valorisable), réduisant à l'état de traces la présence de plutonium dans les déchets ultimes avec, à la clef, une importante simplification de leur gestion.

- En permettant de valoriser la quasi-totalité de l'uranium, ils multiplient par un facteur compris entre 100 et 150 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 (cf. figure 7) ; 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 être par exemple alimentés avec de l'uranium appauvri, résidu abondant des opérations d'enrichissement et sans valeur marchande, présent en grande quantité sur le sol français. Cette caractéristique apporterait une très grande sécurité d'approvisionnement à la production électronucléaire française.
- Le spectre rapide donne aussi la possibilité de transmuter les actinides mineurs et permet donc de 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. La loi de programme du 28 juin 2006 relative à la gestion durable des matières et des déchets radioactifs, s'est clairement prononcée sur une poursuite des recherches et études menées dans ces domaines. Une évaluation des perspectives industrielles des filières de transmutation est présentée dans le tome 2 du présent dossier.
- Dans leur principe, les RNR offrent une certaine souplesse pour gérer leur propre inventaire en plutonium. En entourant le cœur d'une couverture en ^{238}U pour récupérer les neutrons de fuite, il est possible d'augmenter le gain de régénération¹⁹ et de produire un excédent de plutonium utilisable pour déployer de nouveaux RNR. A l'inverse, les

19 – Le gain de régénération (GR) mesure l'excédent net de plutonium (compté en ^{239}Pu équivalent) créé lors d'une fission et traduit le bilan entre le plutonium créé et détruit. Le GR peut être positif (surgénération), nul (isogénération) ou négatif (sous-génération).

FIGURE 7 : VALORISATION DES RÉSERVES CONVENTIONNELLES MONDIALES D'URANIUM EN RÉACTEURS À NEUTRONS THERMIQUES (À GAUCHE) ET EN RNR (À DROITE). COMPARAISON AUX RÉSERVES CONVENTIONNELLES CONNUES MONDIALES DE COMBUSTIBLES FOSSILES



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)

RNR peuvent aussi être utilisés en brûleurs de plutonium (gain de régénération négatif), grâce à des configurations de cœurs spécifiquement conçues à cet effet. Leur niveau de consommation de plutonium est comparable à d'autres concepts, mais c'est la possibilité de multirecycliser ce plutonium qui leur donne la capacité théorique de brûler le stock jusqu'à épuisement. Les caractéristiques de tels cœurs, notamment en termes de sûreté, peuvent être notablement différentes de celles d'un cœur conventionnel et leur faisabilité réelle ne peut s'apprécier qu'au travers d'études détaillées qui n'ont pas, à ce stade, été menées.

Les RNR représentent donc la composante clé d'une stratégie de cycle fermé permettant de gérer complètement et efficacement les matières valorisables présentes dans les combustibles usés. Utilisés dans un premier temps en complément des réacteurs à eau, ils permettraient de mobiliser le plutonium (voire ultérieurement de transmuter les actinides mineurs) contenu dans les combustibles usés de ces derniers (notamment les combustibles MOX usés en attente de recyclage). Cette coexistence de REP de 3^e génération et de RNR de 4^e génération pourrait alors constituer le prélude à un déploiement plus massif, visant à diminuer fortement le recours à l'uranium naturel quand celui-ci tendra à se faire plus rare, plus coûteux ou plus difficilement accessible. Ce sera au travers de l'expérience acquise sur un démonstrateur technologique de taille adaptée que pourront être obtenues les données opérationnelles et économiques permettant de déterminer quand, comment et dans quelle proportion, un tel déploiement pourrait être avantageux dans un bouquet énergétique durable.

1.2.1. QUELLES TECHNOLOGIES POUR LES RÉACTEURS À NEUTRONS RAPIDES (RNR) DE 4^e GÉNÉRATION ?

Par définition, ces réacteurs 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 inertes (hélium).

Compte tenu de l'énergie des neutrons, toutes les sections efficaces neutroniques sont très faibles comparées à ce qu'elles sont pour les neutrons thermiques. Cela donne une importance accrue aux fuites de neutrons et, à volume égal, la masse critique²⁰ est nettement plus importante qu'en neutrons thermiques. Pour limiter l'investissement en matière fissile, on est conduit à utiliser des cœurs de volume beaucoup plus faible que dans les réacteurs thermiques de puissance équivalente, et donc à utiliser un combustible plus dense en matière fissile (concentration autour de 20 %). La puissance volumique du cœur est importante (plusieurs centaines de MW/m³ de cœur, contre 50 à 100 MW/m³ dans un réacteur à eau et moins de 10 MW/m³ dans un réacteur à gaz de type HTR) et les flux de chaleur à extraire du combustible sont particulièrement élevés. Les flux neutroniques sont également bien plus importants que dans les réacteurs à

neutrons thermiques avec des effets d'endommagement accrus pour les matériaux soumis à l'irradiation.

Tous les RNR fonctionnant avec des combustibles solides souffrent d'un défaut générique : leur cœur n'est pas, en fonctionnement normal, dans sa configuration la plus réactive. En cas de compaction accidentelle du cœur (due par exemple à sa fusion), celui-ci peut se retrouver dans une configuration sur-critique et provoquer une excursion de puissance. Des mesures de prévention doivent être prises pour éliminer ou réduire à un niveau extrêmement faible, la probabilité d'accident de fusion du cœur et tirer parti le plus possible des dispositions constructives pour en limiter les conséquences.

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 dans les chapitres suivants mais font l'objet d'analyses détaillées dans les tomes 3 et 4 du présent dossier.

1.2.1.1. LES RNR À CALOPORTEUR SODIUM

A cause de la forte puissance volumique évoquée plus haut, les métaux liquides se sont rapidement imposés comme caloporteurs de choix des RNR en raison de leurs bonnes caractéristiques de transfert thermique et des hautes températures permises par ces fluides. Après une période d'investigation et de comparaison, le sodium liquide a fait l'objet d'un consensus technique quasi-unanime. Sa température d'ébullition élevée, sa capacité calorifique importante, son caractère relativement peu corrosif vis-à-vis des structures métalliques, son assez bonne transparence aux neutrons ainsi que son faible coût, ont été et restent des atouts forts.

La température d'ébullition élevée (883°C) assure une marge importante avec la température normale de fonctionnement (autour de 550°C en sortie de cœur), sans nécessiter la pressurisation du circuit de refroidissement. L'absence de pression du fluide primaire constitue un avantage très appréciable en diminuant considérablement le risque de perte brutale de la fonction d'évacuation de la chaleur. La masse de sodium, en particulier pour les réacteurs de type intégré, et l'inertie thermique qu'elle représente, permettent de mieux tolérer les variations de puissance, de débit ou de refroidissement.

Mais le sodium possède des inconvénients. Le plus connu 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) qui nécessite des dispositions techniques particulières, consistant généralement à multiplier les barrières étanches et résistantes pour éviter tout contact accidentel du sodium avec ces composés. Avec les systèmes de conversion d'énergie classiques (eau-vapeur), le risque de contact ne peut être totalement évité au niveau des générateurs de vapeur puisqu'il n'existe, dans les concepts actuels, qu'une seule paroi séparant les deux fluides. Cela impose la mise en place d'un circuit intermédiaire de sodium, interposé entre le sodium primaire circulant dans le

²⁰ – Masse de matière fissile nécessaire pour obtenir une réaction en chaîne.

cœur et l'eau des générateurs de vapeur, de sorte qu'il n'y ait aucune radioactivité dans ces derniers et, en conséquence, aucun risque de contamination radioactive du circuit eau-vapeur. De plus, des systèmes de détection d'hydrogène d'une extrême sensibilité permettent de déceler rapidement toute entrée d'eau dans le sodium, même très faible, et d'intervenir avant que la fuite ait pris des proportions dommageables.

Le sodium présente une autre caractéristique défavorable : son coefficient de vide est positif, ce qui signifie qu'un manque de sodium dans le cœur, pouvant provenir de l'apparition de bulles (entraînement de gaz, ébullition locale du sodium...) pourrait entraîner, si l'on n'y prenait garde, une augmentation rapide de la réactivité du cœur et de la puissance du réacteur. Ce risque est présent surtout dans les cœurs de grande taille et doit être 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. La conception des futurs réacteurs répond à ces objectifs.

L'opacité du sodium et la température d'arrêt à froid (180°C) constituent également un handicap car elles rendent difficile l'inspection en service de la cuve et de ses internes. De très grands progrès réalisés en matière de techniques acoustiques et mis en œuvre lors de la dernière réévaluation de sûreté de la centrale Phénix, ouvrent des perspectives sérieuses de solutions. Mais quoi qu'il en soit, les inspections, les maintenances et les réparations seront toujours plus complexes dans un réacteur au sodium que dans un réacteur à eau.

L'atout le plus important de cette filière, au-delà de ceux déjà mentionnés, est le retour d'expérience conséquent apporté par l'exploitation, depuis les années 1970, de plusieurs réacteurs de taille significative. En France, Phénix (250 MWe) et Superphénix (1 200 MWe) ; au Royaume-Uni, PFR²¹ (250 MWe) ; en Russie, BN-350²² (150 MWe en cogénération de chaleur) et BN-600 (600 MWe) ; au Japon, Monju (280 MWe), encore que ce dernier ait très peu fonctionné et soit à l'arrêt depuis 1995 après un incident sans gravité sur le circuit secondaire de sodium.

Aujourd'hui, plusieurs pays investissent ou ont fait part de leur intention de s'investir à brève échéance dans cette technologie²³ :

- La Russie a annoncé l'extension de l'exploitation de BN-600 jusqu'en 2020 ainsi que la priorité donnée à la poursuite de la construction du réacteur BN-800 (800 MWe) pour un démarrage en 2014 ; la Russie présente également le projet BN-1200 (1 200 MWe) annoncé pour 2020 ;
- L'Inde poursuit la construction du réacteur prototype PFBR (500 MWe) qui doit entrer en fonctionnement en 2013 ;
- La Chine a démarré en 2011 son premier réacteur expérimental CEFR (25 MWe) et a annoncé un projet de réacteur prototype CPFR (600 MWe) pour 2020.

Parmi les différentes technologies envisageables pour les

réacteurs de 4^e génération, les RNR à caloporteur sodium (RNR-Na) sont sans aucun doute ceux qui bénéficient du plus grand retour d'expérience. Celui-ci permet de bien cerner leurs atouts mais également de bien connaître leurs points faibles dans différents domaines clés (sûreté, compétitivité, exploitabilité) et les axes de progrès pour les dépasser et atteindre le stade d'un produit industriel respectant les critères de la 4^e génération, notamment en matière de sûreté.

1.2.1.2. LES RNR À CALOPORTEUR PLOMB

L'intérêt principal du plomb comparé au sodium vient de sa faible réactivité chimique vis-à-vis de l'oxygène ou de l'eau qui donne la possibilité de se passer des doubles enveloppes et des boucles intermédiaires qu'exige la technologie sodium, avec, à la clé, des perspectives notables de réduction du coût d'investissement. La technologie des RNR à caloporteur plomb (RNR-Pb) est connue essentiellement en Russie et s'appuie sur le retour d'expérience de réacteurs de sous-marins dont plusieurs ont connu de graves dysfonctionnements.

Le plomb a de meilleures caractéristiques neutroniques que le sodium : il est peu absorbant, peu modérateur et ne s'active que très peu. De plus, le point d'ébullition très élevé du plomb (vers 1740°C) donne des marges très importantes vis-à-vis de la vaporisation du caloporteur.

Bien que sa capacité calorifique volumique soit supérieure à celle du sodium, le plomb est handicapé par une forte masse volumique mais surtout par des propriétés érosives qui imposent de limiter fortement sa vitesse de circulation, ayant pour conséquence de nécessiter d'importantes sections de passage notamment au niveau du cœur. Sa température de fusion (327°C contre 98°C pour le sodium) augmente le risque de bouchage des canalisations lorsque le réacteur n'est pas en service. L'utilisation d'un mélange plomb-bismuth (Pb-Bi), dont l'eutectique possède un point de fusion proche de celui du sodium, permet d'atténuer cet inconvénient, mais il se pose alors d'autres questions comme la disponibilité et le coût du bismuth ou la production de polonium-210 (²¹⁰Po) radioactif et très radiotoxique dans le caloporteur.

A coup sûr, le plomb ne permet pas de résoudre plus facilement que le sodium les problèmes posés par l'inspection des structures, ne serait-ce qu'en raison de la température d'arrêt à froid qui est nettement plus élevée (400°C contre 180°C pour le sodium). De plus, sa forte densité (le combustible et les structures internes flottent naturellement dans le plomb) pose des problèmes spécifiques de sûreté, notamment dans les études de séismes.

Mais le point le plus critique du plomb est son comportement vis-à-vis de la corrosion des matériaux de structure et les questions de sûreté qu'il entraîne : comment garantir l'intégrité des structures importantes durant la vie du réacteur malgré les risques de corrosion ? La méthode russe de prévention de la corrosion fait intervenir un contrôle en permanence du taux d'oxygène dans le plomb, dans le but de conserver une couche d'oxyde protectrice sur les parois. Cette méthode est jugée particulièrement complexe pour des réacteurs de puissance vu le volume de matières en jeu (plusieurs centaines

21 – PFR a été arrêté définitivement en 1994.

22 – BN-350 a été arrêté définitivement en 1999.

23 – A signaler que les RNR cités ci-après ne sont pas tous des concepts de 4^e génération, certains datant même des années 1980.

de m³), le niveau de concentrations à contrôler (0,01 ppm)²⁴ et l'étroitesse du domaine de fonctionnement tout en sachant que les phénomènes et la cinétique de corrosion dépendent de paramètres qui varient beaucoup pendant la vie d'un réacteur.

Aujourd'hui, les recherches sur les réacteurs au plomb se situent essentiellement en Russie et en Europe. La Russie développe deux technologies :

- Des concepts de puissance limitée, basés sur la technologie Pb-Bi, dérivée de celle des sous-marins, et utilisant un combustible oxyde;
- Des concepts plus innovants, utilisant comme caloporteur du plomb pur, et un combustible nitrure devant permettre d'atteindre des puissances plus élevées (1 200 MWe pour le projet Brest-1200).

En Europe, l'expertise dans le domaine de la technologie au plomb a été largement portée par les projets dédiés à l'étude des systèmes hybrides ADS (Accelerator Driven System). Les principales études et recherches sont actuellement conduites en Belgique dans le cadre du projet Myrrha.

1.2.1.3. LES RNR À CALOPORTEUR GAZ

Les réacteurs rapides à caloporteur gaz (RNR-G) ont fait l'objet d'études dans les années 1960 et 1970 en tant qu'alternative à la filière RNR-Na, en reprenant d'ailleurs plusieurs de ses options technologiques (concept d'assemblages à aiguilles, combustible oxyde dans une gaine en acier, cycle de conversion d'énergie classique...). Malgré les avantages potentiels du gaz sur le sodium (neutralité chimique, peu d'effet de vide dans le cœur, inspection et réparation facilitées), ce concept est demeuré en arrière-plan essentiellement pour trois raisons : en premier lieu, la forte puissance volumique, indispensable pour limiter la quantité de matière fissile du cœur, imposait de disposer d'un combustible à la fois dense et capable de résister à des températures très élevées; en second lieu, les performances médiocres du gaz en tant que caloporteur nécessitaient une forte pressurisation du circuit primaire, induisant d'importantes contraintes, difficiles à gérer notamment en situation accidentelle. Enfin, l'utilisation dans le cœur de matériaux métalliques limitait la température de fonctionnement et ne permettait donc pas d'obtenir de bons rendements de conversion d'énergie.

Les avancées technologiques faites notamment dans le domaine des matériaux ouvrent des perspectives nouvelles permettant de replacer ce concept sur le devant de la scène. Parmi les innovations indispensables que requiert cette technologie, la mise au point du combustible concentre sans doute les défis les plus importants : il doit en effet répondre à un cahier des charges draconien, puisqu'il doit pouvoir fonctionner dans un domaine de températures élevées et présenter une forte capacité de rétention des éléments radioactifs ainsi qu'une capacité à conserver son intégrité dimensionnelle dans diverses situations accidentelles graves. De plus, pour permettre une bonne régénération de la matière fissile, celle-ci doit occuper une fraction volumique élevée du combustible, ce qui interdit certaines conceptions robustes, comme celle des combustibles

à particules. Enfin, ce combustible doit pouvoir être traité par des méthodes industrialisables et inclure tous les actinides que l'on souhaite recycler, avec les contraintes supplémentaires que cela induit au niveau des techniques de fabrication.

Un autre point dur des RNR-G, requérant une approche innovante, est l'évacuation de la puissance résiduelle en cas de rupture sur le circuit primaire entraînant la dépressurisation rapide de l'hélium. Les solutions fondées sur l'évacuation de la puissance par rayonnement et conduction ne sont pas applicables et la prise en compte d'un tel accident nécessite une conception et des systèmes de sûreté particulièrement robustes. En revanche, l'hélium possède ici un avantage certain sur le plan neutronique, puisqu'il présente un coefficient de vide faible et les contre-réactions par effet Doppler permettent de garantir le contrôle de la réactivité.

Un des atouts du gaz est d'autoriser 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. Or, à cette température, les rendements nets de conversion d'énergie s'établissent entre 45 % et 49 %, c'est-à-dire en amélioration de 10 à 20 % par rapport au rendement thermique d'un RNR-Na (41 %). Même modeste, toute amélioration du rendement de conversion est favorable à l'économie générale du système, mais elle doit aussi se mesurer à la hauteur des difficultés techniques qu'elle entraîne.

1.2.1.4. LES RNR À SELS FONDUS

Ce réacteur possède la particularité d'utiliser un mélange de sels fondus dans lequel les matières nucléaires sont dissoutes. Il joue donc à la fois le rôle de combustible et de fluide caloporteur. La circulation du combustible liquide permet d'envisager son traitement en ligne pour extraire les produits de fission absorbés de neutrons et ajuster en permanence sa réactivité, ce qui assure, au moins dans son principe, une excellente manière d'économiser les neutrons.

Ce concept peut s'envisager dans une version à neutrons rapides avec ¹²³⁸U comme matériau fertile, dans un cœur dépourvu de modérateur et utilisant un sel à base de chlorures, qui sont les seuls à permettre l'obtention d'un spectre neutronique suffisamment rapide. Néanmoins, il est difficile de rendre ce système sur-générateur du fait des captures parasites de neutrons par le chlore du sel combustible. De plus, ces captures entraînent la formation d'importantes quantités de ³⁶Cl, isotope radioactif à vie longue particulièrement délicat à gérer dans un stockage de déchets.

En revanche, ce concept semble trouver un certain intérêt avec le ²³²Th comme matériau fertile dans un spectre neutronique thermalisé grâce à la présence d'un modérateur graphite et compatible avec l'utilisation d'un sel à base de fluorures. En effet, le cycle du thorium, contrairement à celui de l'uranium, peut atteindre l'isogénération dans un spectre thermique ou épithermique, avec cependant un bilan neutronique très tendu. Il est donc nécessaire d'avoir une très bonne « économie » des neutrons, ce que permet théorique-

²⁴ – ppm : partie par million.

ment le réacteur à sels fondus (RSF) sous réserve d'effectuer le traitement en ligne évoqué plus haut.

À l'origine de ce concept, le laboratoire américain d'Oak Ridge (ORNL) a mené deux études successives : il a d'abord développé un réacteur prototype de 8 MWth, le MSRE (Molten Salt Reactor Experiment) pour démontrer la faisabilité de la partie réacteur. Cette expérience (1965-1969) a permis d'accumuler des données physico-chimiques sur les sels fondus en vraie grandeur et a montré que les problèmes de circulation des sels fondus, et de corrosion des structures étaient maîtrisables à cette échelle. La seconde étude, dénommée MSBR (Molten Salt Breeder Reactor), était l'extension de la première à une taille industrielle. Ce projet a été arrêté en 1976 pour des raisons qui n'étaient pas que techniques.

Abandonné dans le monde entier depuis cette époque, le concept de RSF a été remis en lumière dans le cadre du GIF en raison de ses potentialités intéressantes. Un concept nouveau dénommé le « Molten Salt Fast Reactor » ou MSFR (réacteur rapide à sels fondus) a été proposé par les équipes du CNRS. Il résulte d'études paramétriques approfondies, qui ont permis d'explorer différentes configurations du cœur, diverses compositions du sel et des performances variées du retraitement du combustible, afin d'optimiser le concept dans le cadre du déploiement à l'échelle mondiale d'un parc de réacteurs de 4^e génération au thorium. La principale caractéristique du système MSFR, en comparaison des concepts de RSF étudiés auparavant, est la suppression du graphite modérateur dans le cœur, conduisant à un réacteur régénérateur à spectre neutronique rapide avec un cycle de combustible thorium.

Il demeure cependant beaucoup d'incertitudes quant à sa faisabilité industrielle : corrosion par les sels fondus, capacité à assurer le traitement du sel, devenir des sels usés... De plus, ce concept impose une approche totalement nouvelle de la sûreté pour assurer la fonction de confinement avec un combustible liquide, notamment une première barrière de confinement reportée au niveau du circuit primaire.

Une R&D volumineuse est nécessaire avant d'envisager passer à l'échelle industrielle. Un tel concept, en rupture complète avec les technologies connues de réacteurs, est l'un des concepts retenus par le GIF qui nécessite le plus d'innovations et son déploiement industriel n'apparaît plausible au mieux qu'au cours de la seconde moitié de ce siècle.

Le MSFR est considéré comme une alternative de long terme aux systèmes à spectre rapide à combustible solide, grâce à quelques excellentes propriétés (très bons coefficients de sûreté, inventaire fissile réduit, pas de réserve de réactivité à prévoir, cycle du combustible simplifié...). Le développement de cette technologie dans le cadre du GIF est porté exclusivement par la France (CNRS) et l'Union européenne.

1.2.2. LES REL-HFC, UNE ALTERNATIVE AUX RNR ?

[DTS-03]

Entre les réacteurs à eau actuels et les RNR qui constituent en quelque sorte deux extrêmes dans la valorisation de la ressource

uranium, il y a lieu de se demander s'il n'existe pas une place pour des réacteurs aux performances intermédiaires tels que les réacteurs à eau légère à haut facteur de conversion (REL-HFC²⁵).

En effet, la plus grande potentialité pour améliorer l'utilisation de l'uranium dans un réacteur à eau légère consiste à augmenter son facteur de conversion, c'est-à-dire sa capacité à utiliser l'²³⁸U au travers de sa conversion en plutonium. Le principe consiste à « durcir » le flux neutronique, c'est-à-dire à augmenter l'énergie des neutrons, pour favoriser leur absorption par l'²³⁸U qui se produit essentiellement dans le domaine épithermique. En pratique, il faut diminuer la quantité de modérateur (l'eau) présente dans le cœur en resserrant les crayons de combustibles et en adoptant des géométries plus compactes (réseau à pas triangulaire à la place d'un réseau à pas carré).

Les REL-HFC sont souvent présentés comme une simple évolution des réacteurs à eau actuels, conduisant à leur attribuer a priori les mêmes qualités que ces derniers, par exemple en termes de faisabilité technique, de compétitivité économique ou d'acceptabilité. Une telle transposition est certainement abusive car l'obtention de facteurs de conversion élevés, les seuls à permettre une économie d'uranium significative²⁶, nécessite des modifications profondes du cœur de ces réacteurs dont la faisabilité est loin d'être acquise, notamment sur le plan de la sûreté.

En effet, la diminution de la proportion d'eau dans le cœur va entraîner des évolutions de nature thermohydraulique (difficulté de circulation du caloporteur, flux critique significativement diminué) et neutronique (coefficient de vidange positif) qui, si elles sont importantes, peuvent affecter la sûreté du réacteur. Il est probable que les REP atteindront très rapidement leurs limites vis-à-vis de ces critères de sûreté. Dans leur principe, les REB semblent présenter un plus grand potentiel pour approcher le facteur de conversion de 1 : certains concepts apparaissent prometteurs sur le papier mais il n'existe aucune démonstration expérimentale de leur faisabilité ni même de leurs potentialités.

Selon toute vraisemblance, les performances de ces réacteurs resteront sensiblement en deçà de l'isogénération (facteur de conversion = 1) et ils auront besoin d'un apport extérieur de matière fissile pour fonctionner. Contrairement aux RNR, ils ne constituent donc pas une solution durable sur le long terme, mais pourraient apporter de la flexibilité en cas de contrainte de disponibilité sur la ressource uranium si, par hypothèse, une filière à neutrons rapides ne parvenait pas à être mise en place en temps voulu.

Néanmoins, les REL-HFC, plus encore que les RNR²⁷, nécessitent une « mise de fonds » importante en noyaux fissiles qui, dans les scénarios français, consiste en du plutonium produit

25 – Ces REL sont soit de type REP ou REB.

26 – Le facteur de conversion est le rapport entre la quantité de matière fissile produite et la quantité de matière fissile consommée. Il vaut environ 0,6 dans un réacteur standard. Un facteur de conversion de 0,9 (valeur déjà difficile à obtenir) ne conduit qu'à une économie d'uranium d'environ 50 % pour un parc à l'équilibre.

27 – Il faut environ 15 tonnes de plutonium (ou d'²³⁵U) pour démarrer 1GWe de RNR et au moins 25 tonnes pour un REP-HFC.

par le parc de réacteur à eau et récupéré après traitement de ses combustibles usés. La disponibilité de ce plutonium serait le premier facteur limitant la dynamique de déploiement des REL-HFC. Par ailleurs, étant consommateurs nets de plutonium, les REL-HFC devraient obligatoirement rester adossés à des réacteurs producteurs de plutonium. Les scénarios étudiés montrent que leur part dans le parc ne pourrait dépasser 30 % dans le meilleur des cas. Cette valeur de 30 % représente donc la limite asymptotique de l'économie d'uranium réalisable.

Les REL-HFC peuvent aussi être présentés comme une solution d'attente pour utiliser le stock de plutonium tout en maintenant sa qualité isotopique à un niveau compatible avec une utilisation ultérieure dans les RNR. Il ne faut toutefois pas méconnaître que cette utilisation du plutonium dans les REL-HFC s'accompagne d'une importante production d'actinides mineurs, de l'ordre de 15 kg/TWhe (à comparer à 3-4 kg/TWhe dans un REP-UOX, 12-17 kg/TWhe dans un REP-MOX et 4-7 kg/TWhe dans un RNR).

1.3. QUEL MARCHÉ POUR LES RNR DE 4^e GÉNÉRATION ?

1.3.1. LES STRATÉGIES DES DIFFÉRENTS PAYS – L'ÉTAT DES LIEUX

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, la Grande-Bretagne 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 se multiplier les RNR 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. Mais c'est aussi à partir des années 1980, après l'accident de Three Mile Island et l'arrêt total de construction de nouveaux réacteurs aux Etats-Unis qui en a résulté, que sont apparus les premiers signes d'un reflux de l'intérêt pour cette technologie dont les événements les plus significatifs ont été :

- en 1983, l'abandon du projet de Clinch River (380 MWe) aux Etats-Unis;
- en 1991, l'abandon du projet SNR-300 (330 MWe) en Allemagne;
- en 1994, l'arrêt du réacteur PFR (270 MWe) en Grande-Bretagne;
- en 1998, l'arrêt du réacteur Superphénix (1200 MWe) en France.

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. Depuis l'arrêt de Phénix en 2009, la France ne dispose plus de réacteurs de ce type.

1.3.1.1. 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^e génération.

La Russie exploite le réacteur BN-600 (600 MWe) opérationnel depuis 1980 ainsi que le petit réacteur expérimental BOR 60 (60 MWth) mis en service en 1969. Un réacteur BN 800 (880 MWe) a été mis en construction en 2006²⁸ et devrait démarrer en 2014. Des négociations sont en cours pour la vente de deux réacteurs de ce type à la Chine. Le BN-800 est considéré, du point de vue de la sûreté, comme un réacteur de 2^e génération.

Plusieurs projets de nouveaux réacteurs sont menés de front :

- le projet BN-1200, RNR à caloporteur sodium d'une puissance de 1200 MWe, annoncé comme pouvant être opérationnel en 2020;
- le projet BREST, RNR à caloporteur plomb;
- le projet SVBR-100, RNR à caloporteur plomb-bismuth de petite puissance (100 MWe) dérivé des réacteurs de sous-marins, annoncé pour 2016;
- le projet MBIR-150, RNR expérimental à caloporteur sodium de 150 MWth dont la date de mise en service est prévue vers 2019, pour remplacer BOR-60.

Concernant le cycle du combustible, le pays envisage de se doter de moyens nouveaux à l'horizon 2025. Aujourd'hui l'usine RT1 de Mayak²⁹ 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 avec de l'uranium enrichi). Il est prévu que BN-800 et BN-1200 utilisent du combustible MOX. Pour fermer industriellement le cycle du combustible, la Russie prévoit la réalisation, à l'horizon 2025, de l'usine de traitement RT2 qui traitera 1 000 à 1 500 t/an de combustibles usés issus des VVER-1000 et 1200 ainsi que des RNR. Cette nouvelle usine fera partie du complexe industriel de Jeleznogorsk qui devrait accueillir préalablement une usine

²⁸ – En réalité, la construction du réacteur BN-800 a débuté en 1987 mais a été interrompue peu après principalement par manque de fonds.

²⁹ – L'usine RT1 de Mayak (Chelyabinsk-65) d'une capacité de 400 t/an, a été mise en service en 1977. A cause principalement de son obsolescence, cette installation ne traite plus que 120 à 150 t/an.

pilote de traitement (100 à 300 t/an) et une usine de fabrication de combustibles MOX pour alimenter les RNR.

La Russie est également à l'initiative d'une proposition de collaboration avec la France dans ce domaine. Dans ce cadre, il est envisagé de bâtir en commun d'ici la fin 2014, une feuille de route pour la conception d'un RNR-Na commercial de 4^e génération disponible à l'horizon 2030.

1.3.1.2. 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 très 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 40 MWth) utilisant un combustible carbure. Cette originalité, motivée au départ par des raisons techniques³⁰, 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 pas été reconduit pour l'étape suivante : le prototype PFBR en cours 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 prévue en 2013. Le plan stratégique prévoit le déploiement de 5 autres RNR de 500 MWe d'ici 2023. Néanmoins, ceux-ci ne répondent pas, et de loin, aux objectifs de développement annoncés en raison de leur capacité surgénératrice trop limitée. Aussi, les Indiens prévoient-ils de déployer à partir de 2020

une nouvelle génération de RNR, plus puissants (1000 MWe), mais surtout dotés d'un combustible métallique dense et d'un cycle de combustible très court (pyrochimie) qui devraient permettre de mieux répondre aux objectifs.

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 de moins en moins crédible la dynamique annoncée de déploiement des RNR.

1.3.1.3. 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 dispose depuis 2011 d'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. Les étapes suivantes seraient le CDFR (Chinese Demonstration Fast Reactor), un prototype de conception indigène de 1000 MWe qui pourrait être mis en service en 2022 et le CDFBR (Chinese Demonstration Fast Breeder Reactor) de 1200 MWe prévu en 2028.

En parallèle, la Chine est en cours de négociation avec la Russie pour la fourniture de deux réacteurs BN-800 dont la construction pourrait débuter en 2013 pour une mise en service avant 2020. Ces réacteurs viendraient en complément (ou peut-être à la place) du projet CDFR-1000 mentionné ci-dessus.

Côté cycle du combustible, une usine pilote de traitement de combustibles des réacteurs à eau (100 t/an) et de fabrication de MOX a été annoncée comme opérationnelle à la fin 2010. Une usine commerciale d'une capacité de 800 t/an est prévue pour 2020-2025, des négociations avec Areva étant en cours depuis plusieurs années.

L'objectif affiché par la Chine est de disposer autour de 2030 d'une filière RNR répondant aux critères de 4^e génération. Elle utiliserait un combustible métallique lui permettant d'être fortement surgénératrice. On retrouve là des points communs avec la stratégie indienne, y compris dans les interrogations sur la crédibilité du calendrier annoncé.

1.3.1.4. 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 2 RNR :

- un réacteur expérimental Joyo (140 MWth) mis en service en 1977 et arrêté depuis 2007 à la suite d'un incident mécanique ;
- un réacteur prototype Monju (280 MWe) mis en service en 1994 et arrêté en 1995 après une fuite et un feu de sodium. Il

³⁰ – Il est probable que le choix du combustible carbure est lié au fait que les Indiens ne disposaient pas de suffisamment de plutonium pour constituer un cœur oxyde. Le carbure étant un combustible plus dense que l'oxyde, la criticité a pu être obtenue avec une quantité moindre de matière fissile.



n'a été autorisé à redémarrer qu'en mai 2010, mais a été de nouveau arrêté en août 2010 suite à un incident de maintenance.

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, connaît depuis plusieurs années d'importantes difficultés de mise en œuvre.

Compte tenu de ces difficultés et surtout de la situation suite à l'accident de Fukushima, l'avenir du nucléaire et a fortiori des RNR est mis en question. En particulier, le projet JSFR (RNR de 4^e génération dont le démarrage était prévu en 2025) est aujourd'hui en suspens.

1.3.1.5. CORÉE DU SUD

Le développement de RNR-Na est un objectif affiché par les Coréens. Le programme Kalimer prévoit la construction d'un démonstrateur de 60 MWe (à l'échéance réactualisée de 2028) économiquement compétitif avec les autres filières nucléaires et fossiles. 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.

1.3.1.6. ÉTATS-UNIS

Les États-Unis ont affiché un intérêt pour les réacteurs de 4^e 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^e 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.

1.3.1.7. EUROPE

En Europe de l'Ouest, l'intérêt pour les RNR réside principalement en France avec le projet Astrid de construction d'un démonstrateur technologique à caloporteur sodium de 4^e génération. Par ailleurs, trois pays d'Europe centrale (Hongrie, République Tchèque et Slovaquie) ont affiché officiellement leur volonté de reprendre à leur compte le projet Allegro

porté initialement par la France, consistant à réaliser un réacteur expérimental de RNR-G.

Au niveau communautaire, ces projets entrent dans le cadre de l'initiative ESNII³¹ qui 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).

1.3.2. LE MARCHÉ DES RNR

Les RNR et particulièrement ceux de 4^e génération, apportent une vraie réponse à la question des matières et déchets ainsi que des avantages évidents en termes de sécurité d'approvisionnement et d'indépendance énergétique.

On a vu plus haut que plusieurs grands pays nucléaires menaient dès à présent des études sur ces technologies et prévoyaient un déploiement parfois conséquent dans les décennies à venir. Au-delà de la volonté affichée, plusieurs éléments influenceront nécessairement sur l'ampleur et le rythme de déploiement des RNR à moyen terme.

L'un des freins à l'introduction des RNR sera la disponibilité de la matière fissile. En effet, les RNR nécessitent pour démarrer une « mise de fonds » importante en noyaux fissiles. Il peut s'agir 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). Il peut aussi s'agir d'uranium enrichi, cette voie étant plutôt réservée aux États ne disposant pas d'un stock de plutonium suffisant.

Pour démarrer un RNR de 1 GWe, il faut, selon la conception du cœur, entre 12 et 18 tonnes de plutonium³². Cette masse de plutonium correspond à la quantité formée en une année de fonctionnement d'un parc REL de 60 à 90 GWe (ou toute combinaison équivalente). On voit que ceci n'est accessible qu'aux pays disposant d'un parc REL 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_{ML}/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. Cela fixe un ordre de grandeur réaliste au rythme de déploiement technique d'une filière RNR.

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 réac-

³¹ – European Sustainable Nuclear Industrial Initiative menée dans le cadre de la Sustainable Nuclear Energy Technology Platform (SNETP).

³² – Cette masse correspond à l'inventaire de deux cœurs (1 cœur en réacteur + 1 recharge complète).

teur BN-600. Les besoins d'enrichissement sont importants : pour un RNR de 1 GWe, ils sont de l'ordre de 3 millions d'UTS³³, soit près de la moitié de la capacité annuelle de l'usine Gorges Besse II (7,5 millions d'UTS). On voit que cette voie n'offre pas de grandes potentialités pour répondre à une volonté de déploiement rapide d'un parc RNR. En outre, il s'agit d'une solution fortement consommatrice d'uranium naturel qui serait évidemment paradoxale dans un contexte où l'uranium viendrait à manquer.

Un autre frein sera de nature économique. Même si le coût d'investissement des futurs RNR n'est pas encore connu avec précision, il est évident que leur compétitivité économique ne pourra être obtenue au prix actuel de l'uranium (un peu moins de 100 €/kg). Par exemple, en supposant un surcoût d'investissement de 30% par rapport aux réacteurs à eau, les RNR ne deviendraient compétitifs qu'à partir d'un prix de l'uranium de 400 €/kg (pour un pays déjà doté d'installations de traitement) ou 750 €/kg (pour ceux qui n'en disposent pas)³⁴.

Les motivations des premiers acquéreurs de RNR seront clairement plus stratégiques qu'économiques. Il pourra par exemple s'agir d'États soucieux de gérer les matières valorisables issues de leurs combustibles usés, de renforcer leur indépendance énergétique (en anticipant d'éventuelles tensions sur l'approvisionnement d'uranium naturel) 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 unités de façon à tester la filière et être en capacité de la déployer ultérieurement. Ces réacteurs, garantissant la disponibilité opérationnelle de la technologie, joueraient alors le rôle d'une assurance contre le risque de pénurie d'uranium naturel et d'une augmentation de son prix.

La motivation première pour la France sera celle de la clôture du cycle fermé de gestion des combustibles usés produits par les réacteurs à neutrons thermiques, tout en s'engageant dans une politique de valorisation de l'uranium appauvri ou de retraitement. Comme cela a déjà été dit plus haut, la France pratique de longue date la réutilisation du plutonium parce qu'il constitue une matière hautement énergétique et que sa quasi-absence des déchets ultimes en facilite grandement la gestion. Après un premier recyclage dans les réacteurs à eau, le plutonium est conservé sous une forme relativement concentrée dans les combustibles MOX usés. Une réutilisation tardive du plutonium contenu dans ces combustibles usés ne pose pas de problème de fond (sur le plan de la sûreté notamment) mais ne représente pas une solution optimale en raison de la décroissance radioactive de l'isotope ²⁴¹Pu (avec une période de 14 ans) et de la production concomitante de ²⁴¹Am. Le premier est un isotope hautement fissile dont la disparition entraîne une perte du pouvoir énergétique du plutonium. Le second est le principal responsable de la puissance thermique

séculaire des déchets de haute activité issus du traitement des combustibles usés, dont l'accumulation entraîne inévitablement une augmentation significative de l'emprise souterraine nécessaire pour stocker ces déchets. Un déploiement rapproché de quelques RNR donnerait la possibilité de réutiliser rapidement ce plutonium et d'éviter les pénalités évoquées ci-dessus. Par ailleurs, il est vraisemblable qu'une démonstration de la possibilité d'utiliser de manière pérenne le plutonium comme matière énergétique des RNR constituerait un sérieux élément de consolidation de la démarche.

La possibilité offerte par les RNR de transmuter les actinides mineurs constitue aussi un argument en faveur de leur développement. Les études technico-économiques qui ont été menées (voir le tome 2 du présent dossier) montrent que la transmutation dans les RNR serait réalisable à qualité équivalente et de manière plus économique que dans les systèmes dédiés (ADS) si tant est que ces derniers soient effectivement faisables. Notons que la transmutation des actinides mineurs, en tant que perspective de progrès sur le contenu des déchets ultimes, a fait l'objet d'un travail très important en France (et dans une moindre mesure en Europe et au Japon) mais n'est portée par aucun des autres pays moteurs dans l'émergence des RNR (Inde, Chine, Russie). Il reste néanmoins à démontrer la faisabilité industrielle d'une telle option.

1.3.3. CONCLUSION SUR LE MARCHÉ DES RNR

Il est vraisemblable que dans un premier temps la question de la compétitivité économique d'un RNR pris isolément ne saurait être le critère de choix déterminant. Le marché des RNR sera très probablement dicté par des politiques nationales reliées à des questions de gestion des déchets et de sécurité énergétique, et probablement situé dans un nombre très limité de pays (Chine, Inde, Russie, France, Corée du Sud, Japon ?). Un tel déploiement pourrait s'amorcer à partir de 2030-2040 mais ne dépassera pas, au mieux, quelques dizaines d'unités au milieu du siècle pour l'ensemble du monde.

En plus des défis technologiques sur les réacteurs, la maîtrise du cycle du combustible sera sur le chemin critique du développement des RNR. Au-delà de la construction de réacteurs prototypes, l'indice véritable de la volonté d'un pays de préparer le déploiement d'un parc de RNR sera sa détermination à développer un cycle industriel du combustible et en particulier une industrie de traitement des combustibles usés, capable de constituer puis de recycler le stock nécessaire de plutonium. En ce sens, la stratégie industrielle suivie jusqu'à présent en France la place dans une position propice pour s'engager le moment venu dans la voie des RNR, mais cela constitue encore une singularité au niveau mondial.

Bien qu'on ne puisse pas les exclure totalement, les politiques très volontaristes présentées par l'Inde ou la Chine, visant à construire rapidement des parcs RNR très importants, se heurteront à des questions de disponibilité de la matière fissile, tant en termes de production (potentiel de surgénération annoncé difficilement accessible) qu'en termes de capacités industrielles de traitement.

33 – Unité de travail de séparation.

34 – Dans le premier cas, le plutonium est considéré comme un sous-produit gratuit de la gestion des déchets des réacteurs à eau. Dans le deuxième cas, les pays doivent d'abord se doter des installations de traitement leur permettant de disposer des stocks de plutonium nécessaires; le plutonium a alors un coût à prendre en compte dans la balance économique.

2.	QUELLE STRATÉGIE DE DÉVELOPPEMENT DES RNR DE 4^e GÉNÉRATION ?.....	25
2.1.	Quel cahier des charges pour les RNR de 4 ^e génération ?	26
2.1.1.	Sûreté	26
2.1.2.	Compétitivité économique.....	26
2.1.3.	Résistance à la prolifération.....	26
2.1.4.	Gestion flexible des matières nucléaires.....	27
2.2.	Schéma de développement des RNR de 4 ^e génération.....	28
2.2.1.	RNR à caloporteur sodium	28
2.2.2.	RNR à caloporteur gaz	28
2.2.3.	Cycle du combustible.....	29
2.2.3.1.	Les combustibles oxydes	29
2.2.3.2.	Les combustibles alternatifs à l'oxyde.....	30
2.2.3.3.	Le cycle du combustible d'Astrid.....	30
2.3.	Conclusion sur la stratégie de développement des RNR de 4 ^e génération	31

2.

QUELLE STRATÉGIE DE DÉVELOPPEMENT DES RNR DE 4^e GÉNÉRATION ?

Compte tenu de ce qui a été dit plus haut, les RNR de 4^e génération pourraient être amenés à se développer dans un nombre limité de pays à l'horizon 2040, voire plus tôt si l'on en croit les déclarations de certains pays. Cette date n'est aujourd'hui aucunement une certitude mais les 10 à 15 ans qui viennent devraient permettre de préciser cette échéance. En plus des indicateurs du développement proprement dit des réacteurs (leur niveau de sûreté, de disponibilité, leurs performances...), la croissance du nucléaire à l'échelle mondiale, l'évolution de l'offre d'uranium naturel par rapport à la demande, la volonté de gérer efficacement les matières valorisables présentes dans les combustibles usés et le développement de capacités industrielles de traitement-recyclage dans quelques pays clés seront des éléments importants pour apprécier la crédibilité de ce calendrier.

Malgré cette évidente incertitude de calendrier, ce serait prendre un risque important que de faire aujourd'hui preuve d'inaction, sachant que le développement d'une nouvelle filière nucléaire comporte des constantes de temps importantes. Ce développement passe en premier lieu par une phase de vérification de sa viabilité et de ses performances élémentaires, portant sur les points fondamentaux comme la physique des cœurs, les combustibles ou les technologies spécifiques liées par exemple au caloporteur utilisé. Cette phase aboutit généralement à la construction d'un réacteur expérimental (Rapsodie pour la filière RNR-Na) destiné à valider les concepts retenus, acquérir les expériences techniques et servir de moyen d'irradiation des combustibles et matériaux.

L'étape suivante consiste en la construction d'un réacteur prototype (Phénix pour la filière RNR-Na) destiné à travers sa conception, sa construction et son exploitation, à démontrer les performances, la fiabilité et la sûreté de la filière et à en établir les perspectives économiques.

La dernière phase est la réalisation d'un réacteur de démonstration de taille industrielle (tel que Superphénix) permettant d'acquérir l'expérience à l'échelle 1 pour la mise en œuvre de la filière.

En parallèle, le développement des principaux composants nécessite la réalisation de nombreux prototypes inactifs et de bancs d'essais pour leur mise au point, tant chez les organismes de recherche que chez les industriels.

Ainsi, le premier réacteur expérimental français à neutrons rapides (Rapsodie) a divergé en 1967, soit après une dizaine, voire une quinzaine d'années, selon ce qu'on considère être le début des études préliminaires. Il s'est ensuite passé 18 ans pour aboutir à la divergence de Superphénix (1985). Probablement, aurait-il fallu 10 à 15 ans supplémentaires pour parvenir au déploiement industriel de la filière; c'est du moins

ce qui était envisagé à l'époque du démarrage de Superphénix.

Au total, plus de 40 années auraient donc été nécessaires pour passer des premières études sur les RNR-Na jusqu'à leur déploiement industriel (ou 30 ans entre le réacteur expérimental et le déploiement industriel). Le développement de cette filière s'est déroulé dans un contexte réglementaire et économique bien différent de ce qu'il est de nos jours. Malgré les progrès dans les méthodes et outils de conception, il est quasiment certain qu'il faudrait aujourd'hui davantage de temps pour effectuer le même parcours.

Ce schéma peut être appliqué au développement de filières totalement nouvelles, telles que les RNR-G ou les RSF, qui a débuté au début des années 2000, encore que le caractère très innovant de ces filières conduise vraisemblablement à majorer encore les temps de développement. Pour la filière RNR-G, la perspective réaliste de déploiement industriel se place certainement sensiblement au-delà de 2050, d'autant qu'il ne paraît guère envisageable de disposer d'un réacteur expérimental avant la fin de la présente décennie. L'accès à des concepts encore plus innovants, comme les RSF, est à imaginer à échéance encore plus lointaine.

La situation est différente pour les RNR-Na qui, par l'expérience accumulée, ont d'ores et déjà prouvé leur faisabilité à l'échelle industrielle. Leur capacité à atteindre les grands objectifs de la 4^e génération constitue un défi ambitieux mais réaliste pour l'horizon 2040, sachant que leur intérêt économique initial devra s'apprécier globalement au niveau de l'ensemble du cycle du combustible pour un parc composé à la fois de réacteurs de 3^e et 4^e génération. Parmi les autres technologies envisageables, seule celle mettant en œuvre le caloporteur plomb, pourrait être compatible avec un déploiement vers le milieu du siècle à condition d'avoir résolu les difficultés spécifiques, en particulier la forte corrosion des aciers par le plomb liquide.

Lors du Comité de l'énergie atomique du 17 mars 2005 consacré aux systèmes nucléaires du futur, les ministres délégués à l'Industrie et à la Recherche ont fait le choix stratégique de promouvoir le développement en France d'une filière à neutrons rapides de 4^e génération et ont recommandé que la priorité soit donnée à deux technologies : RNR-Na et RNR-G.

Le cadre national dans lequel s'inscrit la recherche en matière de systèmes nucléaires de 4^e génération est abordé dans la loi du 28 juin 2006 (notamment pour ce qui concerne la transmutation des éléments radioactifs à vie longue) mais a été surtout précisé par les Comités de l'énergie atomique des 20 décembre 2006 et 20 mai 2008 et peut se résumer de la

façon suivante : disposer en 2040 d'une option permettant d'introduire des RNR dans le parc français de production électronucléaire. Cette option constitue une assurance pour faire face, à cette échéance, à d'éventuelles tensions sur le marché de l'uranium.

2.1. QUEL CAHIER DES CHARGES POUR LES RNR DE 4^e GÉNÉRATION ?

2.1.1. SÛRETÉ

La sûreté des installations nucléaires est une exigence essentielle tant pour les générations actuelles que futures. En France, les principes de sûreté nucléaire ont été mis en place progressivement et ont intégré le retour d'expérience des accidents. Ils reposent sur une démarche de progrès et d'améliorations continues en vue de réduire au maximum les risques.

Ainsi, les réacteurs construits aujourd'hui possèdent, à leur conception, un référentiel d'exigences de sûreté supérieur à celui des réacteurs du parc actuel mis en service depuis 20 ou 30 ans. Ceux-ci ont intégré, au fur et à mesure du retour d'expérience, les améliorations jugées nécessaires pour atteindre le niveau de sûreté aujourd'hui requis. La poursuite de ce processus d'amélioration fera que les exigences de sûreté associées à des systèmes qui seront déployés dans plusieurs décennies, seront encore accrues par rapport à celles que l'on connaît aujourd'hui.

Ces exigences demanderont des progrès notables par rapport à la sûreté des RNR construits par le passé (Phénix, Superphénix). Mais on se doit de raisonner en comparatif : de même que le niveau de sûreté de Superphénix avait été reconnu cohérent avec celui des REP [de 2^e génération] qui constituaient alors l'essentiel du parc nucléaire français (rapport DSIN³⁵ du 18 janvier 1994), il paraît raisonnable d'imposer aux futurs RNR des contraintes de sûreté cohérentes avec celles qui seront en vigueur pour les réacteurs à eau construits à la même époque. A cela s'ajouteront les spécificités des filières considérées, telles que la nature du caloporteur (par exemple les risques liés au sodium) ou les caractéristiques propres d'un cœur à neutrons rapides (risque de recriticité...).

2.1.2. COMPÉTITIVITÉ ÉCONOMIQUE

La compétitivité économique est une exigence du marché. Pourtant, on imagine mal que les RNR de 4^e génération puissent présenter d'emblée une meilleure compétitivité que les réacteurs à eau, même si plusieurs éléments importants (absence de besoin d'uranium naturel et d'enrichissement) vont en faveur de l'économie globale de la filière. Ces réacteurs seront plus complexes et feront appel à des technologies moins bien connues, y compris au niveau des opérations du cycle, que les réacteurs à eau, qui bénéficient d'un grand nombre d'années d'optimisation économique.

Bien que l'enjeu de la compétitivité du nucléaire se focalise de plus en plus sur les coûts et les délais de construction des réacteurs, l'attente des exploitants de ces futurs systèmes sera a minima que le surcoût d'investissement soit raisonnable et puisse être considéré comme le prix à payer pour profiter d'une sécurité d'approvisionnement en combustibles à des prix stables ou pour bénéficier de progrès sur la gestion des matières ou des déchets contenant des radionucléides à vie longue.

Mais la compétitivité économique ne se mesurera pas au seul montant de l'investissement. Les exploitants devront aussi avoir l'assurance que la construction et l'exploitation de ces systèmes présentent des risques financiers maîtrisés. Cela impliquera à la fois une grande fiabilité des équipements garantissant une disponibilité importante, une acceptation de la technologie par le public et un environnement réglementaire bien établi et stable pendant la durée de vie des installations.

Enfin, l'économie de ces systèmes devra évidemment inclure le coût du cycle du combustible et celui de la gestion des déchets. Une réduction sensible des coûts du cycle du combustible RNR ou, ce qui reviendrait au même, une augmentation de ce poste pour les réacteurs à eau, pourrait compenser le surcoût du réacteur. Le coût de l'uranium naturel est un paramètre évident de cette balance économique, mais en raison de la faible part du combustible uranium dans le coût de production de l'électricité, son influence reste limitée. Pour fixer les ordres de grandeur, si la construction d'un RNR coûtait 30 % de plus que celle d'un REP, il faudrait une augmentation d'un facteur 4 à 8 du prix actuel de l'uranium (~100 €/kg) pour contrebalancer ce surcoût.

2.1.3. RÉSISTANCE À LA PROLIFÉRATION

La résistance à la prolifération est une exigence forte qui ne fera que s'amplifier avec un déploiement généralisé des réacteurs nucléaires. L'évaluation de la résistance à la prolifération est une problématique complexe, aux multiples aspects. On distingue en particulier :

- Les éléments de résistance dits « extrinsèques », fondés sur des dispositions de contrôle international qui assurent le respect de garanties (safeguards) ;
- De ceux dits « intrinsèques », qui se rapportent aux caractéristiques propres des matières mises en jeu, de nature à affecter leur « accessibilité » ou leur « attractivité » pour contrer d'éventuelles intentions malveillantes.

Les dispositions de sauvegarde déjà appliquées dans le cadre du TNP ont montré leur efficacité pour prévenir le détournement de matières nucléaires civiles pour des activités proliférantes. Ces dispositions portent principalement sur le contrôle des matières fissiles à tous les stades du cycle du combustible nucléaire.

Dans leur principe, les RNR présentent des avantages pour renforcer la résistance à la prolifération : contrairement aux filières de réacteurs à eau (REP, REB), ils n'ont pas besoin d'enrichir l'uranium (les technologies d'enrichissement consti-

35 – Direction de la sûreté des installations nucléaires (aujourd'hui Autorité de sûreté nucléaire, ASN).

tuent aujourd'hui le risque principal de détournement d'installations civiles à des fins de prolifération) et en mobilisant le plutonium, ils évitent la création de stocks toujours croissants de cette matière.

Pour les RNR de 4^e génération, il est envisagé de développer des approches dites de «safeguard by design», c'est-à-dire d'intégrer dès la conception les exigences liées au respect des garanties. Certaines options de gestion des matières telles que le recyclage des actinides mineurs ou la gestion groupée des actinides ont parfois été mises en avant dans les instances internationales, comme des réponses à cette problématique. Ces propositions sont à étudier en détail pour évaluer leur pertinence par rapport au souci légitime de diminuer les risques de prolifération. De telles approches doivent être examinées sous l'angle de leur incidence sur les aspects intrinsèques (accessibilité et attractivité des matières) mais aussi extrinsèques (impact sur le contrôle des matières).

2.1.4. GESTION FLEXIBLE DES MATIÈRES NUCLÉAIRES

Un atout important de la présence de RNR dans un parc nucléaire est d'apporter de la flexibilité dans la gestion des matières issues du cycle nucléaire. Cette flexibilité est principalement liée à la possibilité de faire varier le facteur de conversion du système électronucléaire, autrement dit la quantité de plutonium produite ou consommée. Les options de conception des cœurs de RNR doivent donc permettre cette flexibilité que l'on peut décrire au travers de quelques situations typiques :

- L'objectif d'une utilisation efficace des ressources naturelles requiert un réacteur dont le cœur soit à minima isogénérateur. Une fois constitué le stock opératoire de matières fissiles et à condition de recycler les matières déchargées valorisables, un RNR isogénérateur peut fonctionner sans apport extérieur de matières fissiles en se contentant d'un simple appoint en ²³⁸U.
- Un parc électronucléaire constitué de réacteurs de ce type peut fonctionner en autarcie à puissance constante mais ne peut se développer que si l'on continue de disposer suffisamment de plutonium produit par ailleurs, par exemple par un parc REP qui resterait adossé au parc RNR. Une autre solution pour accroître la puissance RNR installée est de doter ces réacteurs d'une capacité de surgénération qui, avec le concept de cœur actuel (CFV) devrait atteindre au mieux +0,15³⁶.
- Dans une hypothèse de développement rapide d'un parc RNR, il faudrait disposer d'une capacité de surgénération nettement supérieure et réduire significativement l'inventaire de plutonium en cœur. Cela nécessiterait de mettre en œuvre des solutions techniques plus complexes utilisant des combustibles plus denses que l'oxyde, tels que les combus-

tibles carbures ou les combustibles métalliques. C'est un besoin qui pourrait apparaître en France sur le long terme mais qui ne se justifie aucunement aujourd'hui.

- Il se peut au contraire que la pénétration des RNR en France soit plus lente qu'imaginé aujourd'hui en raison par exemple d'une certaine réticence des électriciens à franchir le pas vers une technologie plus complexe et plus porteuse de risques que les réacteurs à eau, surtout si le contexte de l'approvisionnement en uranium naturel ne l'impose pas de façon forte. Dans une telle hypothèse, il est vraisemblable que les électriciens limiteraient le recours à cette technologie au nombre minimum d'unités permettant de tirer parti du plutonium produit par le parc REP pour éviter d'avoir à entreposer beaucoup de plutonium sans emploi. Un des objectifs des premiers RNR pourrait être dans ce cas de contribuer à maintenir une bonne isotopie globale du plutonium dans la perspective d'un déploiement plus généralisé.
- Enfin, si l'objectif était de réduire le stock de plutonium, les RNR dotés d'un cœur sous-générateur (de type Capra³⁷) possèdent un potentiel de consommation de plutonium (et plus généralement des éléments transuraniens). Ce potentiel, qui reste à consolider par un complément important de R&D sur les combustibles et les concepts de cœurs satisfaisant les exigences de sûreté de la 4^e génération, pourrait en particulier être mis à profit pour brûler du plutonium ayant une composition isotopique dégradée, comme celle que l'on rencontre dans les scénarios de fin de vie du parc (ou de «phase-out»).

Par ailleurs, comme le demande la loi du 28 juin 2006, les RNR de 4^e génération seront en capacité de transmuter les actinides mineurs. Deux options principales sont aujourd'hui retenues et devront, le cas échéant, pouvoir être mises en œuvre : le recyclage homogène et le recyclage hétérogène.

- Le mode homogène consiste à diluer les actinides mineurs dans l'ensemble des combustibles du réacteur. Pour respecter les critères de sûreté des cœurs, la teneur en actinides mineurs ne doit pas dépasser quelques pourcents de sorte que le comportement et les performances du combustible ne sont que peu modifiés. En contrepartie, les contraintes qui découlent de la présence des actinides mineurs se retrouvent sur l'ensemble des installations du cycle.
- Le mode hétérogène vise à séparer physiquement les actinides mineurs du combustible proprement dit en les concentrant dans des assemblages spécifiques, par exemple des couvertures³⁸ disposées en périphérie du cœur, de sorte qu'ils n'affectent pas ou peu son fonctionnement et sa sûreté. Par contre, le comportement sous irradiation de couvertures contenant une quantité significative d'actinides mineurs (10 à 20%) ainsi que la faisabilité des opérations de fabrication et de transport de ces couvertures sont encore très mal connus et devront faire l'objet de validations expérimentales.

36 – Une autre grandeur caractéristique est le temps de doublement c'est-à-dire la durée de fonctionnement d'un RNR surgénérateur pour produire le stock supplémentaire de plutonium nécessaire au démarrage d'un nouveau RNR de même puissance. Le temps de doublement est de l'ordre de 100 ans pour les concepts de cœurs actuels.

37 – Configuration de cœur RNR étudiée sur Superphénix dans une optique de brûler le plutonium.

38 – Une couverture est une zone de matériau fertile (²³⁸U) placée en périphérie du cœur et récupérant les neutrons fuyant du cœur.

2.2. SCHÉMA DE DÉVELOPPEMENT DES RNR DE 4^e GÉNÉRATION

2.2.1. RNR À CALOPORTEUR SODIUM

En dépit de l'expérience déjà accumulée sur la technologie des RNR-Na, il demeure des points difficiles à résoudre avant de pouvoir disposer d'un produit industriel conforme aux objectifs. Leur résolution sous-tend des innovations technologiques allant bien au-delà d'une démarche incrémentale par rapport à Superphénix et au projet EFR. C'est l'objectif du démonstrateur technologique Astrid³⁹ de démontrer le bien-fondé de ces innovations.

Pour concevoir un réacteur répondant au cahier des charges, les acteurs français CEA, Areva et EDF ont établi en 2007 un programme d'études coordonné intégrant le retour d'expérience des réalisations ou des projets passés. Ce programme a été orienté vers 4 axes majeurs de progrès :

- La conception d'un cœur performant à sûreté améliorée, particulièrement sur la question du coefficient de vide sodium; le cœur devant également posséder des capacités de transmutation des actinides mineurs;
- Une résistance accrue aux accidents sévères et aux agressions externes notamment par la conception de systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle redondants et diversifiés, et la recherche de moyens permettant de contenir une éventuelle fusion du cœur;
- La recherche d'un système de conversion d'énergie optimisé 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 la maintenance du combustible, l'inspection et la maintenance et d'une façon plus générale pour augmenter la disponibilité, les performances et l'économie globale.

Une phase préliminaire de 5 années a été mise à profit pour :

- Identifier et évaluer les options innovantes du démonstrateur technologique Astrid qui permettront de surmonter les faiblesses technologiques de la filière;
- Etablir en liaison avec l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) les bases du dossier d'options de sûreté;
- Débuter l'avant-projet sommaire du démonstrateur technologique Astrid (AVP1) pour faire le choix des grandes options et disposer des premiers éléments de planning et de coûts.

Cette phase préliminaire conduit à sélectionner les grandes options de conception en 2012, même si quelques unes d'entre elles seront maintenues ouvertes pour la suite de l'avant-projet sommaire. Un dossier d'orientations de sûreté formalisera les discussions avec l'ASN.

Si les pouvoirs publics en sont d'accord, la phase suivante à partir de 2012 sera consacrée à la préparation des dossiers nécessaires avant que puisse être envisagé le lancement de la construction du démonstrateur technologique :

- Avant-projets sommaire complet (AVP2) et détaillé (APD) du démonstrateur technologique Astrid;
- Dossier d'options de sûreté (DOS) et rapport préliminaire de sûreté (RPS) de l'installation;

Elle sera également utilisée pour développer et qualifier les composants, notamment les composants sensibles du démonstrateur technologique qui devront être testés à échelle représentative.

Le démonstrateur technologique est destiné en premier lieu à démontrer à une échelle représentative les avancées technologiques en qualifiant les options innovantes notamment dans les domaines de la sûreté et de l'opérabilité. Il doit également servir de banc d'essais à l'utilisation des techniques d'inspection et de réparation avancées. Sa taille doit être suffisante pour permettre l'extrapolation au réacteur industriel sans toutefois être excessive afin d'en limiter le coût et les risques. Le choix d'une puissance de 600 MWe résulte d'un compromis entre ces divers éléments.

Conformément aux objectifs de la loi du 30 juin 2006, le réacteur Astrid aura la capacité de tester la transmutation des actinides mineurs à différentes échelles pouvant aller jusqu'au recyclage de sa propre production. Bien que devant prendre en compte ce besoin dès la conception du réacteur, il ne semble pas judicieux de réaliser ces démonstrations dans les premières phases de fonctionnement du démonstrateur technologique. En effet, Astrid devra d'abord faire la preuve de ses performances technico-économiques avec un cycle classique uranium-plutonium puis démontrer progressivement sa capacité à transmuter les actinides mineurs à échelles croissantes afin d'apporter les démonstrations et éléments d'évaluation nécessaires.

Astrid disposera d'une capacité d'irradiation en neutrons rapides qui sera exploitée pour les besoins de développement de la filière RNR (comportement de matériaux sous irradiation, développement et qualification de nouveaux combustibles...). Il s'agit là d'un atout majeur dans une situation où les moyens d'irradiation en neutrons rapides disponibles dans le monde sont devenus très limités.

2.2.2. RNR À CALOPORTEUR GAZ

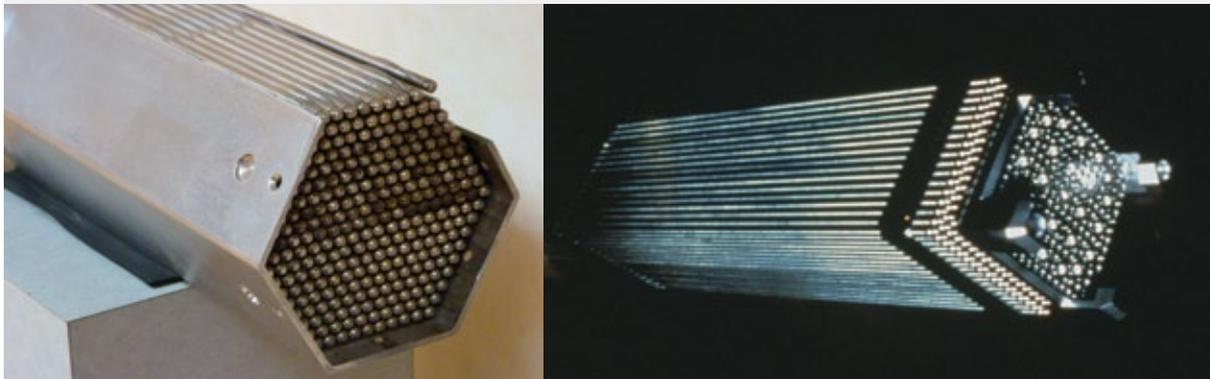
Conçus pour réunir les avantages des RNR et des réacteurs à haute température, les RNR-G cumulent également les contraintes des deux systèmes, en particulier une forte puissance volumique du cœur et une faible capacité calorifique du caloporteur hélium.

Ces contraintes sont à la base des deux verrous majeurs de cette technologie :

- La conception d'un combustible réfractaire, résistant aux hautes températures, capable de supporter un flux élevé de neutrons rapides et présentant une forte densité en noyaux lourds;
- La sûreté et l'évacuation de la puissance résiduelle en cas de dépressurisation accidentelle de l'hélium.

Les choix de conception ont été faits pour permettre de véri-

39 — *Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration.*

FIGURE 8 : VUE PARTIELLE D'UN ASSEMBLAGE RNR (À GAUCHE) ET D'UN ASSEMBLAGE REP (À DROITE)

tables innovations technologiques, notamment via le développement d'un combustible carbure gainé de carbure de silicium qui permettrait de résister à des températures très élevées et de garder son intégrité en cas de rupture de la première barrière. Une voie alternative avec un gainage métallique à base de vanadium est aussi à l'étude.

L'absence complète de retour d'expérience sur ce concept ne permet pas d'envisager la construction d'un prototype à terme rapproché. Des développements technologiques, des qualifications de composants et des démonstrations d'un comportement sûr, y compris pour les éléments combustibles des premières charges, seront nécessaires avant même de préparer la construction d'un premier réacteur expérimental de petite puissance.

Compte tenu de leurs potentialités, les RNR-G sont une option attractive sur le long terme en raison des développements importants restant à mener. L'étude conceptuelle d'un réacteur expérimental, dénommé *Allegro*, a été menée pour travailler sur un cas concret permettant de mieux appréhender les problèmes. Il ressort un besoin important de R&D pour progresser sur des composants essentiels, le combustible en premier lieu.

Des voies prometteuses ont été ouvertes; il importe donc de consolider le dossier pour permettre aux décideurs de se prononcer sur l'intérêt de poursuivre activement dans cette voie et, quand les conditions seront réunies, d'engager la réalisation d'un réacteur expérimental. Dans cette hypothèse, un consortium européen réunissant trois pays d'Europe centrale (République Tchèque, Hongrie, Slovaquie) s'est déclaré intéressé par un tel projet qui serait financé par des fonds européens (fonds structurels liés aux grandes infrastructures de recherche).

2.2.3. CYCLE DU COMBUSTIBLE

Les RNR, quel qu'en soit le type, impliquent la fermeture du cycle du combustible c'est-à-dire leur association avec des installations de traitement de leurs combustibles usés et de fabrication de combustibles recyclant les matières nucléaires valorisables et, le cas échéant, les actinides mineurs à des fins de transmutation.

2.2.3.1. LES COMBUSTIBLES OXYDES

Bien que similaires dans leur principe – des pastilles céramiques d'oxyde empilées dans des tubes métalliques étanches – les assemblages combustibles des RNR-Na présentent des différences notables avec ceux des réacteurs à eau légère. La structure de l'assemblage RNR constitue sa particularité principale (figure 8) mais aussi les matériaux utilisés (alliages de zirconium pour les combustibles REL, acier inoxydable pour les combustibles RNR). S'ajoutent à cela les caractéristiques de la matière combustible, en premier lieu sa teneur élevée en plutonium.

Entre 1962 et 1990, l'ATPu (Atelier de technologie du plutonium) de Cadarache a fabriqué plus de 100 tonnes de combustibles RNR, essentiellement pour les réacteurs Phénix et Superphénix, mettant ainsi en œuvre plus de 20 tonnes de plutonium. Le procédé de référence utilisé est dénommé *Coca* (acronyme de « cobroyage Cadarache »); il partait de poudres séparées d'oxyde d'uranium UO_2 et d'oxyde de plutonium PuO_2 . Il devra évoluer vers l'utilisation d'une poudre coprécipitée $(U,Pu)O_2$ issue du procédé *COEX*TM.

En France, le traitement des combustibles RNR a été expérimenté pendant près de 30 années d'abord dans l'atelier AT1 de La Hague puis dans l'APM (Atelier Pilote de Marcoule). Ainsi jusqu'à sa mise à l'arrêt en 1997, l'APM a traité une vingtaine de tonnes de combustibles en provenance du réacteur Phénix et du réacteur allemand KNK-II. Par ailleurs, 10 tonnes de combustibles Phénix ont été traitées dans l'usine UP2 de La Hague en dilution avec du combustible graphite-gaz pour produire une solution compatible avec les conditions de fonctionnement des installations industrielles qui n'avaient pas été prévues pour cela.

Il ressort de cette expérience que le procédé *PUREX*⁴⁰ est tout à fait applicable au traitement de combustibles RNR irradiés et qu'il n'y a pas lieu de craindre des problèmes insurmontables. Les spécificités de ces combustibles appellent bien sûr des adaptations et des conditions de mise en œuvre particu-

⁴⁰ – Procédé de traitement des combustibles usés actuellement mis en œuvre industriellement.

lières mais on a d'ores et déjà l'assurance qu'il n'existe aucun obstacle réhibitoire à leur traitement.

Pour l'essentiel, les adaptations majeures concernent les opérations de tête de procédé et la gestion des effluents et déchets. Le cœur de l'usine de traitement, c'est-à-dire le procédé de séparation des éléments d'intérêt, plutonium, uranium et éventuellement les actinides mineurs⁴¹, constitue un tronc commun aux différents types de combustibles. Des procédés proches de ceux mis en œuvre aujourd'hui à La Hague pourront être utilisés pour séparer le plutonium et l'uranium mais la forte teneur en plutonium imposera des adaptations pour tenir compte de risques accrus de criticité et d'un flux de plutonium nettement supérieur. De plus, la volonté internationale de réduire les risques de prolifération orientera vers des procédés où le plutonium n'est isolé, et donc éventuellement récupérable, à aucun endroit du processus en le maintenant essentiellement mélangé avec de l'uranium ce qui constitue l'un des avantages du procédé COEXTM⁴² développé en France.

2.2.3.2. LES COMBUSTIBLES ALTERNATIFS À L'OXYDE

Les combustibles denses, de type carbure, nitrure ou métal, présentent des avantages pour les performances du cœur et permettent notamment des gains de régénération plus élevés. Par ailleurs, leur excellente conductivité thermique donne par exemple la possibilité d'accepter des puissances linéiques plus élevées qu'avec l'oxyde et de réduire le volume du cœur. Leurs inconvénients tiennent à un très faible retour d'expérience industrielle par rapport à ce qui est disponible pour les combustibles oxydes, ainsi qu'à certains comportements ou contraintes propres à chacun des matériaux (gonflement, pyrophoricité...).

Changer la nature du combustible constituerait une modification majeure qui ne peut être vue qu'à un terme éloigné. Néanmoins, il est important d'examiner dès maintenant les conséquences que pourrait produire un tel changement sur les technologies de traitement des combustibles usés.

Le traitement des combustibles carbures et nitrures par le procédé PUREX est possible moyennant quelques adapta-

tions relativement mineures en première analyse. Par exemple, pour les combustibles carbures, il s'agirait principalement d'éviter la formation d'espèces carbonées organiques en solution, qui seraient gênantes dans les opérations d'extraction par solvant.

Il n'en est pas de même pour les combustibles métalliques, qui se heurtent en premier lieu à des difficultés de mise en solution en milieu nitrique. Les procédés pyrochimiques en milieu sels fondus semblent plus adaptés pour traiter ce type de combustibles et constituent la référence de la R&D internationale (USA, Inde...) menée sur le sujet. Ces procédés pyrochimiques sont réputés présenter des avantages (complexité, robustesse à la radiolyse) en dépit des problèmes (corrosion, gestion des déchets) non encore résolus. Ils sont par contre mal adaptés au traitement des combustibles oxydes et ne sont donc pas étudiés en France pour cette application.

2.2.3.3. LE CYCLE DU COMBUSTIBLE D'ASTRID

Le programme Astrid comporte en dehors du réacteur proprement dit, la réalisation d'un atelier de fabrication du combustible des cœurs (AFC) d'une capacité de 5 à 10 t_{ML}/an afin de produire le combustible nourricier du réacteur. Cette installation reprendra le rôle joué par l'ATPu de Cadarache, maintenant arrêté et en cours de démantèlement.

Une capacité nominale de 10 tonnes de métal lourd (t_{ML}/an) permettrait de fabriquer le cœur d'Astrid en trois ans. Ceci implique donc une contrainte de démarrage de l'AFC en anticipation de celui d'Astrid au minimum de cette durée.

Après passage dans le réacteur, plusieurs options restent ouvertes pour gérer le combustible usé. Une possibilité consisterait à traiter le combustible en dilution dans les chaînes industrielles comme cela a été le cas pour une partie du combustible de Phénix. Areva étudie plusieurs hypothèses de modification des installations existantes notamment au niveau de la tête d'usine (opérations mécaniques et dissolution du combustible) pour traiter ce type de combustible de manière optimisée. Néanmoins, cette première façon de faire ne permettrait pas d'autorecycler le plutonium d'Astrid.

Une autre voie possible serait de reproduire le schéma utilisé dans le passé, consistant à associer une unité pilote de traitement au démonstrateur technologique, comme le fut autrefois l'APM avec le réacteur Phénix. Outre d'assurer le traitement des combustibles usés d'Astrid, un tel atelier permettrait

41 – La séparation des actinides mineurs est une problématique à part entière qui ne dépend pas au premier ordre du type de combustible traité (eau-légère ou RNR). Cette question est traitée dans le tome 2 du présent dossier.

42 – Adaptation du procédé PUREX, permettant d'extraire conjointement l'uranium et le plutonium, actuellement en phase de développement.

FIGURE 9 : DÉMONSTRATION DE LA FERMETURE DU CYCLE RNR À L'ÉCHELLE D'ASTRID

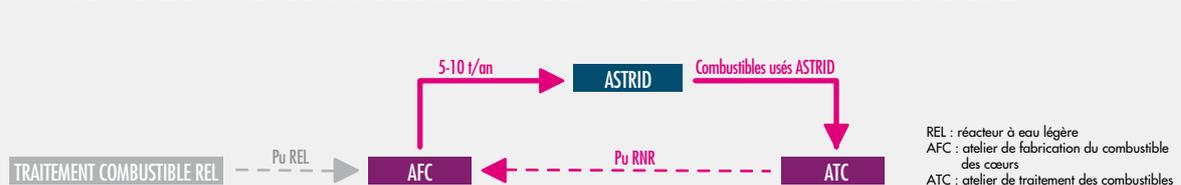
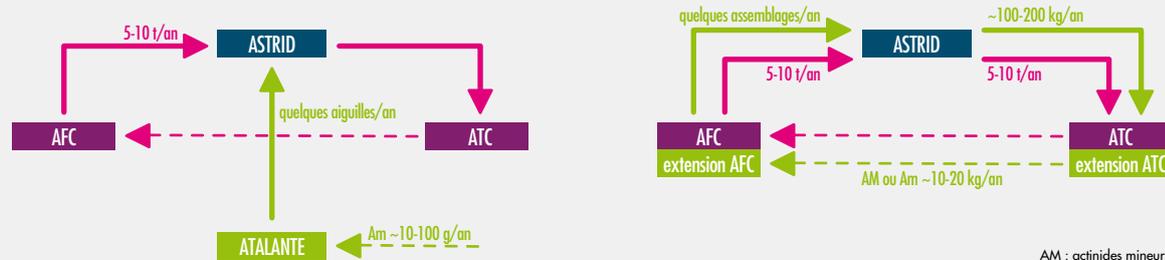


FIGURE 10 : EXPÉRIENCES DE TRANSMUTATION À L'ÉCHELLE DE QUELQUES AIGUILLES PAR AN (À GAUCHE), À L'ÉCHELLE DE QUELQUES ASSEMBLAGES PAR AN DONT AUTO-RECYCLAGE DES ACTINIDES MINEURS DANS ASTRID (À DROITE)



de reconstituer le maillon du pilote actif, intermédiaire entre le laboratoire et l'usine et de préparer véritablement l'aval du cycle des futurs RNR.

Un atelier de traitement des combustibles (ATC) d'une capacité de 5 à 10 t_{MU}/an, permettant d'effectuer un recyclage multiple du plutonium et de l'uranium, serait un élément indispensable pour démontrer la fermeture d'un cycle de RNR de la dimension d'Astrid.

Par ailleurs, le démonstrateur technologique Astrid doit également permettre de mener les démonstrations relatives à la transmutation des actinides mineurs. Différentes installations seront nécessaires selon l'échelle à laquelle seront réalisées les expériences :

- Pour les démonstrations à l'échelle d'une ou quelques aiguilles, la fabrication relève d'installations de type Atalante, qu'il s'agisse d'utiliser, en les adaptant, les infrastructures existantes ou de se doter d'équipements nouveaux.
- Pour les démonstrations à l'échelle de l'assemblage ou l'autorecyclage des actinides mineurs dans Astrid, si celles-ci s'avéraient nécessaires, il faudrait disposer d'un atelier spécialement conçu pour la fabrication de combustibles chargés en actinides mineurs qui pourrait alors être greffé sur l'AFC. Pour la production des matières nécessaires à l'échelle de quelques dizaines de kg/an, il faudra également se doter d'un atelier mettant en œuvre des procédés de séparation des actinides mineurs, raccordé à une unité de traitement de combustibles usés, l'ATC en l'espèce.

Compte tenu des temps d'irradiation et de refroidissement des combustibles, la mise en service de l'ATC pourrait intervenir environ 10 ans après le démarrage d'Astrid, dans une première étape ne recyclant que le plutonium et l'uranium. Une évolution vers un recyclage des actinides mineurs pourrait être envisagée ultérieurement pour permettre de réaliser, si besoin, des expériences de transmutation à échelle significative.

2.3. CONCLUSION SUR LA STRATÉGIE DE DÉVELOPPEMENT DES RNR DE 4^e GÉNÉRATION

Compte tenu de l'importance du nucléaire dans le mix énergétique français, il est essentiel de se prémunir contre d'éventuelles tensions sur le marché de l'uranium qui, selon certaines hypothèses, pourraient intervenir vers le milieu du siècle et, à tout le moins, avant la fin du 21^e siècle. Disposer d'une option permettant d'introduire des RNR vers 2040 permettrait de s'assurer qu'une solution efficace et durable est à notre portée, d'autant que ces réacteurs auront aussi des atouts forts en matière de gestion des déchets nucléaires. S'y préparer implique la mise en service d'un démonstrateur technologique entre 2020 et 2025, date permettant le démarrage d'un réacteur industriel tête de série vers 2040.

Parmi les différentes technologies envisageables de RNR sélectionnées par le GIF, seule celle mettant en œuvre un caloporteur sodium demeure compatible avec un déploiement en 2040. Celle-ci dispose en effet de la plus grande expérience d'exploitation préindustrielle et est de loin celle qui fait actuellement l'objet des développements les plus importants de par le monde, particulièrement dans les pays asiatiques. La technologie à caloporteur gaz, plus innovante mais aussi plus incertaine, suppose des temps de développement plus importants, conduisant à une perspective réaliste de déploiement industriel seulement au-delà de 2050 voire encore plus tard. L'accès à d'autres technologies encore plus prospectives, comme les RSF, semble totalement incompatible avec le calendrier de déploiement retenu.

Quelle que soit la filière qui puisse être envisagée, son cahier des charges imposera qu'elle offre, en matière de sûreté, d'opérabilité, de compétitivité économique et de résistance à la prolifération, des performances au moins aussi bonnes que celles des réacteurs de 3^e génération qui seront construits à la même époque. Par ailleurs, si l'isogénération des matières fissiles peut aujourd'hui être retenue comme une exigence de base, il est indispensable, pour préserver la possibilité de répondre à une croissance des besoins, que ces systèmes nu-

cléaires soient capables d'évoluer vers la surgénération dont les performances seront à définir en temps utile.

Compte tenu de ces exigences très fortes, on ne peut considérer comme acquis de savoir déployer dès 2040 un RNR-Na industriel innovant par rapport aux concepts déjà testés et répondant aux objectifs cités plus haut. En dépit de l'expérience déjà accumulée sur cette technologie, il demeure des points difficiles à résoudre avant de pouvoir disposer d'un produit industriel conforme aux objectifs. Leur résolution sous-tend des innovations technologiques allant bien au-delà d'une démarche incrémentale par rapport à Superphénix et au projet EFR.

Il s'est donc agi de reconstituer au plus vite les compétences indispensables sur cette technologie de RNR et d'engager la recherche et l'évaluation d'options innovantes permettant de surmonter les difficultés technologiques de la filière et la faire progresser en sûreté, opérabilité et compétitivité économique. Cette phase préliminaire a également été mise à profit pour débiter l'avant-projet sommaire du démonstrateur technologique Astrid et établir, en liaison avec l'ASN, les bases de son dossier d'options de sûreté.

2012 constitue donc un premier grand rendez-vous concluant cette première phase de travail ayant permis de sélectionner

les grandes options de conception du démonstrateur technologique et préalable au lancement d'une seconde phase de développement pour finaliser cette conception, phase sensiblement plus lourde que la première sur le plan financier. La décision d'engager la construction du démonstrateur technologique Astrid sera alors à prendre après la réalisation de l'avant-projet détaillé.

Un jalonnement précis et régulier restera indispensable pour ajuster la stratégie en fonction du résultat des recherches et de l'évolution du contexte national et international. La période à venir devra être mise à profit pour constituer le tour de table des investisseurs devant financer la construction du démonstrateur technologique et des installations du cycle associées.

La R&D en matière de RNR devra être cohérente avec celle nécessaire au renouvellement des usines du cycle. Ces dernières devront être suffisamment flexibles pour s'adapter aux incertitudes de calendrier, notamment dans la longue phase transitoire où coexisteront des filières de réacteurs à neutrons thermiques et à neutrons rapides. Elles devront aussi intégrer les orientations fixées par la loi du 28 juin 2006 quant à la possibilité de séparer et transmuter tout ou partie des actinides mineurs.

3.	QUELLES TRANSITIONS VERS LES RNR DE 4^e GÉNÉRATION ?	35
3.1.	Scénarios de déploiement des RNR en substitution au parc REP.....	35
3.1.1.	Déploiement des RNR de 4 ^e génération à partir de 2040	36
3.1.2.	Décalage de 2040 à 2080 de l'introduction des RNR de 4 ^e génération.....	37
3.2.	Scénarios de déploiement des RNR en complément du parc REP.....	38
3.2.1.	Déploiement de RNR assisté par un parc REP maintenu à puissance constante	38
3.2.2.	Déploiement de RNR en soutien au parc REP	39
3.3.	Conclusion des études de transitions vers les RNR de 4 ^e génération	40

3.

QUELLES TRANSITIONS VERS LES RNR DE 4^e GÉNÉRATION ?

Si les moteurs d'un recours aux RNR de 4^e génération peuvent être de différentes natures, le déploiement de ces systèmes sera nécessairement régi par la disponibilité de la matière fissile pour constituer leurs premiers cœurs.

La stratégie d'anticipation suivie de longue date par la France qui s'est dotée de la technologie du cycle fermé et des installations associées, a conduit à constituer un stock de plutonium contenu en premier lieu, sous une forme relativement concentrée, dans les combustibles MOX usés. Une quantité significative de plutonium est également contenue dans les combustibles uranium usés, qu'ils aient été fabriqués à partir d'uranium naturel (UOX) ou d'uranium de traitement recyclé (URE). L'enjeu est de pouvoir utiliser ce plutonium dès que possible afin de limiter sa dégradation dans le temps par transformation d'une partie en américium.

Les différents scénarios étudiés reposent sur des conditions initiales issues de l'inventaire national des matières et des déchets radioactifs publié par l'Andra en 2009. En supposant que les premiers RNR puissent être déployés en 2040, la prévision des quantités de matières disponibles à cette date prend l'hypothèse d'une certaine continuité des pratiques menées jusqu'à présent, en particulier la poursuite du monorecyclage du plutonium dans les réacteurs à eau.

La quantité de plutonium disponible à l'horizon 2040 se montera donc à environ 400 tonnes (cf. tableau 3), une quantité suffisante pour engager le déploiement de 16 RNR de

1450 MWe, soit une capacité de RNR correspondant à 23 GWe, plus du tiers de l'actuel parc électronucléaire. Il est ensuite possible de compléter ce premier déploiement en utilisant le plutonium continuant à être produit par le parc de réacteurs à eau.

Pour évaluer différentes transitions possibles vers les RNR de 4^e génération, deux grandes familles de scénarios ont été étudiées :

- Les scénarios dans lesquels les RNR sont déployés pour remplacer les REP arrivés en fin de vie ;
- Les scénarios dans lesquels les RNR sont déployés en complément d'un parc REP maintenu aussi longtemps que nécessaire. Dans ces scénarios, les REP arrivés en fin de vie peuvent être remplacés par des réacteurs de même type.

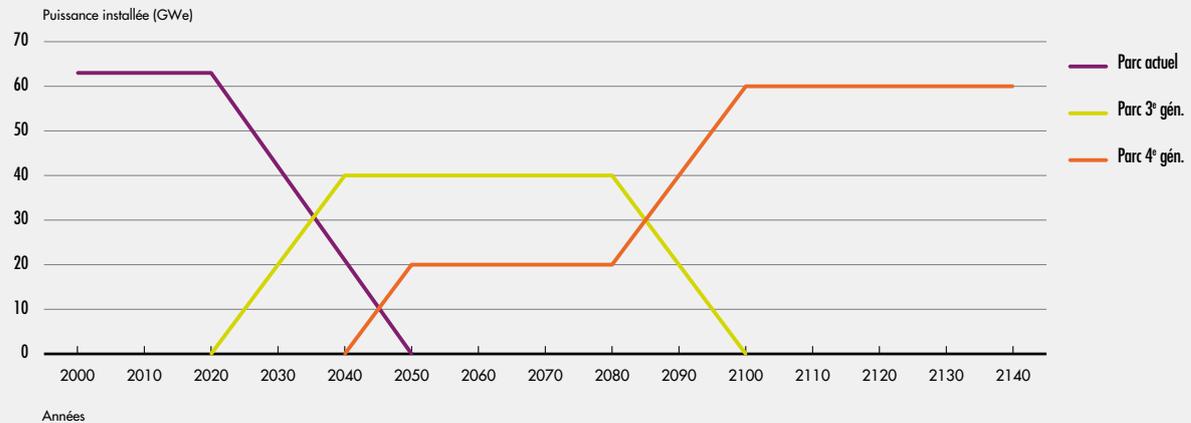
Il est important de souligner que ces scénarios ont été conçus pour évaluer des tendances et non pour tenter de décrire ce que sera la réalité industrielle.

3.1. SCÉNARIOS DE DÉPLOIEMENT DES RNR EN SUBSTITUTION AU PARC REP

Les scénarios étudiés dans cette famille ont en commun de considérer que le renouvellement du parc actuel de réacteurs se ferait à puissance installée constante (60 GWe) en produisant 430 TWhe/an.

TABLEAU 3 : QUANTITÉ DE PLUTONIUM (Pu) DISPONIBLE

	combustibles usés UOX + URE (tonnes)	combustibles usés MOX (tonnes)
Fin 2007 (inv. Andra)	11 800	1 000
2040	14 000	4 700
Masse de Pu contenue en 2040	150	250

FIGURE 11 : DÉPLOIEMENT DES RNR À PARTIR DE 2040 À PUISSANCE INSTALLÉE CONSTANTE - PUISSANCE INSTALLÉE PAR FILIÈRE DE RÉACTEURS

3.1.1. DÉPLOIEMENT DES RNR DE 4^e GÉNÉRATION À PARTIR DE 2040

Dans ce scénario, il est déployé 40 GWe de réacteurs à eau de 3^e génération (EPRTM) entre 2020 et 2040 puis 20 GWe de RNR entre 2040 et 2050 (cf. figure 11). La date de 2040 correspond à l'hypothèse habituellement retenue pour un possible début de déploiement de la filière RNR et est cohérente avec les grandes échéances de renouvellement du parc électronucléaire et des usines du cycle. L'introduction d'un second ensemble de 40 GWe de RNR se fait à partir de 2080 en remplacement des EPRTM arrivés à leur tour en fin de vie. A partir de 2100, le parc électronucléaire est entièrement constitué de RNR et devient donc autosuffisant en termes de ressources.

Comme cela a été présenté au début du présent chapitre, le déploiement de la première vague de RNR à partir de 2040 ne pose pas de problème de disponibilité du plutonium. Par contre, l'étude montre qu'il ne serait pas possible de déployer

la seconde vague de RNR au niveau prévu car il manquerait une centaine de tonnes de plutonium. Ce déficit de matière fissile conduirait à renoncer à la construction de 6 GWe de RNR (4 réacteurs). Cela ne met pas en cause le principe d'un scénario à puissance installée constante car, si besoin était, différentes mesures sont envisageables pour corriger ce déficit.

Les capacités nécessaires de traitement des combustibles usés sont représentées sur la figure 12. On peut distinguer les principales phases suivantes :

- à partir de 2040, l'intégralité du combustible REP-MOX est traitée en une quinzaine d'années en complément de combustibles REP-UOX pour produire le plutonium nécessaire au déploiement de la première vague de RNR. La capacité totale de 1100 t_{MU}/an (soit environ 2200 assemblages REP par an) serait compatible avec les installations actuelles de La Hague ;
- après 2110, seul le combustible RNR est traité. La capacité de traitement est de 450 t_{MU}/an (soit environ 2800 assemblages RNR/an) ;

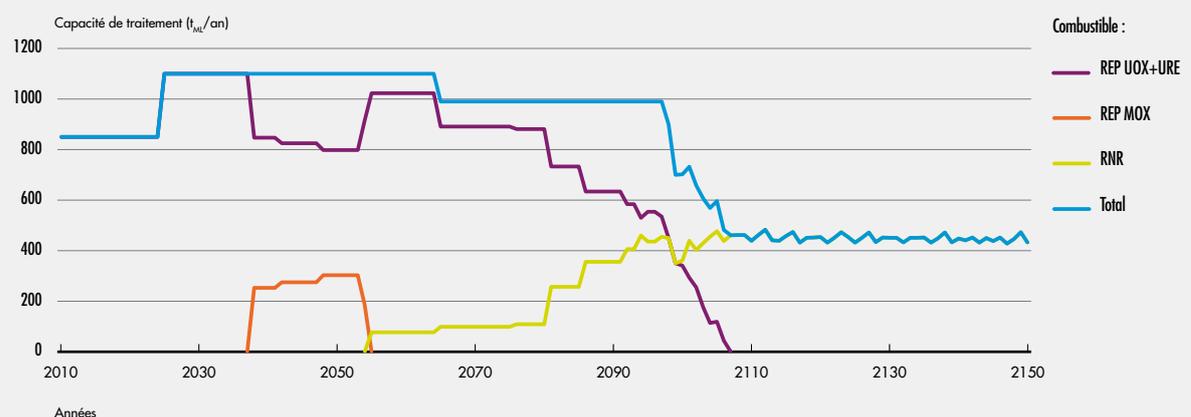
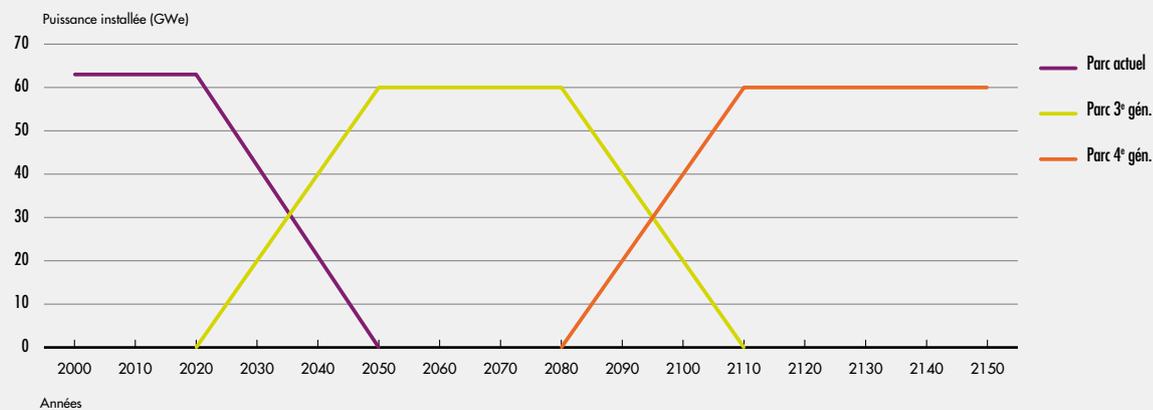
FIGURE 12 : CAPACITÉS DE TRAITEMENT POUR LE SCÉNARIO DE DÉPLOIEMENT DE RNR EN 2040 À PUISSANCE INSTALLÉE CONSTANTE

FIGURE 13 : DÉPLOIEMENT DES RNR À PARTIR DE 2080 À PUISSANCE INSTALLÉE CONSTANTE - PUISSANCE INSTALLÉE PAR FILIÈRE DE RÉACTEURS



- la période intermédiaire est caractérisée par le traitement conjoint de combustibles REP-UOX et RNR. La capacité de traitement s'établit à 1000-1100 t_{MI}/an pour tendre vers 450 t_{MI}/an à la fin du traitement des combustibles REP.

Il est à noter qu'un tel scénario conçu sur la base d'une puissance installée constante, resterait dans son principe valable pour un niveau de puissance installée moindre. Cela modifierait par exemple l'amplitude de l'une et/ou l'autre des deux vagues de déploiement de RNR mais l'hypothèse d'aboutir, à la fin du siècle, à un parc entièrement composé de RNR pourrait être maintenue.

3.1.2. DÉCALAGE DE 2040 À 2080 DE L'INTRODUCTION DES RNR DE 4^e GÉNÉRATION

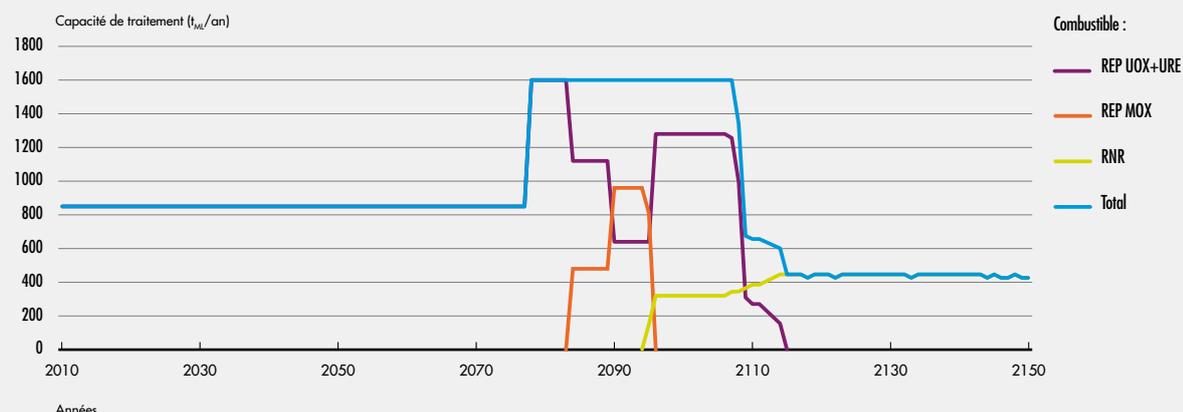
Selon les hypothèses retenues dans ces scénarios, le premier créneau d'opportunité pour le déploiement des RNR

en France se situe vers 2040, lorsque la technologie sera disponible pour un déploiement industriel; cette date se place dans le dernier tiers de la période de renouvellement du parc actuel par des réacteurs de 3^e génération de type EPR™ (cf. figure 11). Si l'on manque ce rendez-vous, un deuxième créneau d'opportunité correspondra au renouvellement du second parc et débutera en 2080, sur la base d'une durée de vie de 60 ans des EPR™ (cf. figure 13). Il s'agit d'un exercice d'école car bien des raisons peuvent mettre en question la pertinence de deux créneaux séparés de 40 ans (croissance du parc électronucléaire, durée de vie des réacteurs...).

Le démarrage de 60 GWe de RNR en trente ans impose de récupérer un millier de tonnes de plutonium durant cette même période. Cela nécessite de traiter de grandes quantités de combustibles, MOX en particulier, comme le montre la figure 14.

Reporter à 2080 le déploiement des RNR pose en particulier la question de l'impact, sur le cycle et les performances des

FIGURE 14 : CAPACITÉS DE TRAITEMENT POUR LE SCÉNARIO DE DÉPLOIEMENT DE RNR EN 2080 À PUISSANCE INSTALLÉE CONSTANTE



RNR, du vieillissement supplémentaire du plutonium contenu dans les combustibles MOX usés. Ceux-ci ne sont en effet traités qu'au moment où apparaît le besoin de récupérer leur plutonium pour alimenter le parc de RNR. Les principales conclusions tirées de l'étude de ce scénario sont les suivantes :

- Par rapport au précédent, ce scénario implique que les combustibles soient produits et entreposés plus longtemps. La première conséquence est que l'isotope très fissile ²⁴¹Pu disparaît peu à peu et l'on obtient *in fine* un plutonium de moins bonne qualité, qui nécessiterait une augmentation de sa teneur initiale dans le combustible pouvant atteindre 2% en valeur absolue. Hormis l'effet défavorable évident sur le besoin de plutonium, ces valeurs ne remettraient cependant pas en cause la sûreté des cœurs.
- Le prolongement pendant 40 années du monorecyclage de plutonium en REP conduit à une quantité de combustibles MOX usés accrue d'environ un facteur 2. Par ailleurs, ceux produits avant 2040 sont entreposés 40 années supplémentaires. Ces deux effets vont concourir à augmenter les quantités produites d'actinides mineurs, en particulier de ²⁴¹Am, d'une cinquantaine de tonnes (soit un accroissement de l'ordre de 15%). Cela conduirait à générer, en l'état des technologies de conditionnement, 15 000 conteneurs de verre supplémentaires venant s'ajouter aux 100 000 colis de verre produits à l'horizon 2150 pour le scénario d'introduction des RNR en 2040.

Dans le même esprit, le traitement des MOX usés après 2080 provoquerait un afflux d'actinides mineurs dans les déchets trois fois supérieur à celui qui résulterait d'un traitement en 2040. La production annuelle de colis de verre serait augmentée dans une proportion semblable

(jusqu'à 3 500 conteneurs/an contre 1 000 conteneurs/an dans le scénario 2040).

- Enfin, le report du déploiement des RNR en 2080 nécessiterait de mettre en service un supplément de REP de 3^e génération (20 GWe) qui engageront environ 140 000 tonnes d'uranium naturel supplémentaires pour les alimenter en combustible pendant toute leur durée de vie.

3.2. SCÉNARIOS DE DÉPLOIEMENT DES RNR EN COMPLÉMENT DU PARC REP

Contrairement aux scénarios de la première famille, le déploiement des RNR n'est plus corrélé à l'arrêt des réacteurs à eau et suit son rythme propre défini par exemple par la disponibilité du plutonium. Le parc RNR ne remplace pas le parc REP mais le complète et ce dernier est maintenu aussi longtemps que nécessaire.

3.2.1. DÉPLOIEMENT DE RNR ASSISTÉ PAR UN PARC REP MAINTENU À PUISSANCE CONSTANTE

Ce scénario considère que le parc actuel est remplacé par un parc de 60GWe de réacteurs à eau de 3^e génération. En complément, une filière RNR de 4^e génération est déployée à partir de 2040 en utilisant au mieux les disponibilités en matières fissiles.

Le rythme de déploiement de RNR le plus élevé s'obtient en arrêtant le monorecyclage du plutonium dans les REP-MOX et en affectant tout le plutonium produit par les REP-UOX à la mise en service de nouvelles tranches de RNR. Le premier palier de déploiement de 60GWe de RNR sur une quaran-

FIGURE 15 : DÉPLOIEMENT DES RNR ASSISTÉ PAR DES REP UOX

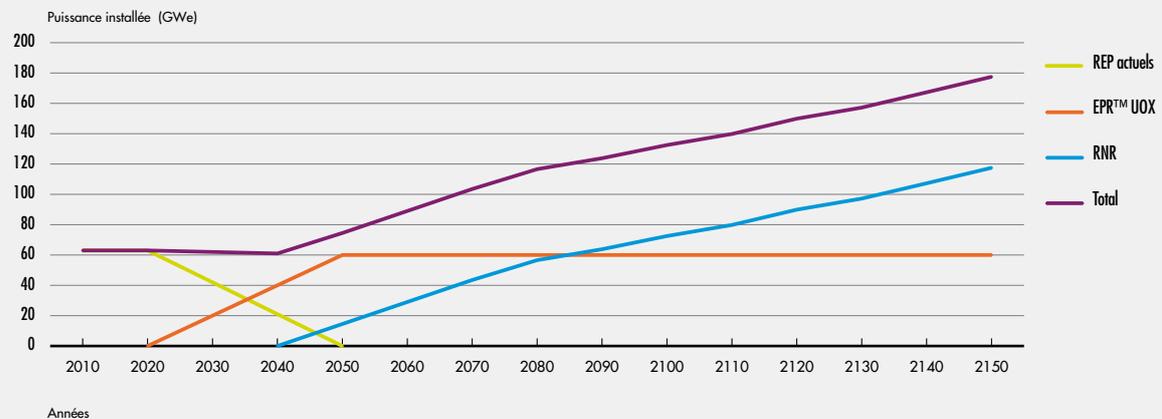
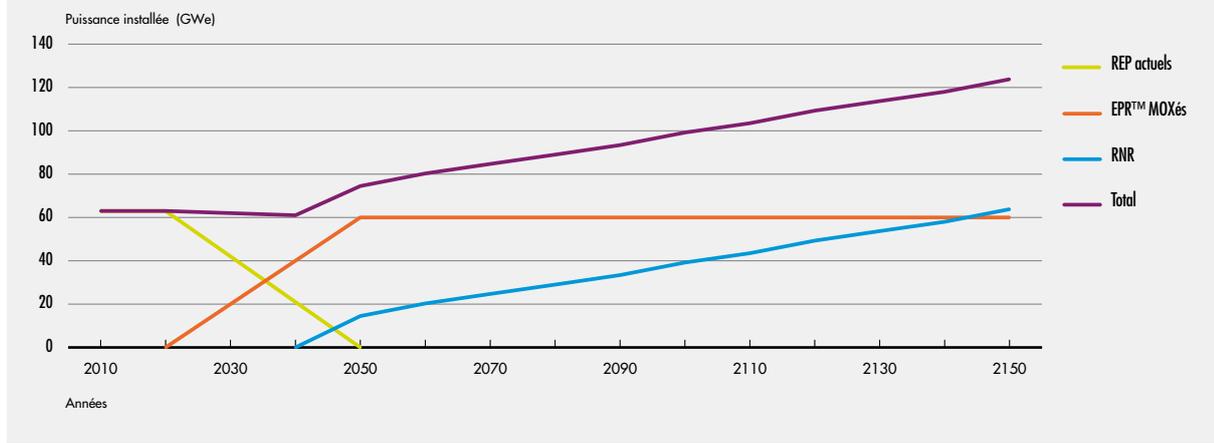


FIGURE 16 : DÉPLOIEMENT DES RNR ASSISTÉ PAR UN PARC DE REP MOXÉS

taine d'années correspond à l'utilisation du plutonium contenu dans tous les combustibles REP accumulés (et suffisamment refroidis pour être traités) à cette date. Ensuite, le déploiement pourrait se poursuivre au rythme moyen de 0,9 GWe/an en utilisant le plutonium continuant à être produit par le parc REP. Dans ces conditions, la puissance RNR installée pourrait atteindre 120 GWe en 2150, en complément du parc REP de 60 GWe (figure 15).

Une variante de ce scénario consiste à poursuivre le monorecyclage du plutonium dans les REP. Le déploiement des RNR est alors régi par la disponibilité du plutonium contenu dans les MOX usés et se fait à un rythme plus faible que ci-dessus, à une valeur moyenne de 0,5 GWe/an (soit un réacteur de 1,45 GWe tous les 3 ans). La puissance RNR installée pourrait atteindre 60 GWe en 2150, toujours en complément du parc REP de 60 GWe (figure 16).

Le taux de monorecyclage du plutonium dans les REP pourrait donc constituer une variable d'ajustement permettant d'adapter la vitesse de déploiement des RNR aux conditions du moment.

3.2.2. DÉPLOIEMENT DE RNR EN SOUTIEN AU PARC REP

A l'opposé du scénario précédent qui se place dans un objectif de pénétration rapide et massive de RNR, par exemple en cas d'une pénurie annoncée d'uranium, on peut aussi imaginer des scénarios où le déploiement des premiers RNR répondrait à une logique différente. En effet, si le contexte de l'approvisionnement en uranium naturel ne l'impose pas de façon forte, on peut s'attendre à une certaine réticence des électriciens à modifier de façon profonde la structure de leur parc électronucléaire en basculant vers une technologie plus

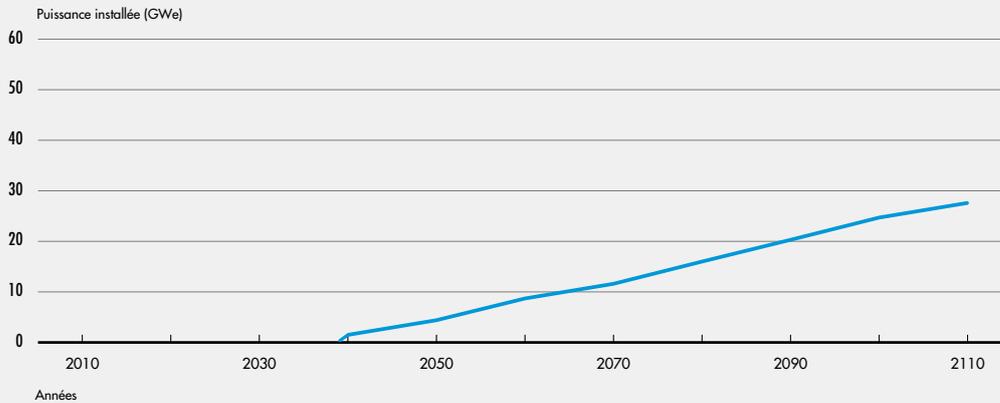
complexe et, au moins au départ, plus porteuse de risques que les réacteurs à eau. Le recours aux premiers RNR pourrait alors relever d'une logique de préparation de l'avenir visant à garantir un déploiement optimal quand ces nouvelles technologies deviendront nécessaires et ce, quel qu'en soit le moment.

Bien que la France ait préparé de longue date le possible déploiement de RNR, en se munissant de la technologie du cycle fermé et des installations associées, une trop longue attente ferait courir le risque de mettre en cause cet avantage stratégique en repoussant à de trop lointaines échéances l'utilisation du plutonium contenu dans les combustibles MOX usés, et par là-même la pérennité des installations du cycle (usine de La Hague en particulier). L'un des éléments de cette optimisation serait de maintenir l'avantage que procure la situation actuelle, en introduisant, dès que techniquement et industriellement possible, un nombre minimum de RNR qui permettraient, en tirant parti du plutonium contenu dans les combustibles MOX usés, de maintenir la bonne isotopie globale de cette matière et éviter d'entreposer une masse toujours croissante de plutonium en attente d'utilisation.

Dans cette approche, les premiers RNR déployés auraient pour mission, en assurant sa complétude, d'apporter un service complémentaire au parc électronucléaire tout en préparant au mieux l'avenir par le maintien des compétences et des capacités industrielles.

Différents critères peuvent être considérés pour bâtir un scénario répondant à cette approche : stabilisation à une date donnée de la masse de combustibles MOX usés, stabilisation de la masse de plutonium en attente...

Ainsi, l'introduction à partir de 2040 de RNR au rythme moyen de 0,35 GWe/an (1 unité de 1,45 GWe tous les 4 ans

FIGURE 17 : DÉPLOIEMENT DE RNR PERMETTANT DE STABILISER LA QUANTITÉ DE PLUTONIUM EN ATTENTE D'UTILISATION

environ) permettrait de stabiliser la masse de plutonium en attente dans les combustibles usés REP à environ 400 tonnes. On voit sur la figure 17 que la capacité RNR installée serait de 9 GWe en 2060 et 25 GWe en 2100 représentant respectivement 13 % et 30 % du parc électronucléaire

Un tel scénario permet d'éviter de laisser croître la quantité de combustibles usés à entreposer : en supposant la poursuite du monorecyclage du plutonium dans les REP et l'absence de RNR, les quantités de combustibles MOX usés atteindraient 12 000 tonnes à la fin du siècle. Le déploiement de RNR permet de stabiliser la masse de combustibles MOX usés à environ 4 000 tonnes. Ce scénario présente également l'avantage de réaliser un turn-over des combustibles usés entreposés, évitant plusieurs des inconvénients mentionnés dans le scénario évoqué dans le paragraphe 3.1.2., en particulier la dégradation de la qualité isotopique du plutonium et la production accrue d'américium.

A l'instar de ce qui a été dit plus haut, ce scénario, conçu dans l'hypothèse d'un parc REP maintenu à puissance constante, resterait dans son principe valable pour un niveau de puissance installée moindre. Une telle hypothèse se traduirait simplement par une réduction en proportion du rythme de déploiement de ces premiers RNR.

3.3. CONCLUSION DES ÉTUDES DE TRANSITIONS VERS LES RNR DE 4^e GÉNÉRATION

Ces quelques exemples de transitions possibles vers les RNR de 4^e génération illustrent, hors de toute considération économique, la diversité des approches possibles. Grâce à la stratégie de cycle suivie jusqu'à présent en France, la disponibilité du plutonium permet d'envisager le déploiement d'un parc RNR à l'horizon de la fin de ce siècle se substituant au parc REP actuel (par exemple en cas de raréfaction de la res-

source en uranium naturel) ou venant le compléter (dans l'hypothèse d'une augmentation de la demande électronucléaire).

Ces scénarios de type « cas d'école » ont le mérite d'apporter un éclairage sur les limites de ce qu'il est possible de faire. La réalité sera sans aucun doute tout autre, mais face à un avenir assurément incertain, la disponibilité de RNR permettrait de disposer d'un facteur de flexibilité supplémentaire pour gérer le parc actuel et préparer au mieux la transition vers cette technologie le jour où les conditions pour le faire seront réunies.

La France bénéficie actuellement d'un ensemble d'éléments favorables à une telle émergence : en premier lieu une industrie du traitement et du recyclage mature et opérationnelle, mais aussi des compétences sur la filière rapide tant au niveau de la recherche que de l'industrie. C'est un avantage unique qu'il convient de ne pas laisser disparaître.

Le CEA considère qu'il convient de privilégier des scénarios progressifs en déployant un nombre limité de RNR en synergie avec les réacteurs à eau du parc. Un déploiement plus massif étant à envisager dans une seconde étape, par exemple lorsqu'apparaîtront les premiers symptômes d'une pénurie d'uranium. Les études ont par ailleurs montré l'intérêt de ne pas différer trop au-delà de 2040 le déploiement des premiers RNR. Attendre ferait courir le risque de perdre tous les bénéfices de la stratégie d'anticipation suivie jusqu'alors qu'il s'agisse du maintien des compétences ou de la préservation des stocks de matières valorisables.

4.	CONCLUSIONS	43
	Références	44

4.

CONCLUSIONS

La date de 2012 retenue pour le dossier que le CEA remet au Gouvernement est importante car elle correspond à deux rendez-vous : le premier est celui de la loi du 28 juin 2006 relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs qui demande de disposer d'une évaluation des perspectives industrielles des filières de transmutation ; le second est l'aboutissement d'une première phase de R&D sur les systèmes nucléaires de 4^e génération qui doit permettre de présenter un premier bilan et d'orienter la poursuite des travaux sur ce sujet au-delà de 2012.

Le présent tome constitue une introduction visant à préciser les raisons et la stratégie de développement des réacteurs à neutrons rapides (RNR) de 4^e génération. Le bilan des travaux réalisés sur ces systèmes est détaillé dans les tomes 3 et 4. L'évaluation des perspectives industrielles des filières de transmutation est traitée dans le tome 2.

La quasi-totalité des réacteurs nucléaires actuellement en exploitation dans le monde n'utilise qu'environ 0,6% du potentiel énergétique contenu dans l'uranium naturel utilisé pour fabriquer leur combustible.

Le recyclage répété des matières nucléaires valorisables présentes dans les combustibles usés des réacteurs constitue la clé de voute d'une utilisation plus efficace de ces ressources naturelles. Pour des raisons de physique nucléaire, seuls les RNR ont la capacité de recycler sans limitation les matières valorisables et en conséquence, d'utiliser l'uranium naturel de manière beaucoup plus efficace (jusqu'à 150 fois plus que les réacteurs actuels à neutrons thermiques). L'ordre de grandeur des réserves énergétiques mondiales s'en trouverait alors profondément modifié. Par ailleurs, ces systèmes permettent d'envisager une réduction des quantités de radionucléides de haute activité et à vie longue présents dans les déchets ultimes et la nocivité intrinsèque de ces derniers, conformément aux principes énoncés dans la loi du 28 juin 2006.

L'intérêt de tels systèmes est largement partagé au plan international ; le Forum international génération IV (ou GIF) a permis depuis près de 10 ans d'analyser les différentes technologies envisageables et de dégager les critères importants ; 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 pour le développement de ces systèmes.

Aussi, le cahier des charges des RNR de 4^e génération imposera qu'ils offrent en matière de sûreté mais aussi d'opérabilité, de compétitivité économique et de résistance à la prolifération, des performances au moins aussi bonnes que les réacteurs de 3^e génération qui seront construits à la même époque.

Parmi les différents systèmes à l'étude, ce sont les réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium (RNR-Na) qui constituent à ce jour la meilleure référence. Ils allient des avantages intrinsèques essentiels, le degré de maturité le plus élevé basé sur un retour d'expérience significatif et de larges perspectives de progrès. Cette technologie offre de nombreux atouts car le sodium est un excellent caloporteur offrant une grande inertie thermique dans des situations de perte de source froide (de type Fukushima). Néanmoins, elle présente aussi des inconvénients bien connus tels que la forte réactivité chimique du sodium avec l'eau ou des risques d'excursion de réactivité en cas de vidange du caloporteur.

L'atteinte des objectifs fixés aux RNR de 4^e génération sous-tend des innovations technologiques allant bien au-delà d'une démarche incrémentale par rapport aux réalisations (Phénix, Superphénix) ou aux projets (EFR) du passé. De tels développements constituent une affaire de longue haleine, typiquement plusieurs décennies, et il est important d'anticiper d'autant les orientations qui pourraient être prises dans l'avenir.

L'échéance de 2040, régulièrement évoquée en France, mais qui pourrait intervenir plus tôt dans certaines régions du monde, pour le déploiement des RNR de 4^e génération, ne peut être considérée aujourd'hui comme une certitude et les 10 à 15 ans qui viennent devraient permettre de mieux la préciser. Mais compte tenu de l'importance du nucléaire dans le mix énergétique français, il est essentiel de se prémunir contre d'éventuelles tensions sur le marché de l'uranium qui, selon certaines hypothèses, pourraient intervenir avant le milieu du siècle ou, à tout le moins, avant la fin du 21^e siècle. Disposer d'une option permettant d'introduire des RNR de 4^e génération vers 2040 permettrait de s'assurer qu'une solution efficace et durable est à notre portée. S'y préparer implique la mise en service d'un démonstrateur technologique entre 2020 et 2025, date permettant le démarrage d'un réacteur industriel tête de série vers 2040.

Le démonstrateur technologique Astrid est destiné en premier lieu à démontrer à une échelle représentative les avancées technologiques en qualifiant les options innovantes notamment dans les domaines de la sûreté et de l'opérabilité. Il doit également servir de banc d'essais à l'utilisation des techniques d'inspection et de réparation avancées. Sa taille doit être suffisante pour permettre l'extrapolation au réacteur industriel sans toutefois être excessive afin d'en limiter le coût et les risques. Le choix d'une puissance de 600 MWe résulte d'un compromis entre ces divers éléments. Astrid sera aussi conçu pour pouvoir réaliser des expériences de transmutation selon les différentes options et échelles envisagées.

Outre le réacteur proprement dit, le projet Astrid devra comporter des installations pour la gestion des matières qu'il s'agisse de fabriquer les combustibles, recycler l'uranium ou le plutonium et préparer les éléments nécessaires aux essais de transmutation.

Même si les RNR-Na constituent la technologie aujourd'hui privilégiée pour les systèmes de 4^e génération, d'autres concepts sont envisageables. La France s'intéresse en particulier aux systèmes refroidis au gaz (hélium) qui présentent des avantages potentiels (neutralité chimique, transparence...) mais qui s'accompagnent de défis technologiques importants (conception d'un combustible capable de résister aux très hautes températures, sûreté et évacuation de la chaleur en cas de perte accidentelle de l'hélium). Les études sur cette technologie s'effectuent essentiellement dans un cadre européen. Le projet Allegro d'un réacteur expérimental de 75 MWth fédère aujourd'hui la communauté intéressée avec l'objectif à long terme d'une réalisation en Europe.

La filière des RNR refroidis au plomb (ou par l'alliage plomb-bismuth) a fait l'objet de réalisations en Russie pour la propulsion de sous-marins. L'intérêt du plomb comparé au sodium vient de sa faible réactivité chimique avec l'oxygène ou l'eau. Son inconvénient principal est la corrosion des structures qui, pour être évitée, oblige à contrôler dans un domaine très étroit de très faibles concentrations d'oxygène dans le plomb. Ceci constitue un véritable verrou technologique qui a conduit le CEA à lui préférer le sodium comme filière de référence.

Dans une perspective à beaucoup plus long terme, la filière des RNR à sels fondus présente des atouts de principe. Elle est étudiée en France par le CNRS qui développe le projet MSFR (Molten

Salt Fast Reactor) utilisant le thorium à la place de l'uranium sous la forme d'un sel tenant à la fois le rôle du combustible et du caloporteur. En sus des difficultés technologiques liées à l'emploi de sels fondus (tenue des matériaux en particulier), ce concept impose une approche totalement nouvelle de la sûreté pour garantir le confinement d'un combustible liquide circulant en permanence hors de la cuve renfermant le cœur. La maturité industrielle d'un tel système n'apparaît plausible qu'au cours de la seconde moitié de ce siècle.

Quelle qu'en soit la filière, les RNR nécessitent pour démarrer une « mise de fonds » importante en noyaux fissiles, généralement sous forme de plutonium ou à défaut d'uranium enrichi. La disponibilité du plutonium (présent dans les combustibles usés des réacteurs à eau) ainsi que la maîtrise du cycle du combustible (traitement et recyclage du plutonium) seront, partout dans le monde, sur le chemin critique du déploiement des RNR. La stratégie industrielle suivie jusqu'à présent en France la place dans une position propice (et sans équivalence au niveau mondial) pour s'engager le moment venu dans la voie des RNR.

Diverses options de déploiement de RNR de 4^e génération dans le parc électronucléaire français ont été étudiées. Le CEA considère qu'il convient de privilégier des scénarios progressifs en déployant un nombre limité de RNR en synergie avec les réacteurs à eau du parc. Un déploiement plus massif étant à envisager dans une seconde étape lorsque les conditions économiques de leur compétitivité seront atteintes. Les études ont par ailleurs montré l'intérêt de ne pas différer trop au-delà de 2040 le déploiement des premiers RNR. Attendre ferait courir le risque de perdre tous les bénéfices de la stratégie d'anticipation suivie jusqu'alors, qu'il s'agisse du maintien des compétences ou de la préservation des stocks de matières valorisables.

RÉFÉRENCES

DOCUMENTS THÉMATIQUES DE SYNTHÈSE (DTS)

■ **[DTS-01] Ressources en uranium et perspectives de marché pour les RNR**

G. Mathonnière, S. Gabriel
Rapport I-tésé 2012/11

■ **[DTS-02] La physique du multi-recyclage du plutonium**

J-P. Grouiller
Note technique DEN/CAD/DER/SPRC/12/01

■ **[DTS-03] Synthèse technique et économique des scénarios mettant en œuvre des REL-HFC**

C. Chabert et col.
Note technique DEN/CAD/DER/DIR 2011-14

Direction de l'énergie nucléaire
Centre de Saclay
91191 Gif-sur-Yvette cedex
www.cea.fr