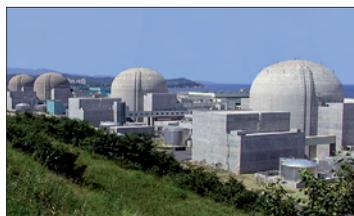


Vers un cycle du combustible nucléaire durable

Évolution et tendances



Vers un cycle du combustible nucléaire durable : Évolution et tendances

© OCDE 2012
AEN n° 6981

AGENCE POUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE
ORGANISATION DE COOPÉRATION ET DE DÉVELOPPEMENT ÉCONOMIQUES

ORGANISATION DE COOPÉRATION ET DE DÉVELOPPEMENT ÉCONOMIQUES

L'OCDE est un forum unique en son genre où les gouvernements de 34 démocraties œuvrent ensemble pour relever les défis économiques, sociaux et environnementaux que pose la mondialisation. L'OCDE est aussi à l'avant-garde des efforts entrepris pour comprendre les évolutions du monde actuel et les préoccupations qu'elles font naître. Elle aide les gouvernements à faire face à des situations nouvelles en examinant des thèmes tels que le gouvernement d'entreprise, l'économie de l'information et les défis posés par le vieillissement de la population. L'Organisation offre aux gouvernements un cadre leur permettant de comparer leurs expériences en matière de politiques, de chercher des réponses à des problèmes communs, d'identifier les bonnes pratiques et de travailler à la coordination des politiques nationales et internationales.

Les pays membres de l'OCDE sont : l'Allemagne, l'Australie, l'Autriche, la Belgique, le Canada, le Chili, le Danemark, l'Espagne, l'Estonie, les États-Unis, la Finlande, la France, la Grèce, la Hongrie, l'Irlande, l'Islande, l'Israël, l'Italie, le Japon, le Luxembourg, le Mexique, la Norvège, la Nouvelle-Zélande, les Pays-Bas, la Pologne, le Portugal, la République de Corée, la République slovaque, la République tchèque, le Royaume-Uni, la Slovénie, la Suède, la Suisse et la Turquie. La Commission européenne participe aux travaux de l'OCDE.

Les Éditions OCDE assurent une large diffusion aux travaux de l'Organisation. Ces derniers comprennent les résultats de l'activité de collecte de statistiques, les travaux de recherche menés sur des questions économiques, sociales et environnementales, ainsi que les conventions, les principes directeurs et les modèles développés par les pays membres.

Cet ouvrage est publié sous la responsabilité du Secrétaire général de l'OCDE.

L'AGENCE POUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE

L'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire (AEN) a été créée le 1^{er} février 1958. Elle réunit actuellement 30 pays membres de l'OCDE : l'Allemagne, l'Australie, l'Autriche, la Belgique, le Canada, le Danemark, l'Espagne, les États-Unis, la Finlande, la France, la Grèce, la Hongrie, l'Irlande, l'Islande, l'Italie, le Japon, le Luxembourg, le Mexique, la Norvège, les Pays-Bas, la Pologne, le Portugal, la République de Corée, la République slovaque, la République tchèque, le Royaume-Uni, la Slovénie, la Suède, la Suisse et la Turquie. La Commission européenne participe également à ses travaux.

La mission de l'AEN est :

- d'aider ses pays membres à maintenir et à approfondir, par l'intermédiaire de la coopération internationale, les bases scientifiques, technologiques et juridiques indispensables à une utilisation sûre, respectueuse de l'environnement et économique de l'énergie nucléaire à des fins pacifiques ; et
- de fournir des évaluations faisant autorité et de dégager des convergences de vues sur des questions importantes qui serviront aux gouvernements à définir leur politique nucléaire, et contribueront aux analyses plus générales des politiques réalisées par l'OCDE concernant des aspects tels que l'énergie et le développement durable.

Les domaines de compétence de l'AEN comprennent la sûreté nucléaire et le régime des autorisations, la gestion des déchets radioactifs, la radioprotection, les sciences nucléaires, les aspects économiques et technologiques du cycle du combustible, le droit et la responsabilité nucléaires et l'information du public. La Banque de données de l'AEN procure aux pays participants des services scientifiques concernant les données nucléaires et les programmes de calcul.

Pour ces activités, ainsi que pour d'autres travaux connexes, l'AEN collabore étroitement avec l'Agence internationale de l'énergie atomique à Vienne, avec laquelle un Accord de coopération est en vigueur, ainsi qu'avec d'autres organisations internationales opérant dans le domaine de l'énergie nucléaire.

Publié en anglais sous le titre :

Trends towards Sustainability in the Nuclear Fuel Cycle

Ce document et toute carte qu'il peut comprendre sont sans préjudice du statut de tout territoire, de la souveraineté s'exerçant sur ce dernier, du tracé des frontières et limites internationales, et du nom de tout territoire, ville ou région.

Les corrigenda des publications de l'OCDE sont disponibles sur : www.oecd.org/editions/corrigenda.

© OCDE 2012

Vous êtes autorisés à copier, télécharger ou imprimer du contenu OCDE pour votre utilisation personnelle. Vous pouvez inclure des extraits des publications, des bases de données et produits multimédia de l'OCDE dans vos documents, présentations, blogs, sites Internet et matériel d'enseignement, sous réserve de faire mention de la source OCDE et du copyright. Les demandes pour usage public ou commercial ou de traduction devront être adressées à rights@oecd.org. Les demandes d'autorisation de photocopier une partie de ce contenu à des fins publiques ou commerciales peuvent être obtenues auprès du Copyright Clearance Center (CCC) info@copyright.com ou du Centre français d'exploitation du droit de copie (CFC) contact@cfcopies.com.

Photos de couverture : Pastilles d'UO₂, usine FBFC, Romans, France (AREVA, Yann Geoffray) ; centrale nucléaire d'Ulchin, République de Corée ; piscine d'entreposage des combustibles usés, Cherbourg, France (Areva, Jean-Marie Taillat).

Avant-propos

En 2002, l'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire (AEN) a publié un rapport sur *Le cycle du combustible nucléaire* qui dressait un panorama des changements observés et prévus dans le cycle du combustible, et préparait les bases d'une évaluation plus quantitative des progrès accomplis. Depuis la publication de ce rapport, des développements nouveaux sont intervenus dans le domaine de l'énergie nucléaire et du cycle du combustible. Les systèmes nucléaires de quatrième génération et les études et recherches sur les concepts de cycles du combustible avancés, comme la séparation et la transmutation, ont ouvert de nouveaux horizons. Les méthodes d'utilisation de l'uranium, de retraitement de recyclage et de stockage des déchets ont continué d'évoluer. Parallèlement, des initiatives internationales se sont efforcées de coordonner et d'intégrer les travaux relatifs au cycle du combustible afin d'éviter que ces évolutions n'aggravent le risque de prolifération.

Ce rapport analyse l'évolution du cycle du combustible nucléaire au cours des dix dernières années, et les tendances à venir, dans les dix ans qui viennent et à plus long terme, en se concentrant plus particulièrement sur l'aspect développement durable. Puisqu'il n'existe pas de consensus sur la signification ou l'évaluation du concept de développement durable dans le domaine du cycle du combustible nucléaire, des critères permettant de définir cette notion ont été adoptés pour les besoins de l'évaluation comparative.

Dans le cadre de cette analyse, on passe en revue les progrès en matière de développement durable apportés par les changements technologiques, lesquels découlent en grande partie de la volonté du secteur industriel d'améliorer ses performances économiques tout en progressant vers des objectifs environnementaux et le respect des garanties. Au niveau international le rapport étudie les initiatives globales dans le domaine du cycle du combustible qui sont aujourd'hui le principal moteur de changement et d'évolution dans la mise en œuvre de ce cycle.

Cependant, il y a une limite à ce que l'industrie peut faire dans ce domaine. C'est pourquoi il importe d'examiner les stratégies et politiques nationales d'un certain nombre de pays représentatifs afin d'évaluer dans quelle mesure elles favorisent l'évolution vers une utilisation plus durable de l'énergie nucléaire.

Le rapport identifie un certain nombre d'améliorations progressives dans la mise en œuvre du cycle du combustible, et évalue la possibilité d'assister à des changements plus révolutionnaires, comme la mise en place de cycles du combustible partiellement fermés (plutonium seul) ou totalement fermés (plutonium et actinides mineurs) ou de modes de gestion des déchets plus avancés.

Le présent rapport a été réalisé dans le cadre du programme de travail du Comité de l'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire (AEN) chargé des études techniques et économiques sur le développement de l'énergie nucléaire et le cycle du combustible (NDC) qui l'a approuvé.

Remerciements

Le présent rapport a été réalisé par un groupe d'experts dont les noms figurent à l'annexe 1, sous la présidence de M. Robert Speranzini, du Canada, et de M. Hideaki Mineo, du Japon, avec la contribution et l'assistance de Maria Elena Urso et de Ron Cameron du Secrétariat de l'AEN.

Que soient remerciés tout particulièrement Kevin Hesketh et Robert Speranzini, les principaux auteurs des chapitres 3 et 4, ainsi que Stan Gordelier dont les services ont été sollicités pour la rédaction du chapitre 2 et la révision des chapitres 1 à 3. La participation active des membres du groupe d'experts a été pleinement appréciée.

Table des matières

Synthèse	9
1. Introduction	19
1.1. Introduction	19
1.2. Synthèse du rapport antérieur	20
1.3. Initiatives internationales centrées sur la durabilité	22
1.4. Dimensions de la durabilité des cycles du combustible nucléaire	24
2. Vue d'ensemble du cycle du combustible nucléaire	29
2.1. Introduction	29
2.2. Demande mondiale d'énergie et d'électricité	29
2.3. Avantages de l'énergie nucléaire	33
2.4. Obstacles à surmonter pour développer le nucléaire	40
2.5. Le cycle du combustible nucléaire : présentation	43
2.6. Cycle du combustible nucléaire : amont	47
2.7. Cycle du combustible nucléaire : irradiation en réacteur	62
2.8. Cycle du combustible nucléaire : aval	69
2.9. Le cycle du combustible nucléaire : évolutions futures	74
3. Progrès techniques	85
3.1. Introduction	85
3.2. Tendances observées dans le cycle du combustible actuel	86
3.3. Avenir plus lointain : options et R-D	115
4. Progrès vers la durabilité : analyse des technologies, des politiques et des tendances internationales	147
4.1. Durabilité des évolutions des cycles du combustible nucléaire	147
4.2. Tendances nationales et initiatives mondiales pour améliorer le cycle du combustible nucléaire	160
4.3. Commentaires relatifs aux politiques	175
5. Conclusions et recommandations	185
5.1. Évolutions	186
5.2. Cycles du combustible avancés	191
Annexe 1 : Liste d'experts	195
Annexe 2 : Acronymes	196

Liste des figures

2.1.	Évolution de la demande mondiale d'énergie primaire par source d'énergie	30
2.2.	Production mondiale d'électricité par source d'énergie.....	32
2.3.	Lien entre l'IDH des Nations Unies et la consommation d'électricité dans 60 pays en 1997	32
2.4.	Émissions de gaz à effet de serre par habitant et par pays	34
2.5.	Sources des émissions mondiales de CO ₂ anthropiques.....	35
2.6.	Émissions de gaz à effet de serre de certaines filières énergétiques	36
2.7.	Rejets de PM ₁₀ de quelques filières énergétiques	39
2.8.	Mortalité imputable aux principaux polluants émis par les filières énergétiques allemandes en exploitation normale en 2000.....	40
2.9.	Cycle du combustible nucléaire – cycle ouvert et cycle fermé.....	44
2.10.	Production et besoins annuels d'uranium, 1945-2009.....	48
2.11.	Prix spot annuels moyens de l'uranium, dépenses de prospection et de développement minier, 1970-2007.....	49
2.12.	Ressources identifiées totales par tranche de coûts entre 2001 et 2009.....	49
2.13.	Répartition mondiale des ressources identifiées	52
2.14.	Capacité théorique annuelle mondiale de production d'uranium et besoins en uranium du parc nucléaire projetés par l'AEN, de 2007 à 2030.....	53
2.15.	Capacité d'enrichissement dans les pays membres de l'AEN.....	58
2.16.	Croissance du nucléaire de 1954 à 2010 – Statistiques annuelles.....	62
2.17.	Évolution des filières de réacteurs nucléaires	63
2.18.	Effet de la prolongation de la durée de vie des réacteurs sur la puissance nucléaire installée mondiale	65
2.19.	Délais de construction historiques et prévus en Asie, en 2007	67
2.20.	Système à double strate.....	80
2.21.	Cycle à réacteurs rapides	81
3.1.	Production d'uranium en fonction des méthodes d'extraction	86
3.2.	Capacités d'enrichissement dans les pays de l'AEN réparties par méthode employée	92
3.3.	Défaillances du combustible dans les centrales nucléaires des États-Unis de 1980 à 2007	94
3.4.	Combustible utilisé : teneur en matières fissiles résiduelles et traitement post-irradiation	98
3.5.	Nombre de neutrons produits par nombre de neutron absorbé $\eta=v/(1+\alpha)$, dans le cas du ²³⁵ U et d'un choix d'isotopes de plutonium et d'actinides mineurs.....	127
3.6.	Radiotoxicité de 51 GWj/MtML de combustible UOX utilisé ventilée par catégorie de produit, en fonction du temps écoulé après le déchargement	131
3.7.	Éléments contribuant à la chaleur de croissance d'un combustible nucléaire utilisé ayant atteint un taux de combustion de décharge de 51 GWj/MtMLi.....	132
3.8.	Comparaison des cycles au thorium et à l'uranium.....	134
3.9.	Facteur η pour le ²³³ U, le ²³⁵ U et le ²³⁹ Pu	135

Liste des tableaux

2.1.	Demande mondiale d'énergie primaire par type d'énergie en fonction du scénario	31
2.2.	Ressources en uranium	50
2.3.	Durée des ressources en uranium	51
2.4.	Production d'uranium par pays en 2008	54
2.5.	Principales entreprises de conversion de l'uranium.....	55
2.6.	Principales entreprises d'enrichissement avec leur capacité approximative en 2010	56
2.7.	Projection de la capacité d'enrichissement à la fin de 2015 et de 2020	59
2.8.	Usines de fabrication du combustible	60
2.9.	Centrales nucléaires en chantier au début de l'année 2011	66
2.10	Principales filières de centrales nucléaires que l'on prévoit (en 2011) de déployer d'ici 2020	68
2.11.	Capacités de retraitement des pays membres de l'AEN	70
2.12	Quantités approximatives des déchets radioactifs et de combustible utilisé produits par GWe/an.....	72
2.13	Sites et projets de stockage des déchets TFA, FA et FMA dans un échantillon de pays de l'AEN	73
2.14.	Objectifs des systèmes nucléaires de Génération IV	75
2.15.	Caractéristiques des systèmes nucléaires de Génération IV	75
3.1.	Répartition de la production mondiale en fonction de la méthode d'extraction	86
3.2.	Meilleures pratiques d'extraction et de traitement de l'uranium aux différentes étapes de la vie des installations.....	89
3.3.	Combustibles de REO	118
3.4.	Combustibles pour les réacteurs rapides.....	119
3.5.	Combustibles pour réacteurs à haute température	121
4.1.	Impact des évolutions observées sur la durabilité du cycle du combustible (dix dernières années et jusqu'en 2020)	149
4.2.	Quantité de combustible utilisé et consommation d'uranium dans les stratégies du cycle du combustible avec recyclage à différents stades	159

Synthèse

On a assisté ces dix dernières années à une prise de conscience de la contribution que le nucléaire civil peut apporter à la sécurité énergétique et à la réduction des gaz à effet de serre, en particulier sur les longues durées de vie prévue des réacteurs construits avec la technologie actuelle. L'énergie nucléaire possède en effet plusieurs caractéristiques intéressantes à cet égard : elle produit très peu d'émissions de gaz à effet de serre (et contribue ainsi à limiter le dérèglement climatique) et ne pollue pas l'atmosphère (évitant ainsi des effets sanitaires pernicieux). Elle est presque intégralement dépourvue des défauts de l'intermittence et de l'imprévisibilité propres à l'énergie éolienne et à l'énergie solaire, elle fait appel à des combustibles possédant une densité énergétique très élevée (ce qui facilite la constitution de stocks stratégiques importants) et utilise des ressources et des usines réparties dans des pays variés et (pour la plupart) stables d'un point de vue géopolitique. De ce point de vue, elle contribue à la sécurité d'approvisionnement et constitue une source d'énergie fiable pour des pays où la demande d'électricité connaît un essor rapide. Certains d'entre eux, comme la Chine et l'Inde, ont donc entrepris de déployer rapidement l'énergie nucléaire ainsi que les éléments correspondants du cycle du combustible dont le retraitement et le recyclage. L'énergie nucléaire peut être économiquement concurrentielle en particulier si l'on tient compte de la tarification du carbone et si ses coûts de financement sont maîtrisés. Bien sûr, il reste des problèmes à résoudre : d'abord et avant tout, il est impératif d'améliorer en permanence la sûreté et la culture de sûreté (qui plus est depuis les accidents de *Three Mile Island*, de Tchernobyl et, plus récemment, de Fukushima Daiichi), de contrôler la dispersion de technologies et de matières qui peuvent être utilisées à des fins autres que pacifiques mais aussi de mettre en œuvre des solutions définitives pour le stockage et la gestion des déchets radioactifs. Par conséquent, si ce secteur doit continuer d'apporter une contribution substantielle à la satisfaction de la demande d'énergie mondiale, la résolution de ces problèmes impose de fournir un effort rationnel et de continuer de développer les technologies des réacteurs et du cycle du combustible afin d'améliorer la durabilité à long terme de cette énergie.

C'est dans l'optique de cette quête de la durabilité que ce rapport a été rédigé, se donnant pour objectif d'étudier les modifications du cycle du combustible nucléaire intervenues au cours des dix dernières années ou qui devraient voir le jour au cours des prochaines décennies. Afin d'accomplir ce travail, un Groupe d'experts *ad hoc* a été constitué, composé de représentants d'organismes publics, d'établissements de recherche et de l'industrie nucléaire qui s'occupent des divers aspects du développement du cycle du combustible nucléaire.

Bien sûr, avant d'évaluer comment et dans quelle mesure les évolutions du cycle du combustible influent sur la durabilité de l'énergie nucléaire, il fallait définir ce concept de durabilité. Une étude rapide de précédentes initiatives concernant la durabilité, effectuée au chapitre 1, a montré qu'il n'existe pas de consensus sur des définitions claires de la durabilité du cycle du combustible ou des méthodes pour l'évaluer. C'est pourquoi conformément à la méthodologie employée par l'AIEA dans son Projet international sur les réacteurs nucléaires et les cycles du combustible innovants, nous avons identifié les principaux éléments définissant la durabilité, à savoir : l'environnement, l'exploitation des ressources, la gestion des déchets, l'infrastructure, la résistance à la prolifération, la protection physique, la sûreté et les performances économiques. Ces critères constituent

ensemble un cadre pour une évaluation qualitative de la durabilité des technologies du cycle du combustible et de leurs évolutions futures dont ont été tirés les résultats et conclusions de cette étude. Conscients que le choix des options du cycle du combustible nucléaire est principalement dicté par des particularités nationales qui finalement déterminent la stratégie nationale, nous n'avons pas effectué d'étude comparative de ces solutions nationales.

Le chapitre 2 commence par étudier la contribution éventuelle de l'énergie nucléaire à la satisfaction des besoins énergétiques mondiaux puis décrit le cycle du combustible actuel, ses différentes étapes, leur état d'avancement ainsi que les solutions envisagées. Le chapitre 3 est consacré à une étude approfondie des évolutions techniques des dix dernières années et des progrès attendus. Le chapitre 4 fait le tour des progrès accomplis sur la voie de la durabilité que l'on peut dégager des tendances globales observées en technologie et dans les politiques énergétiques nationales et les activités internationales. Le chapitre 5 présente les conclusions et recommandations de l'étude.

Le cycle du combustible

Par l'expression « cycle du combustible nucléaire », on désigne l'enchaînement des étapes par lesquelles le combustible nucléaire est produit et géré avant (amont), pendant (exploitation) et après (aval) son passage dans le réacteur pour produire de l'énergie. Le chapitre 2 décrit ces étapes, depuis l'extraction de l'uranium à la fabrication d'assemblages combustibles, les évolutions de l'utilisation du combustible et du taux de combustion en réacteur ainsi que les procédés de gestion du combustible usé, en aval.

À l'heure actuelle, il existe deux grandes options industrielles pour la gestion du combustible irradié : le cycle ouvert, qui consiste à n'utiliser qu'une seule fois le combustible puis à le traiter comme un déchet que l'on va stocker, et la solution du recyclage partiel, dans laquelle le combustible usé est retraité pour en récupérer l'uranium et le plutonium non consommés en vue d'un éventuel recyclage dans des réacteurs, ce qui permet de fermer en partie le cycle¹. Ce recyclage partiel diminue la quantité de combustible usé et de déchets de haute activité à stocker, de même que les besoins en uranium naturel.

Les réacteurs rapides dont quelques-uns seulement sont en service ou en cours de déploiement, sont adaptés au multirecyclage des matières fissiles et fertiles. En effet, ils fonctionnent avec un spectre de neutrons rapides avec lequel les isotopes fertiles peuvent être transformés en matière fissile, ce qui permet d'utiliser plus efficacement le combustible. Dans ces réacteurs, il est même possible de produire davantage de matière fissile que la quantité consommée et ainsi d'obtenir une augmentation nette des isotopes fissiles. Ce processus porte le nom de surgénération et les réacteurs dans lesquels il se produit sont des surgénérateurs rapides. L'adoption de réacteurs rapides a pour but ultime de fermer totalement le cycle du combustible, ce qui signifie que tous les actinides seraient recyclés en continu jusqu'à ce qu'ils subissent une fission et que les seuls déchets seraient les pertes au retraitement et qu'ils ne contiendraient pratiquement pas d'actinides. Pourtant, même en fermant le cycle du combustible, il faut prévoir une gestion des actinides restants (pertes) et des produits de fission puisque le processus n'est pas parfaitement efficace.

1. La fermeture du cycle est partielle dans le sens où l'U et le Pu sont récupérés en vue de leur recyclage dans des REO. Actuellement seul le mono-recyclage de l'U et du Pu est pratiqué.

Évolutions du cycle du combustible et leurs répercussions sur la durabilité

Uranium – un déterminant essentiel

Tant que les projections ne laissent pas augurer de contraintes immédiates liées à une pénurie de ressources, les incitations à fermer le cycle du combustible ou à investir massivement dans des solutions avancées du cycle du combustible étaient minces. D'après l'édition 2009 de l'ouvrage commun de l'AEN/AIEA *Uranium : ressources, production et demande*, les ressources en uranium devraient suffire à assurer la fourniture une centaine d'années encore (dans l'hypothèse où les besoins des réacteurs restent identiques à ceux de 2008) et, à court terme, la production devrait dépasser la demande, même dans les scénarios de forte croissance, si les projets actuels et engagés de développement de la capacité se réalisent dans les délais prévus.

Toutefois, le grand nombre de réacteurs récemment construits dans des pays non membres de l'AEN, les projets récents de construction ainsi que la prédominance du cycle ouvert, combinés à la hausse générale des coûts de l'extraction, aux procédures d'approbation compliquées et à l'épuisement des sources secondaires d'uranium², ont profondément modifié le marché de l'uranium au cours des dix dernières années. Depuis le début des années 2000, on assiste à une hausse générale et à une augmentation de la volatilité des prix de l'uranium qui correspond à la nécessité impérieuse d'accroître la capacité de production primaire de cette ressource. Pour les entreprises d'électricité et les gouvernements, la nécessité de disposer d'uranium naturel au moment voulu est devenue plus importante pour la sécurité d'approvisionnement, ce dont témoignent l'allongement progressif des contrats de fourniture, la constitution de stocks stratégiques et la tendance des gros constructeurs de réacteurs à développer des activités d'extraction de l'uranium afin de garantir leur approvisionnement et de se prémunir contre l'augmentation des prix de l'uranium naturel. La demande d'uranium de pays non membres de l'AEN aura un impact sur les pays de l'AEN au cours de la prochaine décennie et assurément aussi au cours des décennies qui suivront. De nouvelles hausses des prix de l'uranium et de leur volatilité détermineront donc les décisions des pays de l'AEN concernant le cycle du combustible.

Pour pouvoir continuer de satisfaire la demande d'uranium mondiale et s'adapter à ces conditions globalement modifiées du marché, il faudra développer la base de ressources en uranium grâce au lancement de nouveaux projets miniers, ou à l'expansion des capacités de production existantes. Il importe par-dessus tout de mettre en œuvre ces plans actuels ou engagés de développement de la capacité en temps opportun, mais cette opération exige un investissement important. Même dans des conditions de marché favorables, ces objectifs constitueront un véritable défi pour l'industrie en raison de la rareté des ressources financières, mais aussi et surtout, du temps considérable qui est nécessaire pour aménager des mines d'uranium dans la plupart des pays ainsi que de la difficulté de maintenir la production minière à sa pleine capacité ou à un niveau proche de cette capacité.

Si ces nouvelles conditions n'ont pas provoqué jusqu'à présent d'innovations majeures dans les technologies et stratégies du cycle du combustible, le secteur nucléaire n'a cessé d'évoluer à l'instigation principalement de l'industrie. Ces évolutions sont pour l'essentiel des changements progressifs de la conception et de l'exploitation des principales filières de réacteurs et des usines du cycle associées, destinés à les optimiser.

2. Ressources obtenues en diluant l'uranium hautement enrichi des ogives nucléaires, stocks détenus par les États ou les entreprises d'électricité et matières recyclées. Jusqu'à une période récente, ces ressources secondaires ont contribué de manière significative à satisfaire la demande d'uranium.

Évolutions

Dans la partie **amont** du cycle du combustible, ces changements recouvrent notamment la mise au point des techniques de lixiviation *in situ* de l'uranium et la diffusion des pratiques exemplaires, avec les meilleures performances environnementales et la réduction des expositions professionnelles aux rayonnements que cela signifie. La phase d'expansion de l'extraction minière qu'a entraînée un marché de l'uranium globalement plus solide a encouragé des entreprises d'extraction nouvelles, moins établies ainsi que de nouveaux pays producteurs à entrer sur le marché. Cette situation peut poser certains problèmes dans la mesure où les nouveaux entrants ne sont pas aussi avertis des normes internationales actuelles et des méthodes optimales. Dans ce sens, l'adoption et la diffusion des techniques exemplaires importent tout particulièrement.

S'agissant de la conversion, les capacités paraissent suffisantes, ce qui devrait être le cas de l'enrichissement si la tendance à remplacer les usines de diffusion gazeuse par des usines de centrifugation se poursuit au rythme actuel. Elles augmenteront encore si la technique d'enrichissement par laser parvient au stade de la mise en œuvre industrielle. L'enrichissement par centrifugation présente les avantages d'une grande modularité et d'une consommation relative d'énergie nettement inférieure. Qui plus est, il produit beaucoup moins d'émissions de carbone que le processus de diffusion gazeuse. Dans ces conditions, son essor (d'à peine 20 % du marché de l'uranium en 2001 il est passé à près de 40 % en 2010) et le fait qu'il viendra remplacer complètement les techniques de diffusion gazeuse seront avantageux à plusieurs égards (impact sur l'environnement, déchets et rentabilité des usines). Toutefois, la possibilité d'exploiter ces centrifugeuses pour produire des armements souligne l'importance d'adhérer au système international de garanties.

S'agissant de l'**exploitation des réacteurs**, les réacteurs à eau ordinaire restent la filière prédominante dans le monde entier. Ces systèmes conserveront leur suprématie jusqu'à la fin du siècle, avec quelques variantes possibles comme les réacteurs de petite et moyenne puissance et les réacteurs thermiques à haut taux de conversion. Les prochaines décennies verront également la poursuite du déploiement des réacteurs des générations III et III+ ainsi que la mise hors service de tous les réacteurs de deuxième génération à l'exception des plus récents. En soi, cette évolution augmentera notablement la durabilité en termes de sûreté, d'économie et de protection de l'environnement, car ces filières récentes de réacteurs ont su tirer les leçons des générations de réacteurs précédentes dont elles sont inspirées. Toutefois, leur déploiement dépend pour beaucoup des conditions sur le marché qui doivent favoriser les technologies à bas carbone ainsi que des moyens de garantir aux investisseurs potentiels que les risques liés à la construction de centrales nucléaires ne sont pas disproportionnés.

Le recyclage partiel s'est également développé ces dernières années (en France en particulier, mais également dans d'autres pays). Son essor devrait se poursuivre et conduire à une amélioration de l'exploitation des ressources et de la gestion des déchets. À ce jour, neuf pays ont, ou ont eu, recours au retraitement. La propagation du retraitement/recyclage dans les pays membres de l'AEN est pourtant assez lente, du fait de décisions politiques principalement mais aussi en raison de la capacité de retraitement limitée (restreinte aujourd'hui à cinq pays) et des problèmes de concurrence commerciale.

Parmi les évolutions décisives pour l'exploitation des réacteurs observées au cours des dix dernières années et qui devraient se poursuivre au cours de la prochaine décennie, on retiendra : l'optimisation de la conception des assemblages combustibles et de leur comportement, l'augmentation progressive des facteurs de charge et de la puissance, l'adoption de taux de combustion élevés et de campagnes du combustible plus longues ainsi que la prolongation de la durée de vie des systèmes. Si la plupart de ces changements sont nés de la volonté de l'industrie de gagner en efficacité, en fiabilité et finalement d'améliorer la rentabilité des systèmes et des installations, ils ont également, dans bien des cas, conduit à des améliorations des aspects de la durabilité telles que la sûreté,

l'environnement, l'exploitation des ressources et la gestion des déchets. Certains d'entre eux ont également posé de nouveaux problèmes. On retiendra, par exemple, ceux qui découlent de l'augmentation du taux de combustion avec la nécessité éventuelle de redemander des autorisations pour les usines d'enrichissement (l'enrichissement initial du combustible étant supérieur, il pose des problèmes de criticité). On peut citer également les répercussions de cette augmentation sur l'aval du cycle puisque les inventaires de produits de fission et d'activation transuraniens dans le combustible usé sont supérieurs dans ce cas, de même que la chaleur de décroissance et les sources de neutrons.

Concernant l'**aval** du cycle du combustible, le stockage du combustible usé et des déchets de haute activité reste le principal problème. La solution du stockage en formation géologique est considérée par l'ensemble des spécialistes comme l'option à privilégier, mais il n'existe toujours pas d'installations de stockage en service. Plusieurs pays ont avancé sur cette voie (par exemple, le Canada, la Finlande, la France, le Royaume-Uni, la Suède et la Suisse) grâce à une plus grande implication des parties prenantes à la décision, au renforcement des cadres juridiques et institutionnels et à des progrès supplémentaires des technologies découlant de l'expérience acquise dans des laboratoires souterrains. Les concepts de récupérabilité et de réversibilité ont été plus largement étudiés.

Étant donné que l'aménagement de stockages permanents est un processus de très longue haleine, il faudra exploiter les installations d'entreposage sur des périodes prolongées, d'autant plus que le cycle est ouvert. D'où la nécessité de mieux comprendre les mécanismes de dégradation du combustible irradié dans différents systèmes d'entreposage, étant donné qu'ils peuvent avoir un effet sur son intégrité et sa récupérabilité à plus long terme. D'autres défis concernent l'activité réglementaire (sûreté, sécurité et garanties) et la capacité de délivrer des autorisations pour des stockages qui nécessiteront de nouvelles démarches, une confiance accrue des parties prenantes et la conservation des savoirs sur toute la période que dure l'aménagement d'un stockage de déchets.

Il a été question récemment de centres de stockage régionaux ou transnationaux qui présentent un intérêt particulier pour les petits pays ou les pays à forte densité de population où il ne serait ni rentable ni écologiquement concevable d'installer un stockage géologique profond.

Dans la partie aval du cycle du combustible, les techniques de retraitement ont connu d'autres évolutions : elles sont plus efficaces, produisent moins de rejets dans l'environnement, présentent davantage de souplesse et produisent un déchet vitrifié ultime de meilleure qualité.

Répercussions générales sur la durabilité

- **Environnement** : en général, on constate un effet neutre ou légèrement positif, en termes d'impact sur l'environnement, des tendances identifiées au cours de la dernière décennie ou jusqu'en 2020. Les progrès accomplis dans le domaine de l'extraction minière (lixiviation *in situ* et pratiques d'extraction nettement meilleures), de l'enrichissement (centrifugation remplaçant la diffusion gazeuse), de l'exploitation des réacteurs (facteurs de charge plus élevés et relèvement de la puissance) et du stockage du combustible usé et des déchets de haute activité (progrès sur la voie du stockage en formation géologique et démarche participative) intéressent particulièrement ce critère de durabilité. Un développement accru du recyclage permettrait également de réduire les besoins d'entreposage du combustible usé.
- **Exploitation des ressources (comprend la disponibilité des ressources et la sécurité de l'approvisionnement)** : en général, les tendances identifiées ont un effet neutre ou positif pour ce qui concerne l'exploitation des ressources (en particulier, au cours des dix dernières années). L'allongement des cycles du combustible nuit

légèrement à l'efficacité d'exploitation des ressources. L'augmentation de la puissance installée a entraîné une augmentation de la demande de minerai d'uranium, de services de conversion et d'unités de travail de séparation. Avec l'épuisement des sources secondaires d'uranium, la demande de sources primaires s'est accrue, et le renchérissement du minerai d'uranium a encouragé la prospection et la mise en service de nouvelles mines tandis que la lixiviation *in situ* a permis d'exploiter de nouvelles ressources. Un éventuel développement du recours au combustible à oxydes mixtes et à l'uranium de retraitement pourrait avoir un effet positif sur l'exploitation des ressources et leur disponibilité.

- **Gestion des déchets** : la tendance globale est positive, avec de petits progrès accomplis dans la plupart des secteurs du cycle du combustible. En amont notamment, la consolidation des meilleures pratiques et l'essor de technologies moins polluantes, comme la lixiviation *in situ* et l'enrichissement par centrifugation, ont permis de réduire les quantités de déchets produits. Dans la partie aval du cycle du combustible, les usines de retraitement ont fait, dans la durée, de gros efforts pour réduire leurs rejets dans l'environnement. Qui plus est, on est parvenu à diminuer les quantités de déchets de faible et moyenne activité, et l'industrie a adopté des méthodes qui permettent d'optimiser la réduction du volume et le conditionnement de ces déchets. Certains pays ont pu de surcroît diminuer leurs stocks de combustible usé grâce au retraitement et au recyclage ; l'élimination de la plupart des matières fissiles des déchets ultimes à stocker allège la charge que représentent à long terme ces déchets. Toutefois, la mise en œuvre du stockage en formation géologique reste à l'évidence un défi majeur pour l'industrie et les pouvoirs publics lorsqu'on sait que, dans bien des pays, les sondages d'opinion révèlent que le stockage constitue toujours un obstacle fondamental au développement de l'énergie nucléaire.
- **Infrastructure** : plusieurs secteurs ont eu besoin de nouvelles infrastructures, ces dix dernières années, afin de s'adapter à l'évolution des exigences du cycle du combustible (lixiviation *in situ*, centrifugeuses, conception d'un combustible avec un taux d'enrichissement plus élevé, entreposage à sec). La tendance prévue au recyclage partiel du combustible dans des réacteurs à eau ordinaire et à eau lourde et de nouvelles évolutions à long terme devraient assurément exercer une forte pression dans ce sens.
- **Résistance à la prolifération et protection physique** : globalement, les tendances identifiées au cours de la dernière décennie, voire jusqu'en 2020, sont soit neutres, soit légèrement positives pour ce qui est de la résistance à la prolifération et de la protection physique. Le seul effet significatif vient de l'exploitation plus importante des combustibles à oxydes mixtes qui a permis de consommer les stocks de plutonium existants mais a aussi dégradé la composition isotopique du plutonium qui se retrouve dans le combustible (mélange d'oxydes) usé le rendant encore moins tentant à utiliser à des fins non pacifiques. En outre, la tendance à entreposer le combustible usé dans des installations centralisées améliore la résistance à la prolifération et la protection physique. La propagation du retraitement ou de l'enrichissement augmente les risques de prolifération et se trouve donc au centre d'actions internationales dont l'objectif est de renforcer les régimes des garanties et de la non-prolifération.
- **Sûreté** : la plupart des tendances identifiées ces dix dernières années n'ont eu que peu d'impact sur la sûreté du cycle du combustible, à quelques exceptions notables qui sont :
 - Les effets positifs de la propagation et du renforcement des meilleures pratiques d'extraction et de traitement du minerai.

- L'effet positif du passage à l'enrichissement par centrifugation (les cascades de centrifugation peuvent être considérées comme légèrement plus sûres que les cascades de diffusion du fait que l'inventaire d'UF₆ baisse de plusieurs ordres de grandeur).
- Les avantages que présente l'amélioration du comportement du combustible.
- Un effet très légèrement négatif de l'augmentation de l'enrichissement initial en raison de son impact sur la sûreté criticité.
- S'agissant de l'exploitation des installations, les doses reçues par les travailleurs ont fortement baissé et les émissions hors site ont diminué.
- Dans la partie aval du cycle, l'élimination du gros des matières fissiles des déchets à stocker signifie, pour les pays qui pratiquent le retraitement et le recyclage, un allègement des contraintes liées à la criticité et des exigences imposées par le système de garanties.

L'introduction des réacteurs de troisième génération dont la probabilité de fusion du cœur est bien inférieure à celle des réacteurs de deuxième génération et qui utilisent des systèmes de sûreté perfectionnés, voire davantage de systèmes à sûreté passive, devrait apporter des améliorations.

- **Économie** : la tendance globale observée ces dix dernières années a été positive, avec la poursuite du déploiement de certaines technologies (par exemple la lixiviation *in situ* et l'enrichissement par centrifugation, pour ce qui est de l'amont du cycle). Au stade de l'exploitation des réacteurs, les améliorations sont venues des entreprises d'électricité à la recherche de bénéfices et ont permis d'augmenter les facteurs de charge. À l'inverse, la hausse des prix de l'uranium et des opérations de conversion a nui aux activités, mais l'effet sur la compétitivité globale du nucléaire est atténué car ces prix ne représentent qu'une faible proportion du coût total de production de l'électricité. Dans les réacteurs de générations III et III+, l'uranium doit être mieux exploité et les quantités de combustible usé réduites, un avantage économique pour les entreprises d'électricité. Toutefois les coûts de la construction de centrales ont fortement augmenté, et l'industrie doit faire face au défi majeur de réduire la durée de construction ainsi que le coût en capital de ses centrales.

Initiatives nationales

Le chapitre 4 étudie les progrès accomplis au niveau national dans quatre groupes de pays :

- Les pays lancés dans des programmes nucléaires très dynamiques, par exemple, la Chine, la Fédération de Russie et l'Inde.
- Les pays dont les programmes nucléaires sont parvenus à maturité avec un fort soutien de l'État, par exemple, la Finlande, la France, le Japon et la République de Corée.
- Les pays possédant des programmes nucléaires parvenus à maturité, stables, évoluant lentement, par exemple le Canada et les États-Unis.
- Les pays dont les politiques ne sont pas favorables au développement des programmes nucléaires, ont eu un impact négatif sur ce développement ou les pays dont la politique en la matière n'est pas claire, par exemple l'Allemagne, la Belgique et l'Italie.

Globalement, seuls les pays parvenus à la maturité « nucléaire » (en dehors des États-Unis) ou ceux qui envisagent un essor important de leur programme nucléaire ont continué de se doter d'éléments de l'aval du cycle du combustible, en partie pour répondre à la nécessité de gérer les volumes de combustible usé et pour réutiliser comme

combustibles l'uranium et le plutonium. Nombreux sont les pays qui ont néanmoins poursuivi leurs travaux de recherche et développement.

D'autres pays n'ont pas défini leur politique de stockage du combustible, ce qui ne les a pas empêchés de continuer de participer à des efforts internationaux pour étudier des solutions avancées.

Globalement, si l'ensemble du cycle du combustible a connu des progrès technologiques, la recherche de la durabilité n'a pas été en soi le principal déterminant des changements stratégiques ces dix dernières années et ne devrait pas non plus l'être dans un avenir proche. De fait, les initiatives publiques spécifiquement destinées à favoriser la durabilité sont très rares.

Cycles du combustible avancés

Les évolutions décrites dans ce rapport, qui ont caractérisé les technologies du cycle du combustible ces dix dernières années et devraient se poursuivre au cours de la prochaine décennie, font, peu à peu mais de façon continue, progresser la durabilité. Toutefois, l'avènement des technologies avancées du cycle du combustible s'accompagnera de progrès spectaculaires de la durabilité. Le déploiement industriel des réacteurs de quatrième génération constitue à cet égard une étape majeure. Mis au point dans l'objectif d'améliorer la sûreté, l'économie, la durabilité, la résistance à la prolifération et la protection physique des systèmes nucléaires de demain, ces réacteurs laissent entrevoir, par ailleurs, la possibilité d'appliquer l'énergie nucléaire à d'autres activités que la production d'électricité (par exemple, la production de chaleur de procédé et d'hydrogène). Plusieurs de ces réacteurs fonctionnent avec des spectres de neutrons rapides et doivent être exploités dans des cycles du combustible fermé. La fermeture complète du cycle grâce à l'introduction des réacteurs surgénérateurs rapides et de leur cycle totalement intégré, réduirait fortement les besoins en uranium neuf et, ainsi, prolongerait la durée de vie des ressources tout en limitant les quantités de déchets. Les réacteurs rapides utilisés comme incinérateurs dans des parcs symbiotiques avec des réacteurs à eau ordinaire (systèmes à double strate, par exemple) ou avec des réacteurs à eau lourde pourraient viser précisément des solutions avancées de gestion des déchets et ainsi l'objectif durable de réduire la masse et la radioactivité des déchets destinés au stockage définitif.

Quoi qu'il en soit, le déploiement des systèmes à neutrons rapides (qui recouvrent certains systèmes étudiés dans le cadre du Forum Génération IV) et, finalement, la transition des réacteurs thermiques à des parcs de réacteurs rapides exigeront un important effort d'adaptation, des investissements accrus ainsi que la mise en service de nouvelles installations, et cela, même dans des pays possédant déjà une industrie nucléaire bien développée. Il conviendra alors de réévaluer les infrastructures, et d'en déployer au besoin – laboratoires et autres équipements de recherche, cadres juridiques et réglementaires, installations de gestion des matières fissiles et fertiles recyclables mais aussi capital humain indispensable.

La transition vers des réacteurs de quatrième génération se fera progressivement et devrait durer longtemps. De plus, les scénarios de transition à prévoir comporteront des parcs mixtes composés de réacteurs thermiques et de réacteurs rapides, au sein desquels le retraitement et le recyclage joueront un rôle de premier plan.

De nombreux pays ont d'ores et déjà effectué d'importantes études et recherches sur les méthodes de retraitement avancées, souvent dans l'objectif de mettre au point des technologies modernes de séparation des actinides mineurs afin de les transformer (transmuter) ultérieurement en éléments à vie plus courte, soit dans des réacteurs rapides, soit dans des systèmes hybrides. Les études et recherches sur les méthodes de séparation poussée devaient également servir à optimiser les procédés et à renforcer la résistance à la prolifération grâce à la mise au point de techniques évitant d'extraire du plutonium pur.

Une autre solution à long terme consisterait à recourir à du thorium et, en particulier, à adopter du combustible à base de thorium dans des cycles fermés, une solution séduisante en termes d'exploitation des ressources. Toutefois, la concrétisation de cette solution dépendra du prix de l'uranium ainsi que des coûts du recyclage et des coûts de l'aval du cycle car elle exige de toute manière des travaux de recherche et des évolutions technologiques considérables, de même que des études de faisabilité et des analyses économiques afin d'en prouver la viabilité commerciale.

En général, les progrès accomplis dans la plupart des domaines liés à l'introduction de solutions avancées, à savoir la mise au point des réacteurs de quatrième génération, de leurs combustibles avancés et des nouveaux procédés de conditionnement, la caractérisation et l'optimisation des flux de déchets, etc., passeront par des études et recherches importantes. Il n'y aura pas de réel progrès sans une vision globale de l'ensemble de l'économie du cycle du combustible, et la coordination des recherches sera primordiale. C'est pourquoi, la coopération internationale doit se poursuivre dans le cadre de programmes tels que le Forum international Génération IV, le Projet international sur les réacteurs nucléaires et les cycles du combustible innovants, de même que le soutien et l'engagement des États restent indispensables si l'on veut acquérir les connaissances techniques indispensables aux nouvelles applications nucléaires.

Recommandations

1. Il serait bon de continuer à travailler à la mise au point d'un jeu d'indicateurs simples et universellement reconnus qui puissent être employés pour évaluer les diverses dimensions de la durabilité du cycle du combustible nucléaire.
2. Les États souhaitant soutenir le développement nucléaire, doivent :
 - a) veiller à l'efficacité des procédures d'approbation indispensables ;
 - b) veiller à la mise en place d'un plan à plus long terme pour garantir la durabilité des ressources compte tenu des échelles de temps propres à l'exploitation des centrales nucléaires ;
 - c) encourager les efforts et investissements technologiques nécessaires pour pouvoir exploiter des ressources en uranium classiques et non classiques.
3. Il serait bon que les pouvoirs publics et l'industrie travaillent main dans la main afin de s'assurer que tous les acteurs adoptent les meilleures pratiques d'extraction, en particulier les nouveaux entrants sur le marché et les pays en développement dont les systèmes réglementaires sont moins établis.
4. On a besoin de dégager une vision holistique de l'économie du cycle du combustible (y compris la gestion des déchets à long terme) comportant une évaluation minutieuse des avantages et inconvénients.
5. Dans les pays qui souhaitent poursuivre le développement du nucléaire, les pouvoirs publics doivent, par leur politique budgétaire, soutenir une politique énergétique permettant à l'industrie de mieux gérer le risque, le risque correspondant à la mise en œuvre d'une nouvelle technologie exigeant d'importants délais de réalisation. Il sera également possible de recourir à des incitations pour encourager l'investissement dans des technologies à bas carbone, dont le nucléaire.
6. Les progrès vers la mise en œuvre de stockages en formation géologique doivent conserver la priorité car la durabilité future de l'énergie nucléaire en dépendra, quelles que soient les stratégies du cycle du combustible qui seront adoptées.
7. Il convient de poursuivre les recherches sur l'entreposage de longue durée du combustible usé, y compris des études approfondies des mécanismes de dégradation et

des inspections régulières du combustible utilisé (en particulier du combustible à haut taux de combustion).

8. Il convient de poursuivre les études, recherches et démonstration et, souvent, de les intensifier afin d'optimiser les solutions et de pouvoir passer de résultats tirés d'expériences en laboratoire et dans des installations pilotes à la mise en œuvre industrielle dans des dépôts de stockage des déchets.
9. Les pouvoirs publics doivent veiller à l'existence de cadres réglementaires appropriés avec les ressources correspondantes indispensables (tant l'infrastructure que le capital humain) dans les pays qui souhaitent passer à des systèmes à neutrons rapides.
10. La coopération internationale concernant les réacteurs avancés et les techniques de séparation doit être davantage favorisée car il s'agit du moyen le plus efficace de fermer le cycle du combustible et de réduire les stocks de déchets radioactifs à vie longue.
11. Les recherches entreprises sur les cycles du combustible avancés doivent suivre des démarches holistiques intégrées, comprenant des évaluations des technologies employées sur tout le système, depuis la mise au point de combustibles avancés jusqu'au recyclage (séparations) et aux colis de déchets.

1. Introduction

1.1. Introduction

Ces dix dernières années les attitudes du public et de la sphère politique à l'égard de l'électronucléaire ont profondément changé avec la prise de conscience que le nucléaire civil peut contribuer à la sécurité énergétique et à la réduction des gaz à effet de serre (GES). Cette évolution commence à se concrétiser par des politiques énergétiques et environnementales laissant entrevoir une plus large exploitation de l'énergie nucléaire et la construction de centrales. C'est pourquoi les rapports récents de l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN, 2008), de l'Agence internationale de l'énergie (AIE, 2009 ; 2010) ainsi que de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA, 2008) prévoyaient une progression importante du nucléaire.

Cependant, avec l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, au Japon, la réalité risque de s'écarter de ces prévisions. Cet accident, qui trouve son origine dans la conjonction catastrophique, au mois de mars 2011, d'un séisme de très forte magnitude et d'un tsunami d'une ampleur encore inconnue sur la côte nord-est du Japon, a profondément affecté l'opinion publique et déclenché chez les responsables politiques et réglementaires des réactions immédiates dont on n'a pas encore mesuré toutes les conséquences.

Cet événement démontre une fois de plus l'extrême priorité de continuer d'améliorer la sûreté si l'on veut que le secteur nucléaire assure toujours une contribution substantielle à la satisfaction des besoins énergétiques mondiaux en s'appuyant sur les solides fondations que sont les technologies, l'infrastructure et les ressources (ressources naturelles et capital humain) des réacteurs et cycles du combustible actuels. Les évolutions des technologies des réacteurs et des techniques nucléaires associées, y compris dans la façon de mettre en œuvre le cycle du combustible nucléaire, seront déterminantes pour la durabilité à long terme de cette énergie.

Quelle que soit la technique de production d'énergie envisagée, la durabilité revêt divers aspects : économique, environnemental et sociopolitique. Les différentes composantes du cycle du combustible nucléaire ont des répercussions sur tous ces aspects. À l'heure actuelle, la plupart des réacteurs de puissance dans le monde fonctionnent avec un cycle du combustible ouvert et utilisent de l'uranium légèrement enrichi sous forme d'oxyde (UOX). Plus de 25 % de la totalité du combustible usé déchargé à ce jour des réacteurs ont été retraités ; et l'uranium et le plutonium séparés sont entreposés pour une utilisation future ou recyclés sous forme d'oxyde d'uranium de retraitement (URT) et de combustible à oxydes mixtes (MOX). Dix pour cent environ de ces réacteurs fonctionnent avec du combustible à mélange d'oxydes et un pourcentage légèrement inférieur de réacteurs recyclent de l'uranium de retraitement dans du combustible. Les décisions à venir concernant les programmes électronucléaires devraient de plus en plus reposer sur une vision stratégique du cycle du combustible nucléaire tout entier, notamment des exigences relatives à :

- la disponibilité des ressources et l'assurance de disposer de suffisamment de combustible ;

- l'utilisation de l'uranium ;
- la souplesse du cycle du combustible ;
- la réduction des déchets au minimum ;
- la résistance à la prolifération, la sûreté et les autorisations et, bien entendu ;
- la rentabilité.

Plusieurs de ces exigences ont trait à des aspects de la durabilité qui seront au centre de ce rapport. Ce dernier a pour objectifs de mettre à jour le rapport que l'AEN a publié en 2002 sur *Le cycle du combustible nucléaire – Aspects économiques, environnementaux et sociaux* (AEN, 2002) et d'évaluer, ce faisant, si les évolutions du cycle du combustible nucléaire ont eu des répercussions sur la durabilité de l'énergie nucléaire.

Naturellement, pour effectuer cette évaluation, on a besoin d'une définition de la durabilité en fonction de laquelle les évolutions peuvent être mesurées. Pour cette évaluation, nous considérerons dans ce rapport ce qui a été fait dans le cycle du combustible nucléaire au cours des dix dernières années et ce que l'on peut attendre les dix prochaines années, mais aussi, à plus long terme, jusqu'en 2050. Sachant que le choix des options du cycle du combustible nucléaire est propre à la situation nationale particulière qui décide en fin de compte des stratégies choisies par le pays en question, nous n'avons pas procédé à une évaluation comparative de ces options. Il convient de remarquer que l'étude a été, pour l'essentiel, effectuée avant l'accident de Fukushima Daiichi et que, au moment de la publication de cet ouvrage, on commence seulement à en mesurer les implications. Par conséquent, l'impact qu'aura l'accident sur le cycle du combustible est difficile à prévoir.

Ce chapitre sera consacré à un survol du précédent rapport ainsi que d'études et de programmes sur le même sujet puis à une réflexion conduisant à l'adoption d'une définition de la durabilité. C'est cette définition qui servira dans les chapitres suivants de référence pour dégager des conclusions et enseignements. Le chapitre 2 approfondira la contribution de l'énergie nucléaire à l'approvisionnement énergétique mondial avant de décrire les cycles du combustible actuel ainsi que les options à l'étude. Le chapitre 3 décrira dans le détail les progrès des technologies. Le chapitre 4 s'intéressera aux avancées effectuées sur les différentes voies, en technologie, dans les politiques énergétiques nationales mais aussi à travers des collaborations internationales et cela à l'aune des dimensions propres à la durabilité. Le chapitre 5 contient les conclusions et recommandations de cette étude.

1.2. Synthèse du rapport antérieur

Le précédent rapport de l'AEN (AEN, 2002) reposait sur des travaux effectués en 1999 et 2000. Il décrivait les diverses étapes du cycle du combustible nucléaire, les progrès et tendances qui se dessinaient à l'époque ainsi que les possibilités d'amélioration de leur compétitivité et de leur durabilité. Pour cette évaluation, le rapport s'intéressait aux évolutions à court terme (25 prochaines années) et à moyen terme (25 à 50 prochaines années). Il mettait en évidence les spécificités et les avantages particuliers de l'énergie nucléaire qui ont convaincu de nombreux scientifiques et spécialistes (ainsi qu'une partie de l'opinion publique) de plaider pour qu'on lui laisse une place importante dans le parc énergétique mondial. Parallèlement, ce rapport analysait les arguments employés par les adversaires de cette technologie pour lui dénier la possibilité d'être jamais considérée comme durable.

Les auteurs de l'étude ont observé qu'il n'existait pas de mécanisme recueillant l'unanimité pour mesurer la durabilité. Ils ont donc étudié deux techniques : l'analyse du cycle de vie (ACV) et l'analyse multi-critère (AMC). La première repose sur l'identification et l'utilisation d'un jeu de critères pour quantifier et comparer les effets multiples que les systèmes énergétiques ont sur leur environnement. L'analyse du cycle de vie comporte

deux parties : l'inventaire du cycle de vie (ICV) et l'évaluation des impacts du cycle de vie. L'ICV est une méthode d'inventaire qui a été très étudiée dans les années 1970 et 1980 (AEN, 2002 et OCDE, 1980-88). Dans son application, elle présente la difficulté de nécessiter la manipulation de grandes quantités de données recouvrant toutes les étapes d'un procédé industriel, à savoir les centrales nucléaires et leur cycle de vie, sur toute la durée de vie des différents composants de ce cycle. L'ICV est donc en soi une évaluation complexe bien qu'elle ait déjà été appliquée à des systèmes et sous-systèmes nucléaires. Le problème vient de ce que les données que l'on en tire ne peuvent pas toujours être intégralement utilisées dans une évaluation des impacts du cycle de vie parce qu'elles sont par définition spécifiques à l'installation et aux sites en question. C'est pourquoi l'année du cycle de vie nécessite de poser au préalable de nombreuses hypothèses qui détermineront le résultat final et sont en général difficiles à documenter de manière limpide et systématique. Partant d'une méthode générale d'ICV, l'étude précédente avait défini et examiné des critères pertinents groupés en trois catégories ou principes : « absence de dégradation des ressources au sens le plus large », « absence de production de déchets non dégradables » et « fort potentiel de robustesse/stabilité à long terme ». Associé aux critères, un jeu d'indicateurs mesurables plus détaillés avait été identifié. La portée de l'étude était limitée à l'analyse de la possibilité d'appliquer ces indicateurs ainsi qu'à la description des différentes solutions et évolutions du cycle du combustible en fonction de ces critères. Il n'a pas été procédé à une quantification intégrale.

Afin de mieux maîtriser les jugements de valeur inhérents à l'interprétation des données de l'inventaire du cycle de vie, il a été envisagé d'utiliser parallèlement des méthodes d'aide à la décision comme l'analyse multi-critère. Plutôt que de se lancer dans un processus de sélection et de définition de priorités définitif et concret, les auteurs de l'étude s'étaient donné pour objectif de jeter les bases de l'utilisation de ces techniques afin de disposer d'un instrument dont pourraient se servir les parties prenantes pour évaluer les caractéristiques de durabilité. Ils se sont pour l'essentiel servis des résultats de travaux effectués par d'autres sans tenter d'entreprendre une nouvelle application intégrale de l'analyse du cycle de vie et de l'analyse multi-critère.

Au cours de l'examen des évolutions du cycle du combustible, les auteurs du rapport ont recensé des secteurs dans lesquels les progrès étaient continus tout en notant la difficulté qu'il y avait à faire connaître ces évolutions. Les principales conclusions du rapport étaient les suivantes :

- le potentiel de l'énergie nucléaire en tant que source d'énergie durable à grande échelle est exceptionnel ;
- il existe un marché mondial pour le combustible mais la question de la gestion des déchets reste un problème national ;
- des mesures adaptées ont été mises en place afin de protéger l'environnement ;
- il existe de nouvelles possibilités d'optimisation économique et écologique du cycle du combustible, en particulier pour ce qui concerne le comportement du combustible, les techniques de retraitement et les concepts de stockage des déchets ;
- les travaux entrepris afin de trouver des installations de stockage ont bien avancé, mais il n'y a toujours pas de consensus social sur la mise en œuvre définitive de ces systèmes ;
- le financement des travaux de recherche et de développement nécessaires à long terme afin de pouvoir déployer tout le potentiel de l'énergie nucléaire est un motif de préoccupation majeure ;
- le fossé qui sépare les opinions des spécialistes de la perception qu'a le public du problème exige que l'on approfondisse davantage les questions de participation. Une approche multi-critère a été étudiée et jugée offrir un outil adapté à la participation du public à l'évaluation des options.

Depuis le précédent rapport, le développement durable de l'énergie nucléaire et des technologies du cycle du combustible ont fait des progrès. En particulier, les avancées des systèmes de réacteur de quatrième génération, de divers programmes de gestion des déchets dans certains pays ainsi que la poursuite des études et recherches notamment sur les concepts de cycles du combustible avancés tels que la séparation et la transmutation ont donné naissance à un nouveau mode de pensée. Avec l'avènement des nouvelles générations de réacteurs, les modes d'utilisation de l'uranium, de retraitement, de recyclage et de stockage des déchets progressent et devraient continuer d'évoluer. En outre, dans le cadre d'initiatives internationales, on s'est efforcé de coordonner et d'intégrer les travaux liés au cycle du combustible. Les plus importants seront décrits ci-dessous ; d'autres programmes seront évoqués au chapitre 4.

1.3. Initiatives internationales centrées sur la durabilité

Le Forum international Génération IV

Le Forum international Génération IV (GIF) est une initiative des États-Unis qui remonte à 1997 lorsque le *Committee of Advisors on Science and Technology* (Comité consultatif sur la science et la technologie) auprès du Président des États-Unis a procédé à une étude des programmes de R-D nationaux et élaboré un programme destiné à résoudre les problèmes énergétiques et environnementaux au cours du siècle à venir. Cette étude prenait acte de l'importance de maintenir une option nucléaire viable pour satisfaire les futurs besoins énergétiques et soulignait la nécessité de lancer des études et recherches correctement ciblées afin de lever les principaux obstacles. Au nombre de ces obstacles, on comptait la gestion du combustible nucléaire usé, les risques de prolifération, les performances économiques et la sûreté.

Le projet GIF consiste à mettre au point, en collaboration, un ou plusieurs systèmes énergétiques nucléaires de quatrième génération que l'on trouvera décrits plus avant à la section 2.9.1 et à en faire la démonstration (GIF, 2002). Les principaux objectifs fixés pour la définition de ces systèmes nucléaires de quatrième génération sont les suivants :

- Durabilité : atteindre les objectifs de pureté de l'air ; favoriser l'existence de systèmes nucléaires à long terme et une exploitation efficace des combustibles employés pour la production de l'énergie mondiale ; réduire au minimum et gérer les déchets nucléaires et en limiter la gestion à long terme.
- Économie : présenter un avantage en termes de coûts, sur tout le cycle de vie, par rapport aux autres sources d'énergie ; présenter un risque financier comparable à celui des autres projets énergétiques.
- Sûreté et fiabilité : atteindre l'excellence en matière de sûreté et de fiabilité ; présenter une très faible probabilité de fusion du cœur, et au cas où cet événement se produirait, limiter le plus possible l'endommagement du cœur ; éliminer la nécessité d'une intervention hors site en cas d'urgence.
- Résistance à la prolifération et protection physique : faire en sorte que les installations nucléaires représentent l'un des moyens les moins intéressants, voire le plus mauvais moyen, de détourner ou de voler de matières utilisables pour fabriquer des armes, et leur assurer une protection physique accrue contre les actes de terrorisme.

Dans le cadre du programme GIF, ont été également mises au point une méthode d'évaluation de la résistance à la prolifération et de la protection physique (GIF, 2006) ainsi qu'une méthode, assortie d'une application, pour estimer les coûts (Rasin et Ono, 2010).

Étude commune sur des indicateurs énergétiques du développement durable

En 2005, dans un effort commun, plusieurs organisations internationales ont réalisé une étude qui a permis de dégager des recommandations et des méthodes de définition d'indicateurs du développement énergétique durable (IDED) (AIEA, 2005). Ont participé à cette étude : l'AIEA, le Département des affaires économiques et sociales des Nations Unies (DAES), l'AIE, EUROSTAT et l'Agence européenne pour l'environnement (AEE). Ces organisations s'étaient intéressées, dans plusieurs rapports, aux futurs besoins énergétiques et à la durabilité (par exemple, DAES, 2001). L'étude finale (AIEA, 2005) a permis de dégager un indicateur du développement énergétique durable en descendant à un niveau de détail de plus en plus précis : dimensions, thèmes, sous-thèmes et finalement indicateurs énergétiques et leurs composantes. Les trois dimensions étudiées étaient les suivantes : sociale, économique et environnementale, chacune d'entre elles étant ventilée en thèmes plus détaillés : par exemple, sous la dimension environnementale, les thèmes étudiés étaient l'air, l'eau et la terre. De la même manière, les sous-thèmes identifiés dans ce cas étaient, pour l'atmosphère, par exemple, le changement climatique et la qualité de l'air.

Les recommandations de cette étude décrivent une méthodologie complexe qu'il conviendrait d'appliquer au niveau national car il paraît improbable que tous les indicateurs ainsi identifiés soient directement utilisables pour une évaluation mondiale.

Méthodologie employée dans le Projet international sur les réacteurs nucléaires et les cycles du combustible nucléaire innovants (INPRO)

Le Projet international de l'AIEA sur les réacteurs nucléaires et les cycles du combustible nucléaire innovants (INPRO) a été lancé en 2000 en vertu d'une résolution de la Conférence générale de l'AIEA [GC(44)/Res/21]. L'objectif est de soutenir des entreprises nationales et internationales en faveur de l'innovation dans les réacteurs nucléaires, les cycles du combustible et les approches institutionnelles. En particulier, un jeu de principes et d'exigences utilisables pour évaluer la durabilité de systèmes nucléaires innovants ont été définis afin d'orienter les États membres dans leurs efforts de développement. Ce projet INPRO doit permettre de s'assurer qu'une énergie nucléaire durable fasse partie du paysage énergétique au 21^e siècle en tablant sur la coopération des États membres de l'AIEA pour développer les innovations souhaitées (AIEA, 2008a). Le projet INPRO repose sur la prise de conscience par les États membres que :

- pour être durable, l'approvisionnement énergétique exigera au 21^e siècle le déploiement à grande échelle de l'énergie nucléaire et d'autres sources d'énergie ;
- le nucléaire est une technologie énergétique qui exploite des ressources pratiquement illimitées et dont le déploiement peut contribuer à réduire la pollution environnementale ainsi que le volume de déchets à gérer, y compris les émissions de GES.

Le manuel de l'INPRO est constitué d'un volume consacré à la synthèse (AIEA, 2008a) et de huit volumes traitant des sujets particuliers de l'évaluation, qui peuvent également être interprétés comme des éléments de la durabilité. La méthode d'évaluation employée dans ce projet est hiérarchique et repose sur des principes de base, les exigences et critères des utilisateurs. Ces critères à leur tour sont composés d'un indicateur et d'un seuil d'acceptation. La réalisation d'une évaluation INPRO complète d'un système nucléaire innovant et de son cycle du combustible représente une entreprise d'une importance considérable qui dépasse largement le cadre de cette étude.

1.4. Dimensions de la durabilité des cycles du combustible nucléaire

Ce rapide survol d'initiatives antérieures dans le domaine de la durabilité fait ressortir la variété des approches. Plusieurs autres projets, entrepris par des universités, des établissements de recherche et des consortiums (par exemple SPRing¹) mais aussi dans le cadre de la Commission européenne (par exemple NEEDS²), sont en cours, d'autres terminés.

Les définitions de la durabilité et des critères associés employés pour évaluer les systèmes nucléaires montrent que l'on peut adopter diverses approches. Leur application se révèle parfois très lourde, et les réponses qu'elles fournissent sont rarement simples et sans ambiguïté. Dans certains cas (AIEA, 2005), on a proposé des méthodologies pour évaluer les approches nationales de la durabilité que l'on peut extrapoler au niveau régional et éventuellement étendre à la planète tout entière.

Pour les besoins de cette étude, nous proposons un ensemble d'aspects définissant la durabilité conformément à la méthodologie adoptée dans le projet INPRO :

- environnement ;
- exploitation des ressources ;
- gestion des déchets ;
- infrastructure ;
- résistance à la prolifération et protection physique ;
- sûreté ;
- économie.

Nous décrivons brièvement les conditions que doivent remplir les systèmes nucléaires, élément après élément, pour satisfaire au critère de durabilité en nous appuyant sur les définitions établies dans le Projet INPRO (AIEA, 2008a).

Environnement

La protection de l'environnement est au centre du concept du développement durable et constitue un élément majeur à prendre en compte dans le déploiement de systèmes industriels. Dans le cas des systèmes nucléaires, les facteurs d'agressions environnementales recouvrent les rejets de substances toxiques chimiques qu'elles soient radioactives ou non, les rejets de chaleur, l'énergie mécanique, le bruit, les odeurs, la consommation d'eau et l'utilisation des sols. Tous ces facteurs pourraient avoir des effets environnementaux néfastes aux niveaux local, régional, voire mondial, et éventuellement dégrader les écosystèmes. Ces effets environnementaux doivent pouvoir être maîtrisés sur tout le cycle de vie du système nucléaire et maintenus à des niveaux en parfaite conformité avec les normes actuelles (réglementaires) et aussi bas qu'il est raisonnablement possible de le faire.

Exploitation des ressources

L'exploitation des ressources concerne précisément la composante environnementale du développement durable et de ce fait est traitée comme un aspect de l'environnement dans la méthodologie appliquée pour le projet INPRO. Un système nucléaire doit pouvoir

1. *Sustainability Assessment of Nuclear Power: An Integrated Approach*. Consultable à l'adresse : www.springsustainability.org/.
2. *New Energy Externalities Developments for Sustainability*. Consultable à l'adresse : www.needs-project.org/.

produire de l'énergie en utilisant efficacement les matières fissiles/fertiles et toute autre matière non renouvelable entraîner d'importante dégradation de ces ressources. Par conséquent, la disponibilité à long terme et l'utilisation efficace des ressources, sont une composante essentielle de la durabilité.

Gestion des déchets

Ce facteur fait référence aux déchets produits par un système nucléaire et à toutes les étapes indispensables à leur gestion dont le principal objectif est d'abaisser au minimum réalisable les quantités de déchets, d'assurer un niveau acceptable de protection de la santé et de l'environnement sans créer pour les générations futures de fardeau excessif. Des facteurs tels que les rejets cumulés de radionucléides, avec les doses qu'ils représentent, dans la biosphère, la production de chaleur et la radiotoxicité ainsi que les coûts de la gestion des déchets sur le cycle de vie du système sont tous des paramètres pertinents.

Infrastructure

Sous cette rubrique, on considère tout d'abord la création de suffisamment d'installations nécessaires sur toute la durée de vie du système nucléaire, par exemple, les capacités matérielles indispensables aux études et recherches et au déploiement industriel. Il s'agit là du principal aspect pris en compte dans l'évaluation effectuée dans la présente étude. Par infrastructure, on peut également entendre les cadres institutionnel et juridique nécessaires au déploiement des systèmes/programmes nucléaires ainsi que des aspects socio-politiques tels que la disponibilité des ressources humaines.

Résistance à la prolifération et protection physique

La résistance à la prolifération et la protection physique reposent sur la mise en œuvre, l'optimisation et la rentabilité de caractères intrinsèques, de mesures extrinsèques et de modes de protection physique suffisants indispensables sur tout le cycle de vie du système nucléaire afin de dissuader de détourner des matières et technologies nucléaires pour un programme d'armement nucléaire et de les rendre moins vulnérables. La protection physique est parfois traitée en même temps que la résistance à la prolifération. À titre d'exemple, pour évaluer le risque de prolifération et la protection physique, le Forum international Génération IV (GIF) étudie les mesures exigées pour éviter le détournement de matières nucléaires par des groupes infranationaux ou terroristes. Dans le présent rapport cependant, la protection physique n'a pas fait l'objet d'une évaluation détaillée.

Sûreté

Ce facteur a trait aux risques sanitaires que présentent des systèmes technologiques particuliers. Il s'intéresse à l'amélioration de la sûreté de ces systèmes et à l'optimisation des protections de toutes les installations nucléaires (sans se limiter aux réacteurs), par l'adoption du principe de défense en profondeur et l'accent mis sur les systèmes à sûreté intrinsèque ou passive de telle manière que le risque imputable à l'exposition aux rayonnements des travailleurs, du public et de l'environnement sur toute la durée de vie de ces installations soit comparable à celui d'autres installations industrielles employées à des fins analogues.

Économie

Pour que l'on puisse envisager de déployer un système nucléaire ou énergétique, il faut que ce système soit disponible à des coûts abordables, c'est-à-dire comparables à ceux d'autres solutions économiques. Les coûts en capital, les coûts d'exploitation et de maintenance, les coûts du combustible, les coûts de la gestion des déchets, les coûts du

démantèlement ainsi que tous les coûts externes doivent être individuellement et collectivement suffisamment bas pour que le système soit concurrentiel. C'est pourquoi une baisse de ces coûts favorisera la durabilité.

La présente étude adoptera ces dimensions pour construire le cadre d'une évaluation qualitative de haut niveau des effets et évolutions des technologies du cycle du combustible nucléaire.

À l'évidence, plusieurs de ces dimensions présentent des aspects communs ou qui se recouvrent en partie. Par exemple, certains aspects liés à la gestion des déchets se retrouveront dans la composante environnement. L'entreposage et le stockage des déchets ont également une influence sur l'infrastructure et la sûreté. L'exploitation des ressources (par exemple, l'extraction de l'uranium et le retraitement du combustible) se répercutera sur l'environnement.

On est parvenu enfin à mettre au point un système de mesure de ces dimensions pour obtenir un cadre d'évaluation quantitative de la durabilité. À ce stade toutefois, il n'est pas envisageable de procéder à une quantification qui serait suffisamment précise et fiable. Toutefois, chaque fois que possible, nous nous efforcerons de dégager des évolutions qualitatives des conséquences que les technologies du cycle du combustible nucléaire peuvent avoir sur ces composantes de la durabilité. C'est à cette évaluation que sera consacré le chapitre 4.

Références

- AEN (2002), *Le cycle du combustible nucléaire : Aspects économiques, environnementaux et sociaux*, OCDE, Paris, France.
- AEN (2008), *Perspectives de l'énergie nucléaire 2008*, OCDE, Paris, France.
- AIE (2009), *World Energy Outlook 2009*, Agence internationale de l'énergie, OCDE, Paris, France.
- AIE (2010), *Energy Technology Perspectives 2010, Scenarios & Strategies to 2050*, Agence internationale de l'énergie, OCDE, Paris, France.
- AIEA (2005), *Indicateurs énergétiques du développement durable : lignes directrices et méthodologies*, Agence internationale pour l'énergie atomique, Vienne, Autriche.
- AIEA (2008), *Energy, Electricity and Nuclear Power Estimates for the Period up to 2030*, Agence internationale pour l'énergie atomique, Édition 2008, Vienne, Autriche.
- AIEA (2008a), *Guidance for the Application of an Assessment Methodology for Innovative Nuclear Energy Systems: INPRO Manual Overview of the Methodology*, AIEA-TECDOC-1575. Rév. 1, Agence internationale pour l'énergie atomique, Vienne, Autriche.
- DAES (2001), *Indicators of Sustainable Development: Guidelines and Methodologies*, 2^e édition, New York, États-Unis.
- EIA (2010), *Nuclear and Uranium*, U.S. Energy Information Administration, U.S. Department of Energy, Washington, États-Unis. Consultable à l'adresse : www.eia.gov/cneaf/nuclear/umar/table23.html.
- ESA (2010), *Annual Report 2010*, Agence d'approvisionnement d'EURATOM, Luxembourg. Consultable à l'adresse : <http://ec.europa.eu/euratom/ar/ar2010.pdf>.
- GIF (2002), *A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems*, Forum international Génération IV, Paris, France.
- GIF (2006), *Evaluation Methodology for Proliferation Resistance and Physical Protection of Generation IV Nuclear Energy Systems*, Forum international Génération IV, Paris, France. Consultable à l'adresse : www.gen-4.org.
- OCDE (1980-1988), *Évaluation comparative des répercussions sur l'environnement de divers systèmes énergétiques (COMPASS)*, Rapports ENV/EN/80.13, OCDE, Paris, France.
- Rasin, W.H. et K. Ono (2010), *Cost Estimating Methodology and Application*, GIF Symposium, 9-10 septembre, 2009, Paris, France.

2. Vue d'ensemble du cycle du combustible nucléaire

2.1. Introduction

Le présent chapitre offre une vue d'ensemble du cycle du combustible nucléaire. Il commence par décrire le contexte dans lequel l'énergie nucléaire est exploitée en examinant comment cette énergie peut contribuer à résoudre des problèmes liés à la demande d'énergie, à la lutte contre le changement climatique et la sécurité d'approvisionnement. Ce chapitre présente les avantages du recours au nucléaire dans ce cas, mais aussi les problèmes que soulèvera un développement important de l'énergie nucléaire. Il décrit ensuite le cycle du combustible nucléaire et examine plus en détail la situation pour chacune de ses composantes, et plus particulièrement l'amont (production d'uranium et fabrication des combustibles), la phase d'extraction de l'énergie (réacteurs de puissance) et l'aval (gestion du combustible usé et stockage des déchets radioactifs). Le chapitre se conclut par un aperçu des évolutions attendues.

2.2. Demande mondiale d'énergie et d'électricité

Dans nos sociétés industrielles modernes, l'accès immédiat à l'énergie à un coût abordable est une condition primordiale de notre qualité de vie. Dans ses *Perspectives de l'énergie nucléaire* (AEN, 2008a), l'AEN s'est intéressée aux causes de la hausse apparemment inexorable de la demande d'énergie au cours des dernières décennies. La population mondiale n'a cessé et ne cessera de croître selon les Nations Unies dont la prévision médiane indique que le nombre d'habitants de la planète passera de 6,1 milliards en 2000 à 8,3 milliards en 2030 et à plus de 9 milliards en 2050 (PNUD, 2006). Heureusement, l'économie mondiale a connu une croissance encore plus rapide, de sorte que, pour la plupart des êtres humains, le niveau de vie continue de s'améliorer. Le Groupe d'experts intergouvernemental sur l'évolution du climat (GIEC) nous apprend que, entre 1970 et les premières années du siècle, le produit intérieur brut mondial par habitant a progressé à un rythme annuel de 1,8 % (GIEC, 2007). Malgré l'amélioration du rendement de la consommation d'énergie employée pour produire des richesses, le résultat final est une croissance rapide de la demande d'énergie.

2.2.1. Demande d'énergie

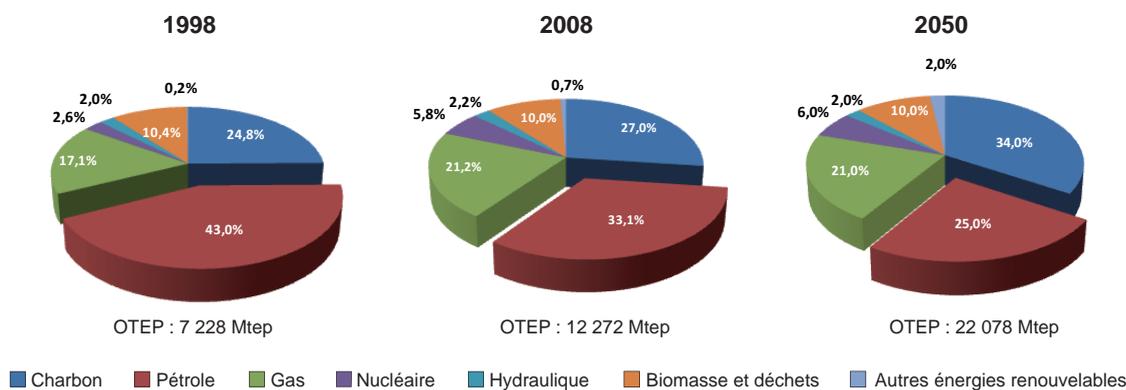
L'ouvrage intitulé *Perspectives de l'énergie nucléaire* étudie plusieurs projections de la demande d'énergie jusqu'en 2030 (projections établies par l'AIE, l'*Energy Information Administration* aux États-Unis et l'AIEA) et jusqu'en 2050 (en se fondant sur les travaux de l'AIE et du GIEC). Les projections obtenues dépendent évidemment de plusieurs hypothèses. Pour 2030, elles supposent que l'offre totale d'énergie primaire (OTEP) soit alors comprise entre un peu plus de 17 000 Mtep et un peu plus de 21 500 Mtep alors qu'elle s'établissait à environ 12 272 Mtep en 2008. Sans surprise, la marge d'incertitude pour 2050 est beaucoup plus importante, le chiffre variant entre 22 000 Mtep et 36 000 Mtep. Par conséquent, sauf changement majeur, l'OTEP devrait au moins doubler d'ici le milieu du siècle.

Plus près de nous, un événement qui pourrait sembler constituer un tournant est intervenu, à savoir la grave crise financière qui frappe les économies du monde entier

depuis 2007. L'AIE a mis à jour ses projections (AIE, 2009a) en tenant compte des récents revers économiques. Même si les effets de la crise sont sensibles à court terme (en 2009, l'OTEP a diminué de 2 %, première baisse depuis 1981), ce ne devrait pas être le cas à l'horizon 2030, et la demande mondiale d'énergie devrait continuer de grimper en dépit des diverses actions engagées pour mieux la gérer.

Aujourd'hui, l'offre mondiale d'énergie est pour l'essentiel constituée de combustibles fossiles. La figure 2.1 représente la demande totale d'énergie primaire et la part des différentes sources d'énergie en 1998 et en 2008 (AIE, 2010a), accompagnées de projections¹ pour 2050 (AIE, 2010b). En 1998, l'OTEP s'élevait à 7 228 Mtep, les combustibles fossiles représentant près de 85 % de ce chiffre (43 % pour le pétrole). En 2008, la part des combustibles fossiles a peu baissé et s'est établie à 81,2 %, alors que l'OTEP a augmenté (12 272 Mtep).

Figure 2.1 : Évolution de la demande mondiale d'énergie primaire par source d'énergie



Sources : D'après AIE, 2010a et AIE, 2010b.

Si les politiques des pouvoirs publics restent inchangées, le scénario de référence de l'AIE (AIE, 2010b) prévoit que l'Otep s'élèvera à 22 078 Mtep en 2050, avec toujours 79 % de combustibles fossiles, même si la part du pétrole (25 %) doit baisser. L'énergie nucléaire devrait connaître une croissance suffisante pour se maintenir à 6 % de l'Otep, tandis que la part des énergies renouvelables augmenterait pour atteindre 14 %. Cependant, à 10 % de l'Otep, la biomasse et les déchets² domineraient les énergies renouvelables, l'énergie hydraulique se situant à 2 % de même que les autres énergies renouvelables (éolien, solaire, etc.).

En plus du scénario de référence (politique inchangée), l'AIE a envisagé un scénario « nouvelles politiques » qui quantifie les engagements pris par les États et un scénario 450, également appelé scénario bleu, lequel s'appuie sur l'intention de limiter les niveaux de CO₂ dans l'atmosphère à 450 ppm à l'horizon 2050. Ces deux scénarios influent sur les projections de demande (voir le tableau 2.1), mais aussi sur la part respective des différentes énergies.

1. Pour le scénario de référence auquel sont comparés les autres scénarios et qui prévoit la continuation des politiques actuelles et l'absence de politique ou de mesure nouvelle.
2. Les biocombustibles comprennent la biomasse solide, les déchets de bois, les déchets agricoles, les déchets de l'industrie papetière, les cultures énergétiques, les biogaz, les gaz de décharge, les éléments biodégradables des déchets solides urbains et les biocarburants liquides (AIE, 2010b).

Tableau 2.1 : Demande mondiale d'énergie primaire par type d'énergie en fonction du scénario (en Mtep)

	1980	2008	Scénario « nouvelles politiques »		Scénario tendanciel		Scénario 450	
			2020	2035	2020	2035	2020	2035
Charbon	1 792	3 315	3 966	3 934	4 307	5 281	3 743	2 496
Pétrole	3 107	4 059	4 346	4 662	4 443	5 026	4 175	3 816
Gaz	1 234	2 596	3 132	3 748	3 166	4 039	2 960	2 985
Énergie nucléaire	186	712	968	1 273	915	1 081	1 003	1 676
Énergie hydraulique	148	276	376	476	364	439	383	519
Biomasse et déchets*	749	1 225	1 501	1 957	1 461	1 715	1 539	2 316
Autres énergies renouvelables	12	89	268	699	239	468	325	1 112
Total	7 229	12 271	14 556	16 748	14 896	18 048	14 127	14 920

* Comprend les utilisations classiques et les utilisations modernes.

Source : AIE, 2010b.

2.2.2. Demande d'électricité

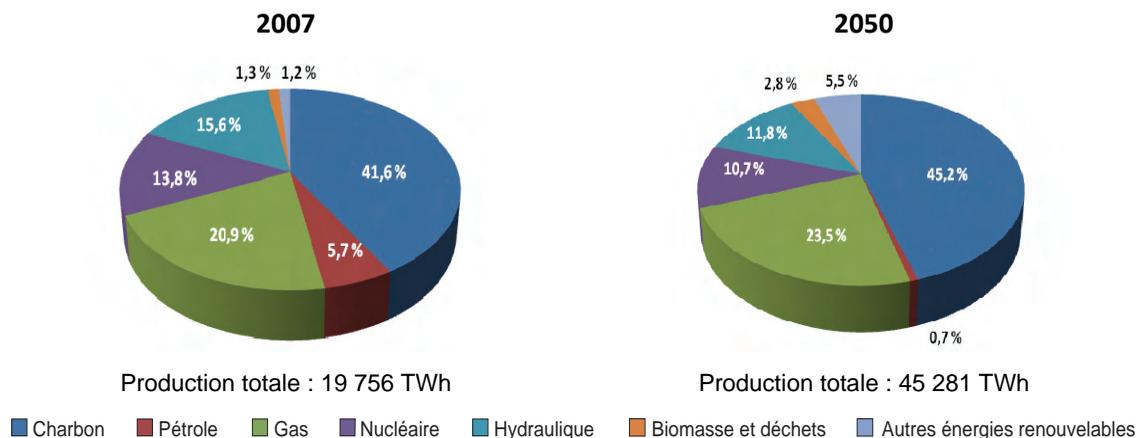
S'agissant de la production d'électricité, la croissance attendue est encore plus soutenue. En se servant des mêmes sources que pour l'OTEP, l'AEN a établi des projections de consommation d'électricité. À l'horizon 2030, celle-ci sera comprise entre près de 25 000 TWh/an et 39 000 TWh/an et, en 2050, la fourchette va de 32 000 et 64 000 TWh/an, chiffres à comparer avec la consommation de 2004, 17 400 TWh. Par conséquent, la consommation d'électricité augmentera encore plus vite que l'OTEP et, en 2050, elle devrait être deux fois et demie à trois fois plus élevée qu'aujourd'hui. Pour ce qui est de l'OTEP, l'AIE indique que la crise financière actuelle n'aura que peu d'effets sur la demande d'électricité à long terme.

L'AIE (AIE, 2010b) indique une consommation mondiale d'électricité de 19 756 TWh en 2007, avec 68 % de la production d'origine fossile. Dans son scénario de référence, la consommation mondiale d'électricité passera d'ici 2050 à 46 000 TWh, sans que le pourcentage des combustibles fossiles (69 %) diminue dans ce chiffre pourtant beaucoup plus élevé. La figure 2.2 représente la production mondiale d'électricité en 2007 et les projections pour 2050, avec la part de chaque source d'énergie.

Le fait que la demande d'électricité devrait croître plus vite que l'OTEP n'a probablement rien de surprenant. Comme l'a fait remarquer le GIEC (GIEC, 2007), « L'électricité est le vecteur énergétique le plus prisé car elle ne pollue pas son lieu de consommation, et ses innombrables utilisations finales permettent d'améliorer la productivité individuelle et économique. L'électrification a un impact majeur sur la qualité de vie dans les pays en développement. » L'indice de développement humain (IDH) des Nations Unies est une mesure quantitative du bien-être de l'homme établie d'après la mortalité humaine, l'espérance de vie, l'offre alimentaire, le taux d'alphabétisation, les possibilités d'enseignement et la liberté politique. La figure 2.3 montre le lien qui existe entre la consommation d'électricité et l'IDH. Il en ressort qu'un pays doit atteindre une consommation électrique de 4 000 kWh par an et par habitant pour être au niveau des économies de l'OCDE

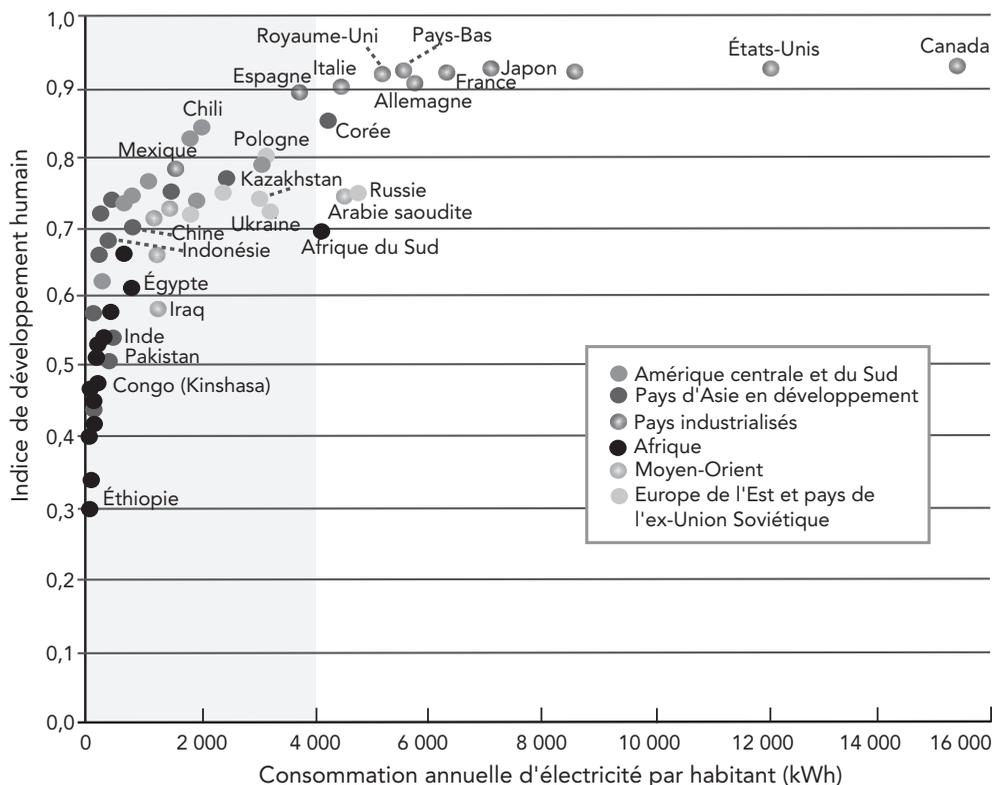
les plus développées. L'AIE (AIE, 2010b) estime qu'environ un cinquième (1,4 milliard) de la population mondiale n'a pas aujourd'hui accès à l'électricité, ce qui laisse des possibilités considérables d'augmentation.

Figure 2.2 : Production mondiale d'électricité par source d'énergie



Source : D'après AIE, 2010b.

Figure 2.3 : Lien entre l'IDH des Nations Unies et la consommation d'électricité dans 60 pays en 1997



Source : Pasternak, 2000.

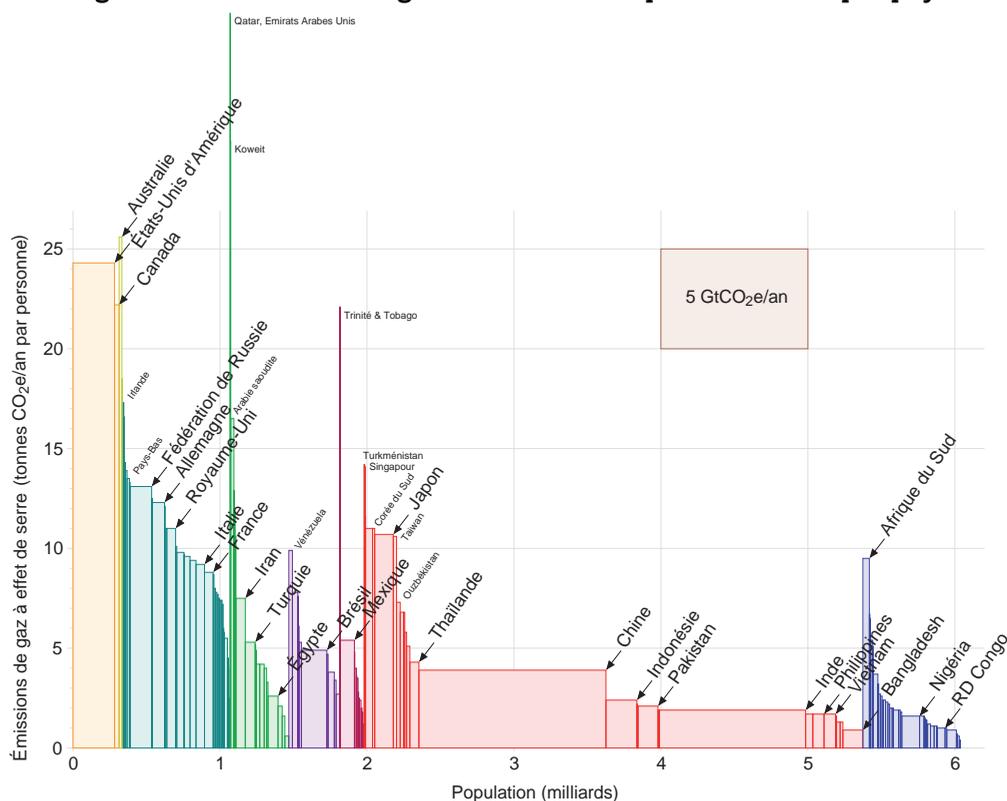
2.3. Avantages de l'énergie nucléaire

Les évaluations des réserves de combustibles fossiles effectuées par l'AIE montrent que, pour quelques décennies encore, il y a suffisamment de pétrole pour répondre aux augmentations actuelles et prévues de la consommation et que les réserves d'autres combustibles fossiles, en particulier le charbon, sont encore plus importantes. Cependant, il est aujourd'hui communément admis que l'exploitation des combustibles fossiles ne peut plus se poursuivre au même rythme en raison de ses effets sur l'environnement. De plus, une consommation accrue des combustibles fossiles pose d'autres problèmes. De nombreux décideurs s'intéressent donc de nouveau à l'énergie nucléaire pour les raisons suivantes :

- Elle émet très peu de GES comparée aux combustibles fossiles (voir la section 2.3.1). Elle présente donc des avantages considérables, car elle a peu d'effets sur l'environnement et peut contribuer à lutter contre le changement climatique. L'énergie nucléaire n'est pas sujette à l'intermittence et à l'imprévisibilité, problèmes auxquels sont confrontées l'énergie éolienne et l'énergie solaire. Elle bénéficie également d'une position solide car c'est une technique éprouvée qui a permis de produire de l'énergie en quantités importantes depuis plus de 50 ans. Elle ne nécessite pas de nouvelle percée technologique (AEN, 2010a). Pour toutes ces raisons, elle constitue un moyen prévisible et fiable de réduire les émissions de GES.
- Les principales réserves de pétrole et de gaz sont aujourd'hui concentrées dans un petit nombre de pays, ce qui n'est pas sans susciter des inquiétudes pour la sécurité d'approvisionnement et les risques de pressions politiques. À titre d'exemple, on peut citer les crises politiques qu'ont connues plusieurs pays d'Afrique du Nord au premier semestre de 2011, crises qui ont fait flamber les cours du pétrole. Par conséquent, les pays importateurs de combustibles fossiles devront, pour satisfaire leurs besoins énergétiques, déboursier des sommes énormes qui risquent non seulement d'affecter la balance des paiements des pays importateurs, mais de fausser l'équilibre financier mondial. étant pratiquement « nationale », l'énergie nucléaire présente donc des avantages notables en termes de sécurité d'approvisionnement (voir la section 2.3.2).
- S'agissant de la compétitivité économique, l'énergie nucléaire a montré qu'elle était en bonne place, surtout si l'on tient compte de la tarification du carbone et si les coûts de financement sont maîtrisés. Ces derniers temps, les prix du pétrole et du gaz étaient extrêmement instables. Plus récemment, l'augmentation de l'estimation de l'offre due à l'intégration du gaz de schiste et du méthane de houille a permis de faire baisser les cours du gaz, mais l'on ignore combien de temps durera cette « bulle » gazière (tout comme les effets à long terme de ce type d'exploitation sur l'environnement). Même si les prix de l'uranium ont également été sujets à des fluctuations, le coût de production de l'énergie nucléaire ne dépend que très peu du coût du combustible ($\leq 5\%$) et ce qui rend le coût de l'électricité insensible aux variations du cours de la matière première. Cette question est abordée dans la section 2.3.3.
- Ce que l'on sait moins, c'est que le recours accru à l'énergie nucléaire permet également de réduire la pollution atmosphérique, laquelle a des effets très néfastes sur la santé (voir la section 2.3.4).
- L'énergie nucléaire se distingue en outre par la très forte densité énergétique de son combustible (de l'ordre de 10^5 fois celle des combustibles fossiles), qui se traduit par une forte diminution des volumes de combustible employés et des transports nécessaires et facilite la constitution d'importants stocks énergétiques stratégiques (sous la forme de combustible neuf ou usé).

Pourtant, le développement de l'énergie nucléaire pose des problèmes spécifiques qui ne doivent pas être ignorés. Ces problèmes sont abordés dans la section 2.4.

Figure 2.4 : Émissions de gaz à effet de serre par habitant et par pays



Source : MacKay, 2009.

2.3.1. Changement climatique

Les travaux considérables résumés par le GIEC dans son quatrième rapport d'évaluation (GIEC, 2008) ont fait l'objet de critiques sur des points de détail, mais les principales conclusions du rapport sont toujours jugées solides. Pour le GIEC, le changement climatique est une réalité et la cause principale en est l'émission anthropique de gaz à effet de serre³, dont le plus important est le dioxyde de carbone. Si l'on veut échapper aux conséquences les plus graves du changement climatique, le rapport recommande de limiter la hausse de la température moyenne de la planète à deux degrés Celsius⁴. Afin que la probabilité d'atteindre cet objectif soit de 50 %, l'étude propose que les concentrations atmosphériques de GES soient limitées à 450 ppm (parties par million) d'équivalents CO₂. Cela impose de ramener les émissions de CO₂ à environ 13 Gt par an d'ici 2050, soit la moitié des émissions de 2005. La figure 2.4 montre à quel point cet objectif sera difficile à atteindre. Pour chaque pays, la hauteur d'une barre du graphique représente les émissions annuelles de GES par habitant, lesquelles, pour les pays les moins industrialisés, ne constituent qu'une fraction de celles des pays riches. La largeur d'une barre représente la population d'un pays, par conséquent, l'aire d'une barre correspond au total des équivalents CO₂ émis annuellement par un État. Environ 1,4 milliard de personnes dans le

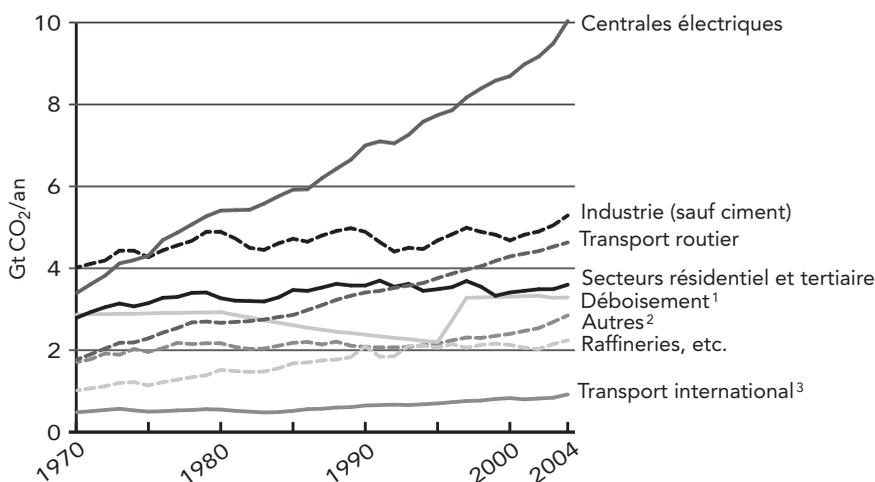
3. Même si le dioxyde de carbone d'origine humaine représente la plus forte contribution aux gaz à effet de serre, il n'est pas le seul et certains autres gaz ont un pouvoir de réchauffement par unité de masse plus élevé. L'usage est de convertir ces contributions en « équivalents CO₂ ». Le méthane (CH₄) contribue aujourd'hui pour environ 15 % aux émissions anthropiques d'équivalents CO₂ et le dioxyde d'azote (NO₂) pour environ 8 %. La part des autres gaz est relativement faible.
4. À l'échelle internationale, l'Accord de Copenhague conclu en décembre 2009 reconnaît le bien-fondé de l'objectif de limitation à 2° C.

monde n'ont toujours pas accès à l'électricité (AIE, 2010b), et, avec l'amélioration des conditions de vie dans les pays en développement, la demande mondiale d'énergie est vouée à augmenter beaucoup, notamment pour soutenir une croissance économique rapide et satisfaire les besoins d'une population en forte progression dans des pays comme la Chine ou l'Inde. Si l'on ne parvient pas à convertir plus efficacement l'énergie primaire en services énergétiques, une augmentation massive des émissions de GES est inévitable. En outre, les investissements initiaux plus importants qui sont nécessaires pour passer à des technologies zéro émission risquent de ne pas être réalisables sur tous les marchés.

Dans ses *Energy Technology Perspectives* (AIE, 2010b), l'AIE prévoit que, si le scénario tendanciel (c'est-à-dire à politiques énergétiques inchangées) se réalise, les émissions de CO₂ passeront de 29 Gt en 2007 à 40 Gt à l'horizon 2030 et continueront d'augmenter pour atteindre 57 Gt en 2050, soit une progression de près de 100 %, bien loin de la baisse des émissions de 50 % jugée indispensable.

La figure 2.5 représente les différentes sources d'émissions de CO₂ dans le monde durant les trois dernières décennies. La production d'électricité domine largement, avec quelque 27 % du total des émissions. C'est deux fois plus que la deuxième source d'émission (l'industrie) et ce chiffre augmente aussi deux fois plus vite que la source d'émission qui suit la production électrique par sa rapidité de progression (les transports routiers). Comme nous l'avons vu à la section 2.2.1, la demande d'électricité va continuer de croître au cours des prochaines décennies. Pour cette raison, un des défis essentiels à relever pour lutter contre le changement climatique est la décarbonisation, autant que faire se peut, de la production d'électricité.

Figure 2.5 : Sources des émissions mondiales de CO₂ anthropiques



1. Comprend les feux de tourbe et de bois combustible.
2. Comprend d'autres transports intérieurs de surface, la fabrication de ciment, les gaz brûlés à la torche ou rejetés lors de la production de pétrole.
3. Comprend le transport aérien et maritime.

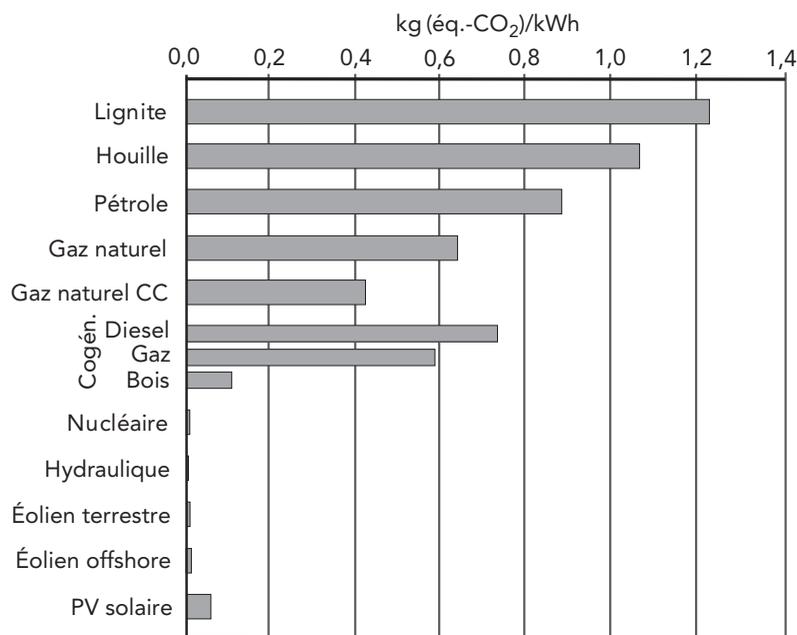
Source : GIEC, 2007.

Afin que la comparaison des émissions résultant des différentes sources de production d'électricité soit pertinente, il faut que le calcul tienne compte du cycle de vie complet des systèmes de production d'énergie, et notamment de la mise en place des infrastructures nécessaires ainsi que du combustible lui-même. Ce calcul est présenté sur la figure 2.6. De toutes les énergies fossiles, le gaz produit à peu près moitié moins

d'émissions que le charbon sur tout le cycle de vie, mais l'énergie nucléaire et les énergies renouvelables⁵ émettent encore beaucoup moins de GES.

Les faibles émissions associées à l'énergie nucléaire et aux énergies renouvelables résultent de l'analyse du cycle de vie, dans laquelle on tient compte, par exemple, de l'utilisation de certains combustibles fossiles pour fabriquer des matériaux de construction. Dans le cas de l'énergie nucléaire, le calcul intègre les combustibles fossiles employés pour produire l'énergie nécessaire à l'enrichissement de l'uranium. Les techniques modernes d'enrichissement par ultracentrifugation consomment beaucoup moins d'énergie que l'enrichissement par diffusion gazeuse. Par conséquent, la quantité de GES émise au cours du cycle de vie de l'énergie nucléaire va continuer de diminuer au fur et à mesure que les anciennes usines seront arrêtées (voir la section 2.6.3). Il a été dit que les émissions dues au nucléaire augmenteront fortement si les producteurs d'uranium sont contraints d'exploiter des minerais d'uranium de moins bonne qualité. Comme nous le verrons à la section 2.6.1, rien ne vient étayer une telle affirmation : il y a suffisamment d'uranium pour satisfaire les besoins futurs.

Figure 2.6 : Émissions de gaz à effet de serre de certaines filières énergétiques



Notes : Les données représentent les émissions moyennes de l'UCTE (Union pour la coordination du transport de l'électricité) qui a ensuite été absorbée par le Réseau européen des gestionnaires de réseau de transport d'électricité (REGRT-E). Lorsque ces données ont été recueillies, les pays membres de l'UCTE étaient les suivants : Allemagne, Autriche, Belgique, Bosnie-Herzégovine, Croatie, Danemark (membre associé), Espagne, ex-République yougoslave de Macédoine, France, Grèce, Italie, Luxembourg, Pays-Bas, Portugal, Serbie-et-Monténégro, Slovénie et Suisse.

Source : Basé sur Dones *et al.*, 2004.

- Si l'on ne tient pas compte de l'exploitation des centrales qui doivent fonctionner en secours lorsque ces énergies renouvelables font défaut, en raison de la variabilité des agents météorologiques dont elles dépendent (par exemple, lorsque le soleil ne brille pas, lorsque le vent ne souffle pas, etc.).

2.3.2. Sécurité d'approvisionnement énergétique

S'agissant du gaz, l'AIE (AIE, 2009a) indique que les réserves prouvées⁶ peuvent supporter le rythme actuel d'extraction encore 58 ans. Les réserves prouvées continuent d'augmenter : elles ont plus que doublé depuis 1980. Sur les 50 dernières années, le volume de gaz contenu dans les nouveaux gisements découverts a toujours dépassé le volume de gaz produit. Néanmoins, 70 % des réserves se trouvent au Moyen-Orient (41 %) et en Europe de l'Est/Eurasie (30 %), et trois pays à eux seuls, la Fédération de Russie, l'Iran et le Qatar en détiennent plus de la moitié. De plus, le ratio entre les réserves restantes⁷ et la production actuelle s'élève à 130 ans, les deux tiers de ces réserves se situant en Europe de l'Est/Eurasie et au Moyen-Orient. Cependant, la découverte récente des réserves potentielles de l'Amérique du Nord en gaz de schiste et en méthane de houille sera un des enjeux importants de la prochaine décennie.

Pour ce qui est du pétrole, l'AIE (2010a) fait état d'estimations des réserves prouvées de pétrole conventionnel⁸ s'élevant à 1 354 milliards de barils à la fin 2009. Elle a également indiqué que le ratio réserves/production, qui avait fluctué dans une fourchette comprise entre 39 et 43 ans durant les 20 années précédentes (AIE, 2006), a augmenté ces deux dernières années du fait du recul de la demande de pétrole provoqué par la récession et d'une toujours faible augmentation des réserves. La progression des réserves additionnelles est due pour près de la moitié à une révision des estimations des gisements déjà exploités ou qui sont en cours d'évaluation. Même si les quantités découvertes ont remonté ces dernières années en raison du développement des activités d'exploration (développement dû à la hausse des prix du pétrole), elles restent très inférieures à la quantité de pétrole produite.

Toutefois, du point de vue de la sécurité énergétique, la répartition des réserves est préoccupante. Le sous-sol des pays du Moyen-Orient renferme environ les deux tiers des réserves de pétrole conventionnel, l'Arabie saoudite à elle seule en détenant plus de 20 %. Si l'on y ajoute les autres pays membres de l'OPEP, il apparaît que ce groupement dispose de près de 80 % des réserves mondiales de pétrole conventionnel. Hors OPEP, les réserves les plus importantes sont détenues par la Fédération de Russie (5 %). La distribution géographique étroite des réserves de pétrole et de gaz et le risque d'interruption de l'approvisionnement qui en résulte ne sont pas les seuls facteurs d'instabilité potentielle. Des quantités de plus en plus importantes de pétrole et de gaz sont transportées par oléoducs et gazoducs et par voie maritime sur de grandes distances et ces voies d'acheminement sont vulnérables.

L'énergie nucléaire présente moins de risques d'interruption de la fourniture que le pétrole ou le gaz. En effet, l'uranium est produit par un éventail varié de pays (voir la section 2.6.1) où ne domine aucune zone géographique ni aucun groupe de pays. Sa densité énergétique est très élevée : une tonne d'uranium utilisée dans un réacteur à eau légère en cycle ouvert représente 10 000 à 16 000 tep ou 14 000 à 23 000 tec (tonnes équivalent charbon) (AEN, 2008b). La quantité de combustible qu'il faut utiliser et de matière à transporter est par conséquent beaucoup moins importante. En outre, étant donné que le coût de l'uranium lui-même est faible si on le compare à celui de l'électricité produite, il est relativement facile à un pays ou à une compagnie d'électricité, sur le plan financier comme sur le plan pratique, de se constituer un stock d'énergie considérable. Contrairement à toutes les autres énergies, l'uranium et le plutonium

-
6. Hydrocarbures encore présents dans des gisements de gaz qui ont été découverts et dont la probabilité qu'ils puissent être extraits d'une manière rentable est de 90 % compte tenu de la situation actuelle.
 7. Volume total de ressources restantes qui est techniquement et économiquement récupérable. Il comprend les réserves prouvées ou probables des gisements qui ont été découverts ainsi que les hydrocarbures qui restent à découvrir.
 8. Pétrole qui a été découvert et qui devrait être exploitable de manière rentable.

(formés dans le réacteur) peuvent être recyclés. Avec les REO actuels, cette possibilité permet déjà de grossir la base de ressources, qui pourra l'être bien davantage avec l'avènement des réacteurs à spectres rapides. Le nucléaire sera alors encore moins sensible aux incertitudes sur l'approvisionnement.

La hausse des prix du pétrole et du gaz entre l'an 2000 environ et la dernière récession a eu un effet indéniable sur les pays qui sont dépendants des importations d'énergie. Aux États-Unis et dans l'Union européenne (UE), le pourcentage du PIB consacré aux importations de pétrole et de gaz est passé d'à peu près 1 % à 2,5 % environ. Au Japon, pays qui dépend davantage des importations d'énergie, ce pourcentage est passé de 1,5 à 4 % (AIE, 2009a). Si le scénario de référence de l'AIE se réalise, ces pourcentages resteront élevés : autour de 2-3 % aux États-Unis et dans l'UE et 3 % au Japon. En Chine et en Inde, économies en développement, la part du PIB consacrée aux importations de pétrole et de gaz augmentera au fur et à mesure de leur essor pour atteindre, d'ici 2030, plus de 3,5 % en Chine et près de 6,5 % en Inde. À l'horizon 2030, les importations de pétrole et de gaz devraient coûter environ 670 milliards USD par an à l'UE, 570 milliards USD par an à la Chine, 430 milliards USD par an aux États-Unis, 290 milliards USD par an à l'Inde et 180 milliards USD par an au Japon.

S'agissant des pays exportateurs de combustibles fossiles, le flux financier entrant cumulé sur la période 2008-2030 s'élèvera à 30 000 milliards USD pour les pays membres de l'OPEP et à 7 000 milliards USD pour la Fédération de Russie. Pour l'OPEP, cela représente cinq fois les rentrées cumulées des 23 dernières années et pour la Fédération de Russie, 3,5 fois.

Certains commentateurs pensent que la hausse des prix du pétrole jusqu'en 2008 a été une cause non négligeable, quoique secondaire, de la crise financière actuelle. Si les politiques menées jusqu'à présent restent inchangées, l'ordre de grandeur des flux monétaires des pays importateurs à destination des pays exportateurs augmentera de manière spectaculaire.

Pour toutes ces raisons, l'énergie nucléaire est de plus en plus souvent perçue comme un moyen intéressant de renforcer la sécurité d'approvisionnement. Des analyses récentes de l'AEN montrent que le développement du nucléaire a permis à de nombreux pays de l'AEN d'améliorer leurs indicateurs de sécurité énergétique (AEN, 2010g).

2.3.3. Compétitivité financière de l'énergie nucléaire

La compétitivité de l'énergie nucléaire constitue un problème essentiel pour de nombreux pays, surtout pour les pays en développement, dont beaucoup n'ont sans doute pas les moyens de financer l'investissement initial nécessaire pour construire une centrale nucléaire. Il importe donc que les projets nucléaires attirent les investisseurs. Une étude récente de l'AEN (AIE/AEN, 2010), compare le coût (moyen actualisé) de l'énergie nucléaire sur la durée de vie d'une centrale avec celui d'autres modes de production d'électricité. Les résultats montrent que l'énergie nucléaire est la solution la plus compétitive si l'on prend comme hypothèse un taux d'actualisation de 5 % et un prix du carbone de 30 USD par tonne de CO₂ émise. Cette conclusion vaut pour toutes les régions du monde. À un taux d'actualisation de 10 %, la compétitivité de l'énergie nucléaire devient, en Europe, inférieure à celle du gaz, mais reste supérieure à celle de toutes les autres énergies en Asie.

Dans le cas du nucléaire, le coût moyen actualisé de l'électricité est composé normalement à 60 % d'investissements (coûts de construction, intérêts intercalaires compris [AIE/AEN, 2010]), à 25 % de coûts d'exploitation et de maintenance et à 15 % de coûts du cycle du combustible (uranium, enrichissement, fabrication du combustible et gestion du combustible usé), l'uranium lui-même ne représentant qu'environ 5 % du coût. Par conséquent, le coût de l'énergie nucléaire est essentiellement un coût en capital. Du point de vue d'un pays, le flux sortant d'argent dépensé pour cette source d'énergie

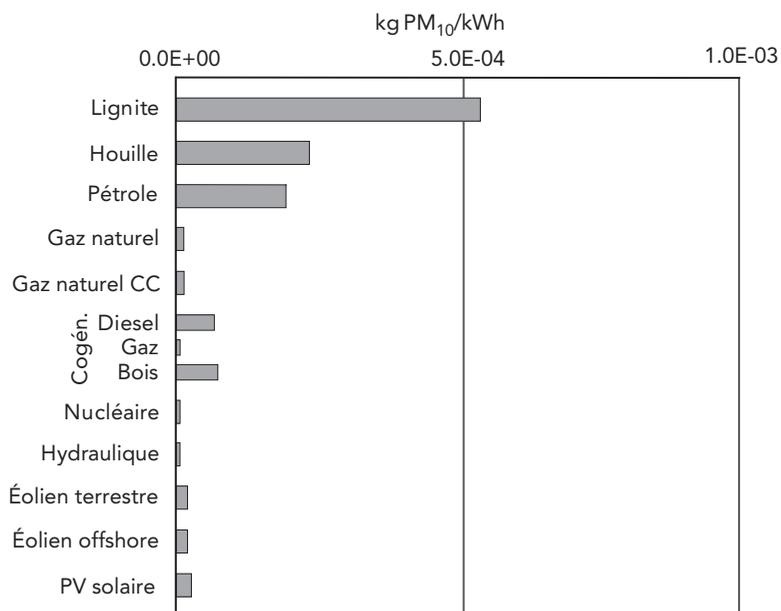
dépend principalement de la part de la construction et du financement de la centrale qui est d'origine nationale. Étant donné la nature particulière de la construction d'une centrale nucléaire, on s'aperçoit qu'elle est souvent principalement une affaire nationale. Une production électronucléaire nationale aura donc un effet bénéfique sur la balance des paiements, en évitant de transférer des ressources financières considérables à destination des pays exportateurs de combustibles fossiles.

2.3.4. Avantages sanitaires d'une diminution de la pollution atmosphérique

Les émissions de GES ont un impact dans le monde entier, mais d'autres polluants résultant de l'usage des combustibles fossiles, surtout les particules fines, le dioxyde de soufre et les oxydes d'azote, ont des effets régionaux ou locaux. Divers travaux de recherche portant sur les effets sanitaires de la pollution atmosphérique ont été menés dans plusieurs pays et régions. Le rapport intitulé *The Health Costs of Inaction with Respect to Air Pollution* (OCDE, 2007) conclut que la pollution de l'air peut causer de nombreux problèmes de santé et décès dans les pays de l'AEN, notamment de maladies cardiovasculaires, de cancers et d'affections du système respiratoire. Selon une étude récente effectuée à l'échelle mondiale, la pollution atmosphérique serait responsable d'environ 800 000 décès prématurés (1,2 % du nombre total de décès) et de 6,4 millions d'années de vie perdues par an (Cohen *et al.*, 2005).

La figure 2.7 présente des données comparatives sur les particules rejetées par les différentes filières énergétiques, sur l'intégralité du cycle de vie. PM₁₀ désigne les particules dont le diamètre est inférieur à 10 microns. Il apparaît clairement que le charbon et le pétrole constituent des sources de pollution importantes (noter l'échelle logarithmique en abscisse), alors que le gaz est le seul combustible fossile à faire partie, comme l'énergie nucléaire et les énergies renouvelables, des sources non polluantes. La situation est la même pour les émissions de SO₂. S'agissant du NO₂, les émissions imputables à l'énergie nucléaire et aux énergies renouvelables sont très faibles, alors que, pour le gaz naturel, elles sont sensiblement plus élevées.

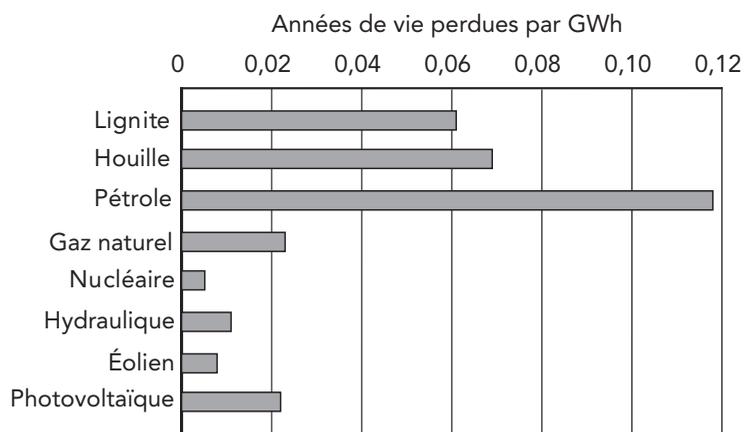
Figure 2.7 : Rejets de PM₁₀ de quelques filières énergétiques



Source : Basé sur Dones *et al.*, 2004.

La figure 2.8, qui intègre les effets de ces polluants, montre, à titre d'exemple, la mortalité induite par les filières énergétiques allemandes. Le nombre de décès imputables à l'énergie nucléaire, éolienne ou hydraulique est très faible, alors que pour le gaz naturel et le solaire photovoltaïque, les chiffres sont légèrement plus élevés mais restent comparables. Les combustibles fossiles autres que le gaz ont un impact beaucoup plus important. Afin d'éviter toute ambiguïté, les effets des rejets radioactifs ont été inclus car ils présentent un grand intérêt pour le public. En outre, les auteurs de l'étude soulignent que, pour toutes les filières, les décès dus aux accidents (décès qui suscitent également un fort intérêt de la part du public) sont pratiquement négligeables par rapport aux conséquences d'une exploitation normale (Hirschberg *et al.*, 2004).

Figure 2.8 : Mortalité imputable aux principaux polluants émis par les filières énergétiques allemandes en exploitation normale en 2000



Source: Tiré de Hirschberg *et al.*, 2004.

2.4. Obstacles à surmonter pour développer le nucléaire

Il ressort de la section 2.3 que l'énergie nucléaire présente de nombreux avantages par rapport à d'autres sources d'énergie. Entre 1960 et le milieu des années 1980, elle s'est développée rapidement, pour ensuite marquer une pause et ne plus progresser que lentement. Ce n'est qu'aujourd'hui qu'on assiste à une amorce de reprise, surtout dans les pays qui sont confrontés à une augmentation très forte de la demande d'énergie, c'est-à-dire des pays asiatiques comme la Chine ou l'Inde. Les obstacles au développement de l'énergie nucléaire peuvent être regroupés de la manière suivante :

- Les attitudes du public et de la classe politique, lesquelles s'expriment par des inquiétudes concernant :
 - La sûreté des installations nucléaires, inquiétudes exacerbées notamment par les accidents de *Three Mile Island*, aux États-Unis, et de Tchernobyl, dans l'ex-Union soviétique (Ukraine), ainsi que par l'accident plus récent de Fukushima Daiichi (Japon).
 - La diffusion de technologies (enrichissement et retraitement) qui peuvent être utilisées à des fins non pacifiques et entraîner une prolifération des armes nucléaires.
 - Le fait, surtout depuis les attentats contre le *World Trade Center* à New York, le 11 septembre 2001, que les installations ou les matières nucléaires pourraient être la cible d'attentats terroristes. Cela comprend le risque de détournement de matières nucléaires afin de fabriquer une « bombe sale ».

- Le fait que la question du stockage des déchets radioactifs n'est pas réglée et constituera un problème de gestion environnementale important pour les générations futures.

Même si, indubitablement, l'opinion publique d'un bon nombre de pays reste méfiante, des signes montrent que son attitude est devenue peu à peu plus favorable à l'énergie nucléaire ou, du moins neutre, sur cette question (AEN, 2010c). L'avenir nous dira si l'accident survenu récemment à Fukushima Daiichi a eu une influence réelle sur cette tendance.

- La confiance des investisseurs :
 - Après l'accident de *Three Mile Island*, aux États-Unis, les programmes de construction de réacteurs dans les plus grands pays nucléaires de l'époque ont connu des retards importants, en raison des modifications apportées à la conception, et ont dû supporter de frais financiers. Il a fallu également engager d'importantes dépenses pour mettre à niveau la sûreté des centrales en service.
 - Avec la libéralisation de nombreux marchés de l'électricité s'est évanouie la perspective d'obtenir un rendement garanti de l'investissement nucléaire à court terme, c'est-à-dire généralement à moins de sept ans pour un investisseur en capital-risque. Le montant de l'investissement initial nécessaire pour construire une centrale nucléaire est très élevé⁹, et nombre de compagnies d'électricité ne disposent pas d'une surface financière suffisante pour engager de tels projets. De ce fait, les investisseurs ont cessé de financer les projets nucléaires.
 - La construction d'une centrale nucléaire dure longtemps. Par conséquent il existe un risque que, pendant cette période, des changements (évolutions réglementaires, considérations politiques, prix des combustibles fossiles, etc.) ne remettent en cause le projet et n'affectent sa rentabilité.
 - Le gaz naturel est devenu une source d'énergie relativement bon marché ; la construction d'une centrale au gaz est peu coûteuse et rapide, ce qui réduit au minimum les risques de pertes et de retard.
 - Dès lors que de nombreux pays ne bénéficiaient plus de l'expérience acquise lors de la construction de centrales et que de nouveaux modèles de centrales étaient apparus, les compagnies d'électricité ont hésité à supporter seules les risques liés à la construction d'une tête de série.
 - En dépit des avantages que les décideurs peuvent trouver à l'énergie nucléaire (réduction des émissions de GES et amélioration de la sécurité de l'approvisionnement énergétique du pays), les investisseurs n'en ont retiré aucun bénéfice. La mise en place récente des marchés du carbone est une tentative pour y remédier en partie, mais de nombreux États doivent encore donner des garanties concernant la mise en place d'un mécanisme de tarification du carbone. Pour cette raison, les investisseurs ne croient pas à la stabilité de ces marchés et ne savent pas quel sera le prix du CO₂ à long terme.
- La tâche des pouvoirs publics :
 - Les États qui disposent déjà d'un programme électronucléaire et qui souhaitent le développer doivent s'assurer que le cadre juridique, réglementaire et institutionnel est efficace et optimal. Des dispositions et des décisions claires et

9. À titre d'exemple, aux États-Unis, les coûts de construction d'une centrale nucléaire moderne, hors intérêts intercalaires, sont de l'ordre de 4 à 5 milliards USD (AIE/AEN, 2010).

harmonisées contribuent à limiter les incertitudes, y compris les risques de retard à la construction, ce qui a une grande influence sur les coûts en capital.

- Indépendamment des questions de confiance du public, de la classe politique et des investisseurs, les pays qui souhaitent construire une centrale nucléaire pour la première fois doivent établir le cadre juridique, réglementaire et institutionnel indispensable. Celui-ci doit comprendre un régime efficace d'autorisation et de contrôle réglementaire ainsi qu'une stratégie de gestion des déchets radioactifs. Ces dispositifs peuvent être longs à mettre en place et sont en eux-mêmes dissuasifs.

Pour que l'énergie nucléaire puisse contribuer de manière importante à résoudre les problèmes énergétiques de la planète après une deuxième vague de développement rapide, ce secteur doit relever un certain nombre de défis :

- Sûreté en exploitation. Si l'on considère l'intérêt que lui portent les médias, l'énergie nucléaire est une technologie très sensible, ce qui suscite à son tour la sensibilité du public et de la classe politique. Même si, comparée aux filières énergétiques fondées sur les combustibles fossiles, ses performances en matière de sûreté sont excellentes (voir la section 2.7.2), un événement qui se produit en n'importe quel point du globe a des répercussions dans le monde entier, comme en témoignent les accidents survenus à *Three Mile Island* et à Tchernobyl. Les récents événements de Fukushima Daiichi auront également sans doute des conséquences, même si les perceptions concernant le rôle que peut jouer l'énergie nucléaire dans les stratégies à « zéro émission de GES » ont évolué dans plusieurs pays. Pour que le développement de cette énergie se poursuive partout dans le monde, il est essentiel que le niveau de sûreté reste très élevé dans tous les pays nucléaires.
- Bon déroulement de la phase de construction (voir également la section 2.7.4).
 - Compte tenu des lourds investissements nécessaires pour construire une centrale nucléaire, les retards de construction peuvent affecter sensiblement la rentabilité des projets et ainsi décourager les investisseurs. Pour regagner leur confiance, il faut parvenir à maîtriser les délais et les coûts de construction afin que la livraison ait lieu à temps et sans dépassement de budget.
 - Construction d'une tête de série. Les probabilités de retard sont beaucoup plus élevées lors de la construction de la première centrale d'un modèle nouveau. L'industrie nucléaire doit poursuivre ses efforts pour limiter le plus possible les risques propres à un projet avant que la construction d'un réacteur tête de série ne débute et, pour ce faire, opter pour des conceptions standardisées afin de réduire le nombre de têtes de série et, éventuellement, construire davantage de façon modulaire et en usine, car les activités effectuées sur site peuvent aggraver les difficultés.
 - Réduction des coûts en capital. Plus le montant de ces investissements diminuera, plus l'énergie nucléaire attirera les investisseurs, grâce à la diminution du coût moyen actualisé de production et des risques de retards.

Comme de nombreux États ont pris conscience que les problèmes énergétiques auxquels ils sont confrontés ne peuvent être résolus sans une contribution significative de l'énergie nucléaire, des mesures sont adoptées pour aplanir plusieurs de ces obstacles. Aux États-Unis et au Royaume-Uni, les procédures de conception, d'autorisation et d'approbation des calendriers ont été revues afin que toute demande déposée soit instruite le plus rapidement et le plus efficacement possible sans sacrifier la rigueur nécessaire. Les autorités de sûreté collaborent au sein de programmes comme le Programme multinational d'évaluation des conceptions (AEN, 2010b) afin d'harmoniser les procédures d'approbation

des conceptions et font les premiers pas pour établir des conceptions qui bénéficieraient d'une approbation internationale (ce qui accélérerait la procédure d'autorisation des projets et rassurerait quant à la sûreté de conceptions de centrales dans de nombreux pays). Dans le cadre de programmes comme le Forum international Génération IV ou l'INPRO, les États coopèrent également à des travaux de recherche et développement afin d'améliorer la conception des nouveaux réacteurs et cycles du combustible du point de vue de la résistance à la prolifération, de la sécurité, de la sûreté et de la rentabilité (voir les sections 1.3 et 2.9.1). Aux États-Unis, des incitations publiques ont été mises en place afin de réduire les risques financiers que présentent une tête de série et les premiers investissements dans de nouvelles conceptions. Les États et l'AIEA étudient des mesures pour garantir la sécurité d'approvisionnement en combustibles nucléaires¹⁰ et ainsi que des cadres de gestion multinationale du cycle du combustible, qui éviteraient à certains pays de se doter d'infrastructures d'enrichissement et de retraitement et atténueraient ainsi le risque de prolifération des armes nucléaires.

2.5. Le cycle du combustible nucléaire : présentation

L'expression courante « cycle du combustible nucléaire » fait référence à la suite des procédés par lesquels le combustible nucléaire est produit et géré avant, pendant et après son passage dans un réacteur pour produire de l'énergie. Dans la pratique, bon nombre des réacteurs dans le monde fonctionnent aujourd'hui en « cycle ouvert » qui, en réalité, n'est pas un cycle du tout, puisque le combustible n'est consommé qu'une fois, puis considéré comme un déchet et, de ce fait, stocké, et que rien n'est recyclé.

La figure 2.9 représente les principales options du cycle du combustible nucléaire.

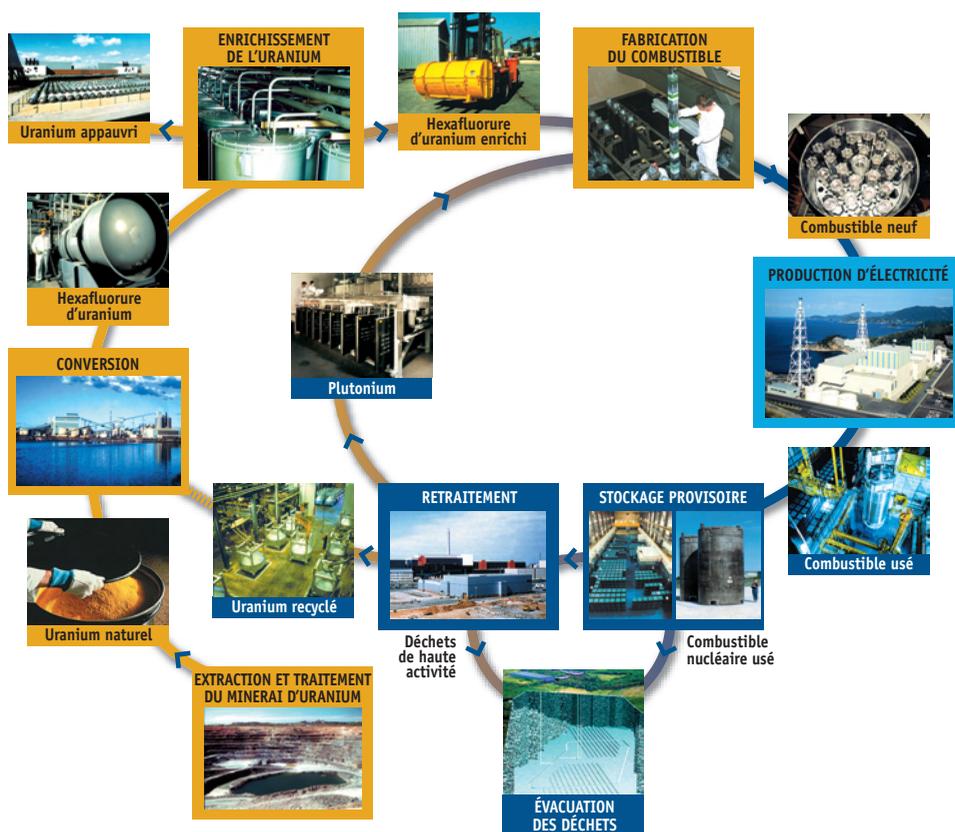
Dans la « partie aval » du cycle, on extrait le minerai d'uranium du sol à peu près de la même manière que les autres ressources minérales comme le cuivre, par exemple. Près de 55 % de la production d'uranium aujourd'hui sont extraits par les méthodes classiques à ciel ouvert ou souterraine. Le reste (36 %) est principalement obtenu par lixiviation *in situ* (LIS), une méthode qui consiste à injecter dans le sous-sol un solvant qui dissout l'uranium, à récupérer ensuite la solution dans des puits et à la pomper à la surface pour la traiter. En outre, une partie de l'uranium est également obtenue lors de l'extraction d'autres minéraux (environ 8 %) et est ainsi un sous-produit de cette activité.

L'étape suivante du cycle du combustible est le traitement, c'est-à-dire le procédé par lequel le minerai d'uranium extrait est réduit physiquement à une taille adaptée puis traité par voie chimique afin d'en tirer l'uranium et de le purifier. Le produit solide qui en résulte (U_3O_8) est d'une couleur et d'une consistance telles qu'il est couramment appelé « yellowcake », bien qu'il puisse parfois prendre une couleur grise.

La conversion, qui est l'étape suivante, est un processus chimique de transformation du yellowcake en hexafluorure (UF_6) d'uranium. Il s'agit d'une substance solide à la température ambiante qui se gazéifie facilement à une température située en-dessous du point d'ébullition de l'eau. La forme gazeuse est très bien adaptée au procédé ultérieur de l'enrichissement.

10. En décembre 2010, le Conseil des gouverneurs de l'AIEA a ainsi adopté une résolution créant une banque internationale de combustible à uranium faiblement enrichi (UFE). Un cadre de définition de la structure, des conditions d'accès et de l'emplacement de cette banque est en cours d'élaboration.

Figure 2.9 : Cycle du combustible nucléaire – cycle ouvert et cycle fermé



L'enrichissement de l'uranium consiste à séparer partiellement l'uranium en ses deux principaux isotopes naturels (^{235}U et ^{238}U). L'uranium naturel contient une faible concentration de ^{235}U (0,711 %) qui est la composante fissile de l'uranium, que l'on peut utiliser pour produire de l'énergie dans un réacteur. Le procédé d'enrichissement permet d'augmenter le pourcentage de ^{235}U dans le produit utilisable, le flux rejeté, à savoir l'uranium « appauvri »¹¹ contenant moins de l'isotope ^{235}U que l'uranium à l'état naturel. La plupart des combustibles employés dans les réacteurs ont un taux d'enrichissement maximum de 5 % en ^{235}U ; toutefois, les réacteurs à eau lourde consomment de l'uranium naturel et n'ont pas besoin de l'enrichir.

Dans la plupart des réacteurs, le combustible est du dioxyde d'uranium. Pour le produire, il faut transformer l' UF_6 en une poudre de dioxyde d'uranium (UO_2) que l'on comprime et chauffe (frittage) sous forme de petites pastilles cylindriques. Ces pastilles sont chargées dans des tubes métalliques creux (les crayons ou aiguilles de combustible), normalement un acier inoxydable très résistant à la corrosion ou en l'alliage de zirconium. Plusieurs de ces crayons combustibles sont disposés dans une structure de maintien que l'on appelle assemblage combustible. Dans un réacteur à eau bouillante (REB) typique, on compte plus de 730 assemblages contenant environ 46 000 crayons combustibles.

Le plus souvent, les assemblages combustibles sont irradiés dans un réacteur pendant trois à quatre ans, période pendant laquelle le ^{235}U est consommé (fissionné) pour produire

11. On fait couramment référence à cet uranium appauvri en parlant des résidus de traitement. Il représente environ 85 % en poids de l'uranium consommé lors de l'enrichissement.

de l'énergie. De plus, une partie du ^{238}U subit une capture fertile qui donne naissance à du ^{239}Pu , un isotope également fissile qui est aussi partiellement consommé pour produire de l'énergie. Le facteur de conversion ^{238}U -Pu est approximativement identique dans tous les réacteurs du parc actuel, à savoir variant de 0,6 à 0,7. Cela signifie que chaque fois qu'un noyau fissile subit une fission ou une capture neutronique, il se produit également 0,6 à 0,7 conversion produisant du ^{239}Pu utile. Seule une fraction du ^{239}Pu ainsi obtenu se fissionne et contribue à 30-40 % de la production d'énergie sur toute la durée de vie du combustible¹². Cette capture fertile par conséquent améliore la quantité d'énergie utile produite avec l'uranium utilisé.

Le gros de l'uranium contenu dans le combustible reste également inutilisé et, au déchargement, le combustible irradié contient toujours du ^{238}U fertile ainsi que des quantités résiduelles de différents nucléides fissiles : ^{235}U , ^{239}Pu et ^{241}Pu . Les quantités précises varient avec la filière de réacteur et le taux de combustion du combustible, mais dans le cas des réacteurs à eau ordinaire (REO), le ^{235}U résiduel représente normalement entre 0,6 et 1 %, tandis que la teneur en plutonium fissile (^{239}Pu + ^{241}Pu) se situe entre 0,7 et 0,8 %.

L'aval du cycle du combustible commence lorsque le combustible irradié, ou usé, est déchargé du réacteur en vue de son entreposage, une étape indispensable dans tous les cycles du combustible (comme on le verra à la section 3.2.3). Habituellement, le combustible nucléaire usé passe du réacteur à des piscines remplies d'eau qui se trouvent sur le site. L'eau assure à la fois le refroidissement et une protection contre les rayonnements. Après ce premier refroidissement, une partie de la radioactivité a diminué (même si le combustible usé reste très radioactif) et la température du combustible a nettement baissé. Le combustible nucléaire usé est alors prêt pour un entreposage de plus longue durée qui peut être organisé sur le site ou dans un centre d'entreposage, soit en piscine ou dans des unités d'entreposage spécialement conçues où il peut rester en attendant d'être conditionné de nouveau pour le stockage (dans le cas du cycle ouvert) ou d'être envoyé dans une usine de retraitement (cycle fermé).

Le combustible nucléaire usé est généralement transporté dans de lourds conteneurs en acier dont les parois assurent une protection contre les rayonnements et dissipent, par conduction, la chaleur de décroissance radioactive. Le transport du combustible nucléaire usé et des autres matières nucléaires constitue également une partie intégrante non négligeable du cycle du combustible, qui retient l'attention de la sphère socio-politique. Comme il s'agit d'une activité soumise à une réglementation nationale et internationale très sévère (AIEA), les transports nucléaires représentent aujourd'hui une industrie très sûre et parvenue à maturité, comme le montre l'expérience de nombreux pays (AEN, 2010g).

Le retraitement est l'opération par laquelle on récupère, pour la réutiliser, l'énergie non consommée que contenait le combustible usé ou encore on sépare les divers constituants du combustible usé pour la gestion des déchets (voir, par exemple, la séparation et transmutation à la section 2.9.2). Le retraitement, tel qu'il est effectué actuellement, permet de réduire déjà dans de fortes proportions le volume et la radioactivité à long terme des substances à stocker. La séparation de l'uranium et du plutonium est un procédé chimique effectué à l'échelle industrielle du nom de PUREX (plutonium and uranium extraction). Les flux de produits de fission de haute activité rejetés, qui contiennent les actinides mineurs, sont entreposés en vue de leur solidification ultérieure dans une matrice de verre très résistante à la lixiviation (déchets vitrifiés de haute activité). Le processus de vitrification consiste à verser les déchets de haute activité fondus dans des conteneurs en acier inoxydable où ils se solidifient. Ces conteneurs sont ensuite scellés puis expédiés dans une installation d'entreposage réfrigérée jusqu'à ce qu'ils soient

12. Le Pu représente environ 50 % de l'énergie produite dans un réacteur à eau lourde.

finalement réexpédiés dans un centre de stockage géologique. Les tubes métalliques des crayons combustibles ainsi que les autres composants des assemblages combustibles constituent d'autres flux de déchets qui sont également conditionnés en vue de leur entreposage et de leur stockage définitif. Aspect important du retraitement, des déchets ultimes, c'est-à-dire les conteneurs de verre, ne contiennent plus de matières fissiles, ce qui permet, une fois les déchets stockés, de relâcher quelque peu les contraintes relatives à la criticité ainsi que les exigences en matière de garanties.

L'URT peut être recyclé (moyennant quelques opérations supplémentaires, voir ci-dessous) après réenrichissement. Certains réacteurs sont également en partie alimentés en combustible contenant des pastilles faites d'un mélange de dioxydes d'uranium et de plutonium (MOX) récupérés lors du retraitement (voir figure 2.9). À l'heure actuelle, il existe environ 40 REO dans le monde qui utilisent du combustible MOX pour satisfaire une partie de leurs besoins. Ce combustible MOX exige de prendre, par rapport au combustible à l'uranium, des précautions supplémentaires lors de la fabrication du combustible afin de confiner le plutonium et de protéger le personnel de l'exposition à des doses de rayonnements. Le nombre de cycles en réacteur du plutonium est limité par l'accumulation d'isotopes pairs du Pu qui ne peuvent être fissionnés par les neutrons thermiques caractéristiques des REO et d'éléments indésirables, en particulier le curium. Après deux ou trois cycles (selon la quantité de combustible MOX usé qui est diluée avec le combustible UOX usé), le combustible MOX ne peut plus être recyclé dans un REO bien que l'U et le Pu qu'il contient puissent être consommés ensuite dans des réacteurs à spectre rapide (voir ci-dessous).

Par conséquent, il existe aujourd'hui deux grandes options industrielles pour gérer le combustible usé dans les réacteurs à eau ordinaire, le cycle « ouvert » et le recyclage partiel de l'uranium et du plutonium non consommés dans les réacteurs à eau ordinaire.

L'URT qui provient des REO contient normalement un peu plus de ^{235}U que l'uranium naturel et, moyennant quelques ajustements pour tenir compte de la présence de ^{236}U non fissile, qui est un absorbeur de neutrons, il peut le remplacer directement. En principe l'URT peut être recyclé dans des réacteurs à eau lourde sous pression sans avoir été au préalable réenrichi, mais cette technique n'a pas encore atteint le stade industriel¹³. Pour ce qui est du MOX, la fabrication d'URT exige également de prendre des dispositions particulières pour se protéger du champ de rayons gamma puissant que produit la chaîne de décroissance du ^{232}U qui, bien que présent en très petites quantités (parties par milliard), reste une source de rayonnement gamma importante.

D'autres types de réacteurs – les réacteurs rapides – qui fonctionnent avec des spectres de neutrons rapides, sont plus adaptés au multirecyclage des matières fissiles et fertiles. En effet, dans un spectre de neutrons rapides, les isotopes fertiles se comportent comme des matières fissiles ou se transforment en isotopes fissiles, si bien que l'efficacité de la consommation du combustible y est bien meilleure que dans un REO. Dans ces réacteurs, il est même possible de produire davantage de matières fissiles qu'on en consomme, un processus qui conduit à une augmentation nette des isotopes fissiles que l'on appelle surgénération. Les réacteurs conçus à cet effet portent le nom de surgénérateurs rapides.

Les réacteurs rapides, où il est possible de recycler plusieurs fois le plutonium et l'uranium, consomment des quantités d'uranium très réduites. Avec une quantité donnée d'uranium naturel, la quantité d'énergie extraite dans les réacteurs rapides peut être 60 fois supérieure à celle obtenue dans des cycles du combustible ouvert. Bien que l'on ait construit et même exploité plusieurs réacteurs rapides, ils n'ont pas encore été véritablement déployés. Il s'agit d'une technologie plus complexe, et les ressources en

13. Les premières irradiations de combustible dérivé de l'URT ont été effectuées à titre de démonstration dans un réacteur de puissance en Chine.

uranium étaient jusqu'à présent abondantes et relativement bon marché. Du point de vue de la gestion des déchets, les réacteurs rapides sont également bien adaptés au recyclage des actinides mineurs et permettent ainsi de réduire la chaleur de décroissance et la radiotoxicité des déchets (voir section 2.9.1).

Ces avantages expliquent pourquoi la mise au point de ces réacteurs a suscité un intérêt constant, notamment dans le cadre du Programme Génération IV (voir section 2.9.1). Bon nombre d'études ont été et sont consacrées aux scénarios de transition entre les parcs nucléaires actuels reposant sur les REO et des parcs mixtes REO-RNR ou des parcs entièrement composés de RNR, avec les options correspondantes du cycle du combustible (AEN, 2006 ; 2009 et RED-IMPACT, 2008). Dans les années 1990 et au début des années 2000, ont été entrepris d'importants travaux liés à l'utilisation des RNR pour améliorer la durabilité de la composante gestion des déchets, à savoir la réduction des quantités d'actinides mineurs¹⁴ dans les déchets ultimes. On notera que la durabilité, y compris l'utilisation optimisée du combustible pour en assurer la disponibilité à long terme, la réduction et la gestion efficaces des déchets, est l'un des objectifs des nouveaux systèmes sur lesquels le Forum GIF travaille.

2.6. Cycle du combustible nucléaire : amont

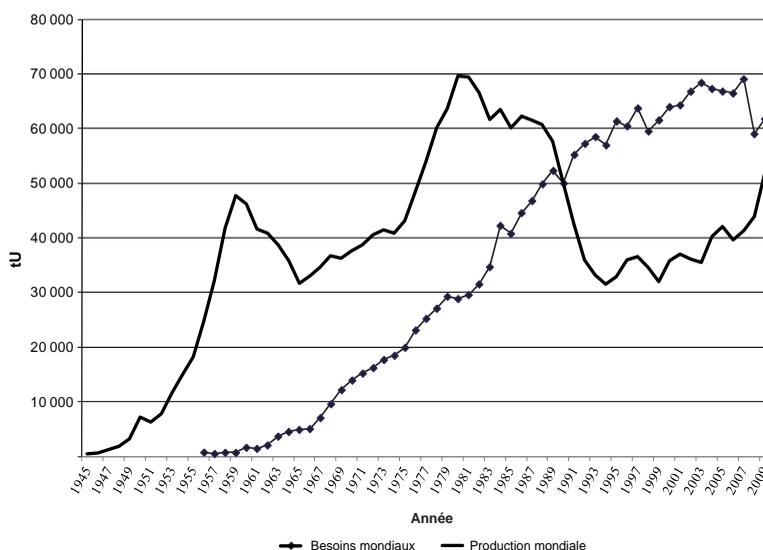
2.6.1. Offre et demande d'uranium

Le marché de l'uranium

Les conditions sur le marché sont les principaux facteurs qui déterminent l'état des ressources et le développement de la capacité de production d'uranium. De nombreux aspects du marché actuel de l'uranium sont l'aboutissement de deux décennies de prix bas (environ 1983-2003) qui ont succédé à une période de prix élevés marquée par une intense activité d'exploration et de production dans les années 1970. Comme la production au moment de l'émergence de cette industrie a été bien supérieure aux besoins ultérieurs des centrales nucléaires, un important stock de « sources secondaires » s'est accumulé.

Ce stock, détenu sous diverses formes par l'État et l'industrie civile, est pour beaucoup dans le faible niveau des prix au cours des années qui ont suivi. Lorsqu'a été publié, en 2002, l'ouvrage intitulé *Le cycle du combustible nucléaire*, les prix de l'uranium avaient la plupart du temps stagné en dessous de 30 USD/kg d'U depuis 1989, une situation également due à la combinaison d'autres facteurs (Price *et al.*, 2006). Les prélèvements effectués sur ce stock, mais aussi la dilution de l'uranium hautement enrichi de qualité militaire des États-Unis et de la Fédération de Russie qui s'est trouvé sur le marché à peu près à la même période, ont fait reculer la demande d'uranium neuf et ont conduit à deux décennies d'uranium peu cher. Cette situation a entraîné la fermeture de toutes les installations à l'exception des mines ayant les plus faibles coûts d'extraction. Elle a stimulé les regroupements sur les marchés et freiné les investissements dans la prospection et le développement miniers. À partir du début des années 1990 jusqu'au milieu de la décennie actuelle, près de la moitié des besoins annuels ont été satisfaits grâce à ces sources secondaires (voir figure 2.10).

14. La série des actinides recouvre 15 éléments chimiques de numéros atomiques allant de 89 à 103, c'est-à-dire de l'actinium jusqu'au lawrencium. Les actinides mineurs sont les actinides que l'on trouve dans le combustible nucléaire usé en plus de l'uranium et du plutonium, appelés actinides majeurs. Les actinides mineurs comprennent le neptunium, l'américium, le curium, le berkélium, le californium, l'einsteinium et le fermium. Ce sont en général les trois premiers qu'il faut considérer comme importants.

Figure 2.10 : Production et besoins annuels d'uranium, 1945-2009

Note : Les valeurs de 2009 sont des estimations.

En 2003-04, l'envolée des prix sous l'effet d'un changement des conditions sur le marché a marqué un tournant. Tout d'abord, la connexion au réseau de nouveaux réacteurs et le relèvement des facteurs de charge des anciens réacteurs, rendu possible par des améliorations de l'exploitation et des augmentations de puissance, ont stimulé la demande. Deuxièmement, il est devenu évident que les stocks historiques d'uranium seraient bientôt épuisés et que le programme de dilution de l'uranium hautement enrichi parvenait à sa fin. La prise de conscience de la contribution potentielle du nucléaire à la production d'énergie décarbonée, indispensable au développement mondial, a certainement contribué à renforcer le marché jusqu'en 2007. Parmi les autres facteurs qui ont influencé le marché, on notera certaines difficultés temporaires rencontrées dans des mines et usines de traitement de l'uranium existantes ou en cours d'aménagement ainsi que la spéculation. Les prix spot de l'uranium ont considérablement augmenté et sont devenus très fluctuants atteignant des sommets nettement supérieurs au plateau qui avait marqué la longue période précédente (entre le début des années 1990 et 2000, comme le montre la figure 2.11).

En 2007, les prix spot de l'uranium ont amorcé leur décrue. Cette évolution a été attribuée à la réticence des acheteurs traditionnels à négocier à des prix aussi élevés (AEN, 2010d). Finalement, la crise financière mondiale a contribué à la plongée des prix, incitant ainsi à vendre les négociants désemparés ayant un besoin urgent de capitaux (AEN, 2010d). En 2010, les prix spot avaient recommencé de monter, mais, depuis l'accident de Fukushima Daiichi, ils se sont effondrés¹⁵, les marchés redoutant que la puissance installée perdue au Japon et, éventuellement dans d'autres pays d'Europe, n'entraîne une baisse de la demande d'uranium. Toutefois, les prix spot sont depuis repartis à la hausse et, si l'on peut penser qu'à court terme le marché de l'uranium sera volatil, voire légèrement déprimé, les mécanismes fondamentaux du marché et les pressions sociales sont toujours là pour faire de nouveau remonter les prix à moyen et à long terme.

Notons que la quantité d'uranium échangée sur le marché spot une année donnée représente habituellement moins de 15 % de la totalité des échanges. En 2009, par exemple, 5,2 % seulement des livraisons d'uranium aux entreprises d'électricité de

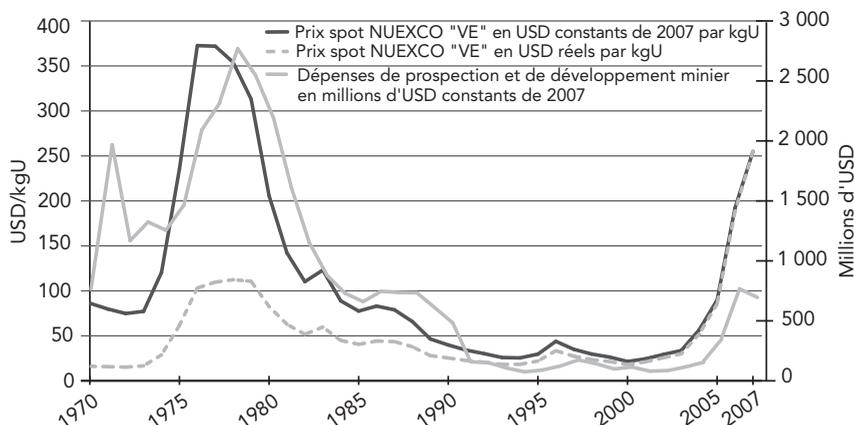
15. Ux Consulting Company (www.uxc.com/review/uxc_PriceChart.aspx?chart=spot-u3o8-2yr).

l'Union européenne avaient été négociés dans le cadre de contrats spot (le marché nucléaire européen représente à peu près 30 % du marché mondial). La plupart des transactions de minerai d'uranium se négocient dans le cadre de contrats à long terme dont les prix se sont révélés moins volatils bien qu'ayant fortement augmenté.

Prospection de l'uranium et ressources

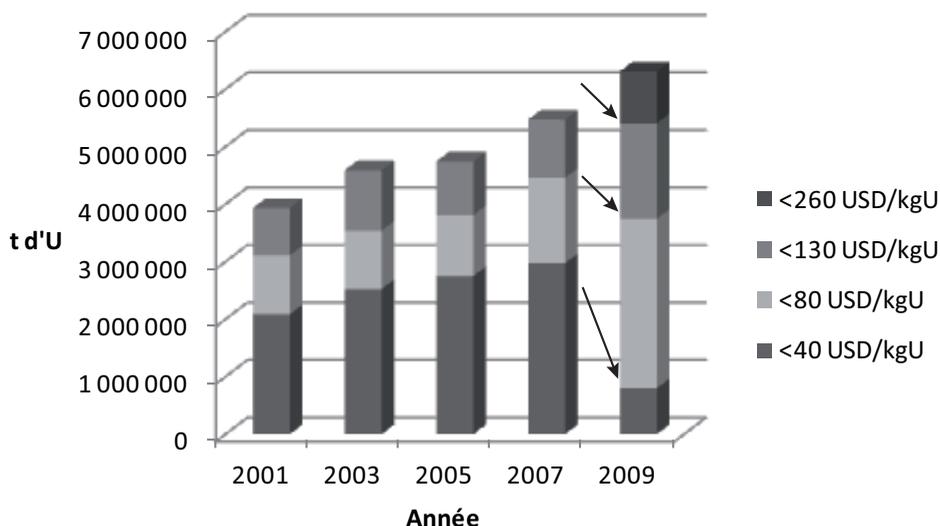
Bien que le tassement des prix du marché depuis 2007 et la hausse des coûts d'extraction et de développement aient retardé certains aménagements prévus, il est clair que la nouvelle vigueur du marché ces dernières années par rapport aux deux dernières décennies du 20^e siècle a stimulé la prospection et le développement de capacités de production (AEN, 2010d) (voir figures 2.11 et 2.12).

Figure 2.11 : Prix spot annuels moyens de l'uranium, dépenses de prospection et de développement minier, 1970-2007



Notes : La valeur donnée pour la prospection et le développement minier en 2007 est une estimation. Le prix spot NUEXCO « VE » est donné avec l'aimable autorisation de TradeTech (www.uranium.info).

Figure 2.12 : Ressources identifiées totales par tranche de coûts entre 2001 et 2009



Sources : D'après AEN, *Uranium : Ressources, production et demande*, 2001 à 2009.

D'après AEN, 2010d, la capacité théorique de production devrait sensiblement augmenter dans un proche avenir sous l'effet de l'ouverture de nouvelles mines et de l'agrandissement des centres de production existants qui a commencé en 2003. L'analyse révèle que les investissements dans les travaux de prospection et le développement minier suivent, avec un retard de deux ans, les hausses des prix spot. L'uranium étant relativement abondant dans la croûte terrestre, les investissements dans la prospection de ce minerai devraient aboutir à la découverte de nouvelles ressources présentant un intérêt économique.

Si la prospection s'intensifie, les ressources augmentent malgré les prélèvements continus opérés lors de la production minière. En 2009, les ressources totales identifiées¹⁶ (ressources raisonnablement assurées et ressources présumées) s'élevaient à environ 5 400 000 t d'U dans la tranche de coûts < 130 USD/kg d'U et à environ 6 300 000 t d'U dans la tranche < 260 USD/kg d'U (AEN, 2010d).

Les ressources non découvertes totales (ressources pronostiquées et ressources présumées) représentaient alors près de 10 500 000 t d'U, soit 485 000 t d'U de plus que les statistiques de 2005 bien que certains pays, dont des gros producteurs, ne fassent pas état des ressources appartenant à cette catégorie. Plusieurs de ces pays, comme l'Australie, le Gabon et la Namibie sont jugés détenir d'importantes ressources dans des régions à peine explorées à ce jour. Le tableau 2.2 montre les quantités d'uranium comptabilisées dans chacune de ces catégories en 2009.

Tableau 2.2 : Ressources en uranium

Catégorie de ressources	Quantité : 1 000 t d'U à un coût < 130 USD/kg d'U	Quantité : 1 000 t d'U à un coût < 260 USD/kg d'U
Ressources identifiées (ressources raisonnablement assurées et présumées)	5 404	6 306
Ressources raisonnablement assurées	3 525	> 4 004
Ressources présumées	> 1 879	2 302
Ressources pronostiquées	2 815	2 905
Ressources spéculatives*	3 778	3 902
Total	11 997	13 113

* Chiffre auquel il faut ajouter 3 594 t d'U récupérables à un coût non précisé, ce qui donne au total 7 496 t d'U.

Source : AEN, 2010d.

16. Les ressources en uranium sont classées selon un système (fondé sur la certitude géologique et les coûts de production) élaboré afin de réunir les estimations de ressources données par les pays de manière à pouvoir présenter des chiffres mondiaux harmonisés. Les ressources identifiées (RRA et ressources présumées) se rapportent aux gisements d'uranium délimités grâce à des mesures directes suffisantes pour mener des études de pré-faisabilité et parfois de faisabilité. Dans le cas des ressources raisonnablement assurées (RRA), la confiance que l'on peut accorder aux estimations de la teneur et du tonnage du minerai est généralement suffisamment élevée pour que l'on puisse décider de passer à l'exploitation de la mine. Les ressources présumées ne sont pas définies avec un degré de certitude aussi élevé et exigent habituellement de nouvelles mesures directes avant de décider de procéder à l'exploitation. Les ressources non découvertes (ressources pronostiquées et spéculatives) se rapportent à des ressources dont la connaissance géologique de gisements précédemment découverts et la cartographie géologique régionale laissent supposer la présence. Les ressources pronostiquées se rapportent à celles qui sont présumées exister dans des provinces uranifères connues et sur lesquelles on possède quelques preuves directes. D'importants travaux de prospection sont nécessaires pour confirmer l'existence des ressources pronostiquées et des ressources spéculatives et pour définir la teneur et les tonnages du minerai.

On notera que, si les ressources identifiées totales ont globalement augmenté, les ressources récupérables à coût inférieur ont, par contre, fortement reculé en raison principalement de la hausse des coûts d'extraction. Dans l'édition de 2009 de *Uranium : Ressources, production et demande* (AEN, 2010d), une nouvelle tranche de coûts élevés (< 260 USD/kg d'U) a été ajoutée pour rendre compte de la hausse générale tant des prix sur le marché de l'uranium depuis 2003 et que des coûts d'extraction. Bien que les augmentations des ressources figurant dans la nouvelle tranche de coûts, correspondent en partie aux découvertes récentes, la majorité d'entre elles résultent des réévaluations des ressources identifiées précédemment.

La mise en service industrielle de réacteurs surgénérateurs rapides permettrait d'augmenter considérablement la quantité d'énergie extractible des ressources d'uranium disponibles (tableau 2.3). Comme nous l'avons vu à la section 2.5, parce que le ^{238}U non fissile pourrait être ainsi être transformé en ^{239}Pu fissile, les besoins en uranium neuf diminueraient dans de fortes proportions (AEN, 2006), de 60 fois au maximum, selon l'AEN (AEN, 2008a). Il serait ainsi possible de produire de l'énergie sans émettre de CO_2 ou presque, pendant des milliers d'années.

Tableau 2.3 : Durée des ressources en uranium
(nombre d'années de fourniture des quantités nécessaires aux réacteurs en 2008)

	Ressources identifiées	Total ressources classiques	Total ressources classiques + phosphates
Filières actuelles de réacteurs	100	~ 300*	~ 700**
Introduction des RNR	> 6 000	~ 17 000	~ 40 000

* Les ressources classiques totales recouvrent les RRA, ressources présumées, pronostiquées et spéculatives dans toutes les tranches de coûts, soit un total d'environ 16 706 300 t d'U. Toutefois, l'affectation de ces ressources à des catégories plus précisément définies exigerait d'importants travaux de prospection et de développement (AEN, 2010d).

** Les estimations des ressources en uranium associées aux phosphates sont très incertaines ; la réalisation d'estimations plus rigoureuses est donc nécessaire (AEN, 2010d). Toutefois, quatre pays seulement estiment déjà à près de 9 millions t d'U ces ressources, à savoir les États-Unis, la Jordanie, le Maroc et le Mexique. D'après des études antérieures (AEN, 2006a), les quantités mondiales totales de ressources liées à des phosphates pourraient s'élever à 22 millions t d'U.

Source : Tiré de AEN, 2010d, 2006a et 2008a.

Les ressources en uranium présentées ci-dessus ne doivent pas être considérées comme une estimation de la quantité totale d'uranium exploitable dans la croûte terrestre. Si les conditions du marché restent favorables et continuent de stimuler l'exploration, de nouvelles découvertes sont probables, comme ce fut le cas dans le passé lors des périodes de prospection intense. Par ailleurs, étant donné le stade de développement actuel de la prospection d'uranium dans le monde et sa couverture géographique limitée, les possibilités de découvrir de nouvelles ressources présentant un intérêt économique sont considérables.

Comme on peut le voir sur le tableau 2.3, le recours à des filières de réacteurs et des cycles du combustible avancés permettrait également d'accroître fortement l'offre d'énergie mondiale à long terme. Le passage à des filières de réacteurs avancées et le recyclage du combustible prolongerait la disponibilité à long terme de l'énergie nucléaire, la portant de centaines à des milliers d'années. En outre, le thorium qui est plus abondant que l'uranium dans la croûte terrestre pourrait servir de combustible nucléaire si l'on réussit à mettre au point et à déployer de nouveaux cycles du combustible. La démonstration des réacteurs au thorium a déjà été effectuée dans le passé, mais cette filière ne pourra être exploitée sans travaux de développement supplémentaires, sur les technologies de recyclage notamment.

Il existe également d'immenses ressources non classiques, dont l'uranium renfermé dans des phosphates naturels (voir tableau 2.3), que l'on pourrait exploiter afin de prolonger la période pendant laquelle il sera possible d'utiliser les technologies de réacteurs actuelles pour satisfaire la demande, à condition de surmonter des obstacles potentiels tels que les exigences réglementaires et l'existence d'un personnel qualifié. Bien que les phosphates soient considérés comme la ressource non classique la plus importante, il existe également des quantités énormes d'uranium (environ 4,2 millions t d'U) dans les schistes noirs de Chattanooga (États-Unis) et de Ronneburg (Allemagne). Les possibilités de récupérer l'uranium que contiennent le charbon et ses cendres sont également à l'étude. Des recherches ont été effectuées sur l'extraction d'uranium de l'eau de mer, qui permettrait de récupérer 4.6 milliards t d'U, et se sont d'ailleurs poursuivies au Japon afin de mettre au point des méthodes d'exploitation rentables.

Figure 2.13 : Répartition mondiale des ressources identifiées (< 130 USD/kg d'U)



Répartition géographique

La situation géopolitique des ressources en uranium et de la fabrication des combustibles est très différente de celle des combustibles fossiles. L'énergie nucléaire présente un avantage majeur qui tient à la densité énergétique élevée du combustible et à la facilité qui en résulte d'en constituer des stocks stratégiques¹⁷, auquel il faut ajouter la répartition géopolitique variée et stable qui caractérise les ressources en uranium et les usines de fabrication du combustible. La figure 2.13 représente les ressources identifiées dans 14 pays qui sont des gros producteurs d'uranium ou qui ont mis sur pied d'importants programmes de développement de leurs capacités et témoigne et montre que ces ressources sont largement réparties sur la surface de la planète. Ensemble, ces 14 pays possèdent 97 % des ressources identifiées mondiales dans cette tranche de coûts (les 3 % restants se répartissent entre 19 autres pays). Cette large répartition des ressources en uranium constitue un avantage stratégique de l'énergie nucléaire du point de vue de la sécurité d'approvisionnement, qui est aujourd'hui l'élément central des politiques énergétiques nationales et,

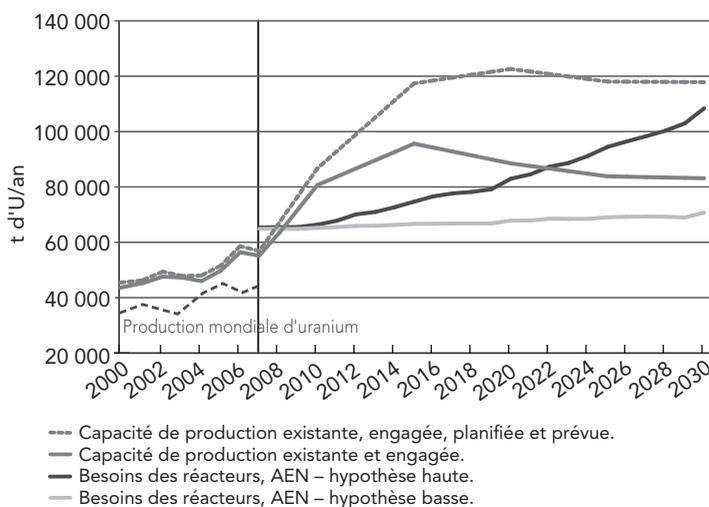
17. Une tonne d'uranium consommée dans un réacteur à eau ordinaire fonctionnant en cycle ouvert représente l'équivalent énergétique de 10 000 à 16 000 tonnes de pétrole ou encore de 14 000 à 23 000 tonnes de charbon (AEN, 2008b).

de ce fait, se trouve au cœur des préoccupations du public et des décideurs. On notera toutefois que, depuis peu, l'extraction minière concerne des pays qui n'ont pas une grande expérience de cette activité et/ou présentent des risques géopolitiques accrus, situation qui pourrait avoir des répercussions négatives notamment sur la prévisibilité des prix de l'uranium.

Demande d'uranium

À l'échelle de la planète, les besoins en combustible de l'industrie nucléaire représentent la quasi-totalité de la demande d'uranium, soit près de 67 300 tonnes en 2008. Cette demande est satisfaite par la production d'uranium (extraction, LIS, etc.) ainsi que par des sources secondaires (dilution d'uranium fortement enrichi des ogives nucléaires, stocks des États ou des entreprises d'électricité et matières recyclées). Ces dernières années, les acquisitions d'uranium ont diminué parce que l'on a prélevé sur les stocks, mais aussi parce que la hausse des coûts de l'uranium a incité les entreprises d'électricité à exiger des taux de rejet moins importants dans les usines d'enrichissement afin de consommer moins d'uranium (voir section 3.2.1).

Figure 2.14 : Capacité théorique annuelle mondiale de production d'uranium et besoins en uranium du parc nucléaire projetés par l'AEN*, de 2007 à 2030



* Inclut tous les centres de production existants, commandés, prévus et envisagés exploitant des ressources raisonnablement assurées et présumées récupérables à un coût ≤ 80 USD/kg d'U.

On peut se faire une idée globale de la situation de l'offre et de la demande d'uranium (voir figure 2.14) si l'on étudie les projets d'augmentation de la capacité de production, la capacité de production des mines exploitées et les ressources classiques identifiées (au 1^{er} janvier 2007), parallèlement à la future demande d'uranium calculée d'après des scénarios de la croissance de la puissance nucléaire installée jusqu'en 2030 établis par l'AEN (404 GWe et 619 GWe selon que l'on étudie le scénario optimiste ou le scénario pessimiste, respectivement). Les *Perspectives de l'énergie nucléaire* (AEN, 2008a) montrent quelle a été la réaction de l'industrie à la hausse des prix entre 2003 et 2007 et apportent la preuve de la puissance qu'a le marché à stimuler le développement de la capacité de production d'uranium. Les prix mondiaux de l'uranium étant plus solides, il est devenu plus facile pour les producteurs de sources primaires de concurrencer les sources secondaires qui subsistent et dont les coûts de production sont pour l'essentiel amortis. Pour pouvoir satisfaire la demande dans le scénario optimiste, il serait justifié d'augmenter fortement la production mondiale d'uranium, pour la multiplier par trois d'ici 2030 par

rapport au niveau actuel de 40 à 45 000 t d'U par an (voir tableau 2.4). Dans le scénario de référence de l'AEN, la production doit au moins doubler. Ces deux possibilités peuvent assurément se concrétiser étant donné l'importance de la base de ressources, mais elles marqueront un véritable tournant par rapport à l'histoire de l'industrie dans les années 1980 et 1990. Et de fait, la production devra connaître un essor aussi important que dans les années 1950 (pour les besoins de la défense) et à la fin des années 1970 (pour satisfaire la demande de l'industrie civile qui connaissait une croissance rapide).

Tableau 2.4 : Production d'uranium par pays en 2008

Pays	Production d'uranium (en tonnes)	Production totale (%)
Afrique du Sud	565	1
Australie	8 433	19
Brésil	330	1
Canada	9 000	21
Chine	770	2
États-Unis	1 492	3
Fédération de Russie	3 521	8
Inde	250	1
Kazakhstan	8 512	19
Namibie	4 400	10
Niger	3 032	7
Ouzbékistan	2 340	5
République tchèque	275	1
Ukraine	830	2
Divers	130	< 0,5
Total	43 880	100

S'ils se réalisent, les projets de développement rapide des capacités de production existantes et engagées devraient permettre de satisfaire la demande, dans le scénario optimiste de l'AEN, jusqu'en 2022. En tenant compte des centres de production prévus et envisagés, la capacité de production devrait largement satisfaire la demande correspondant au scénario optimiste de l'AEN jusqu'en 2030. Toutefois, il faudra réaliser ces centres en respectant les calendriers prévus et maintenir la production à son niveau maximum ou presque sur toute la durée de vie de ces centres. Étant donné le rythme auquel ont été récemment aménagées les mines d'uranium, on peut s'attendre à des retards dans la création des centres de production ce qui diminuera ou retardera les anticipations de production des installations prévues ou envisagées. De plus, comme le fait remarquer la rétrospective du « Livre Rouge » (AEN, 2006a), la production mondiale n'a jamais dépassé 89 % de la capacité de production indiquée (depuis 2003, la production se situe entre 73 % et 84 % de la capacité de production). Par conséquent, bien que l'industrie ait réagi vigoureusement aux signaux de prix élevés du marché, parvenir à l'équilibre sur le marché nécessitera probablement de recourir à de nouvelles sources de production primaires et secondaires, complétées par des économies sur la consommation d'uranium réalisables, si possible, en abaissant les niveaux de rejet lors de l'enrichissement, étant donné la faible surcapacité d'enrichissement qui existe aujourd'hui (faire passer le taux de rejet des usines d'enrichissement de 0,3 % à 0,25 % reviendrait, toutes choses étant égales par ailleurs, à réduire la demande d'uranium de 9,5 % mais aussi à augmenter les besoins d'enrichissement de 11 %). Après 2013, lorsque l'accord relatif à l'élimination de l'uranium fortement enrichi conclu par les États-Unis et la Fédération de Russie sera parvenu à expiration, la disponibilité des sources secondaires devrait diminuer, ce qui obligera à recourir de plus en plus à la production primaire pour satisfaire les besoins des réacteurs.

La recherche et les investissements seront des facteurs déterminants si l'on veut développer de nouveaux projets miniers dans un délai raisonnable, et le prix de l'uranium sur le marché devra être de nature à stimuler l'investissement. Toutefois, la crise qui s'est propagée ces deux dernières années des marchés financiers à l'économie mondiale n'a pas épargné le marché de l'uranium. La rareté des ressources financières a conduit certains à réduire, différer, voire arrêter la production. Ce manque de sources de financement peut même conduire certaines entreprises à abandonner des projets miniers.

Par conséquent, si les ressources en uranium que contient le sous-sol ne font pas de doute, on en sait beaucoup moins sur le rythme auquel elles seront extraites et mises sur le marché. À court terme, bien des choses dépendent aujourd'hui de la vitesse à laquelle les marchés financiers se rétabliront ainsi que de l'idée que l'on se fera de la demande d'uranium à long terme après l'accident de Fukushima Daiichi. Même si les conditions sur le marché sont favorables, les scénarios de forte demande représenteront un défi pour le secteur de l'uranium à cause surtout des délais considérables qu'exige, dans la plupart des pays, la création d'une mine d'uranium et de la difficulté de maintenir la production à un niveau égal ou proche de la capacité nominale, mais aussi de la baisse progressive de la teneur moyenne en uranium du minerai dans les mines prospectées. Il appartient ici aux pouvoirs publics de veiller à ce que les procédures d'autorisation indispensables soient aussi efficaces que possible, sans pour autant sacrifier à la rigueur requise.

2.6.2. Conversion

Vers le début du siècle (2000) les prix de la conversion de l'uranium étaient assez bas (< 5 USD/kg d' U^{18}), mais en progression. À ces prix, les usines de conversion parvenaient difficilement à engranger des recettes et on s'attendait à ce que certains producteurs arrêtent leurs installations et cessent toute production. Toutefois, parallèlement à la hausse des prix de l'uranium en 2004, les prix de la conversion ont décollé pour atteindre un pic de 12 USD/kg d'U entre 2005 et 2007, suivi d'une légère baisse en 2008-09.

En 2009, les capacités totales mondiales de conversion étaient estimées à 76 000 t d'U sous forme d' UF_6 (voir le tableau 2.5). Les principales usines de conversion se trouvent au Canada, aux États-Unis, en Fédération de Russie, en France et au Royaume-Uni. Quatre entreprises représentent plus de 90 % de la capacité nominale et de la production. Kazatomprom, qui a signé avec Cameco un contrat prévoyant la construction d'une usine de conversion d' UF_6 d'une capacité potentielle de 12 000 tonnes au Kazakhstan, est en passe de devenir un grand fournisseur de services de conversion. Cette usine exploitera la technologie de Cameco.

Tableau 2.5 : Principales entreprises de conversion de l'uranium

Entreprise	Capacité nominale en 2008 (t d'U sous forme d' UF_6)	Proportion de la capacité mondiale (%)
AtomenErgoProm (Fédération de Russie)	25 000	33
Cameco (Canada et Royaume-Uni)	18 500	24
AREVA (France)	14 500	19
ConverDyn (États-Unis)	15 000	20
CNNC (Chine)	3 000	4
Total mondial	76 000	100

Source : D'après WNA, 2011.

En 2008, AREVA a annoncé son intention d'investir 610 millions EUR supplémentaires pour moderniser et accroître la capacité de conversion des usines de Tricastin et de Malvési, un projet en chantier qui porte le nom de Comurhex II et dont la mise en service est prévue progressivement d'ici 2015. La réalisation de ces installations, qui viendra augmenter la capacité de conversion de 15 000 tonnes (éventuellement de 21 000 tonnes) par an, devrait s'achever en 2012.

Normalement, les usines de conversion environ 90 % de leur capacité nominale. Si l'on compare ces capacités de conversion à la demande d'uranium dans les scénarios prévus par l'AEN, on s'aperçoit que l'on aura besoin d'une capacité de conversion supplémentaire dans un proche avenir si le scénario optimiste voit le jour. Le moment précis où ce besoin se fera sentir dépend de la quantité d'uranium secondaire qui continuera d'alimenter le marché. Il ne devrait pas être difficile de construire une capacité supplémentaire puisque, comme nous l'avons vu, des installations représentant une capacité importante sont déjà en chantier.

2.6.3. Enrichissement

Dans les années précédant 2000, les prix de l'unité de travail de séparation (UTS)¹⁹ n'a cessé de baisser avant de repartir à la hausse en 2001 pour atteindre 100 à 110 USD/kgUTS et de se stabiliser jusqu'en 2006. Depuis 2006, les prix de l'UTS ont augmenté et, en 2010, ils avoisinaient 160 USD/kgUTS. Cette évolution a coïncidé avec la progression du prix de l'uranium primaire et avec une hausse correspondante des besoins d'enrichissement. Les coûts de l'UTS représentent quelque pour cent des coûts de production totaux, soit à peu près la contribution du minerai d'uranium, si bien que la volatilité des prix de l'UTS a peu de chance d'avoir des effets négatifs sur les coûts de production totaux.

Les principales usines d'enrichissement exploitées actuellement dans le monde se trouvent en Allemagne, en Chine, aux États-Unis, en Fédération de Russie, en France, au Japon, aux Pays-Bas et au Royaume-Uni (voir tableau 2.6).

Tableau 2.6 : Principales entreprises d'enrichissement avec leur capacité approximative en 2010

Pays	Entreprises et centrales	Capacité (tUTS)	Pourcentage de la capacité mondiale
France	AREVA, Georges Besse I & II	8 500	14,8
Allemagne, Pays-Bas, Royaume-Uni	Urenco : Gronau, Allemagne ; Almelo, Pays-Bas ; Capenhurst, Royaume-Uni	12 800	22,3
Japon	JNFL, Rokkasho	150	0,3
États-Unis	USEC, Paducah & Piketon	11 300	19,7
États-Unis	Urenco, Nouveau-Mexique	200	0,3
États-Unis	AREVA, Idaho Falls	0	0,0
Fédération de Russie	Tenex : Angarsk, Novouralsk, Zelenogorsk, Seversk	23 000	40,1
Chine	CNNC, Hanzhun et Lanzhou	1 300	2,3
Autres	Divers	100	0,2
Total mondial		57 350	100,0

Source : Tiré de WNA.

19. UTS = unité de travail de séparation. Il s'agit de la mesure standard de l'enrichissement, couramment exprimée en kgUTS ou tUTS.

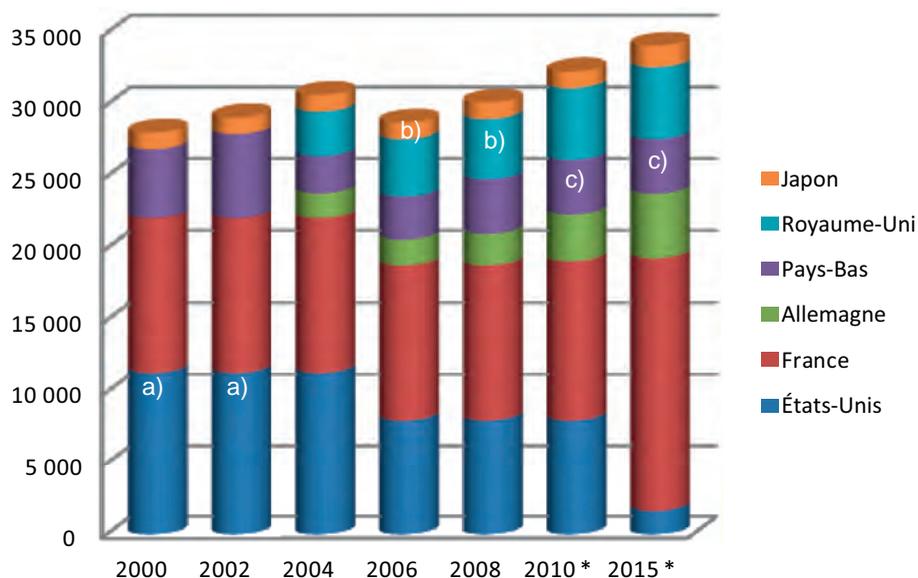
La *World Nuclear Association* (WNA) fait également état de plusieurs projets et événements visant à augmenter la capacité d'enrichissement au cours des dix prochaines années (WNA, 2009) :

- USEC envisage de remplacer son usine de diffusion gazeuse de Paducah par l'*American Centrifuge Plant* qui utilise des centrifugeuses de la série AC100 (USEC, 2010). Au 30 septembre 2010, USEC avait investi environ 1,9 milliard USD dans le projet et avait déjà un carnet de commandes représentant 3,1 milliards USD. Toutefois, USEC doit trouver un financement supplémentaire pour achever la construction de l'usine et a mis en attente une bonne partie de la construction et de la fabrication de machines dans l'attente de ce financement. La capacité de l'*American Centrifuge Plant* sera égale à un tiers des besoins en combustible des réacteurs de puissance américains.
- Le projet *Georges Besse II*, en France, viendra remplacer l'usine actuelle de diffusion gazeuse par la centrifugation gazeuse. Sa construction sur le site nucléaire de Tricastin a démarré au deuxième semestre de 2006 et se poursuit graduellement par les raccordements successifs des cascades de centrifugeuses. Cette nouvelle usine d'enrichissement du groupe AREVA, qui comprendra deux unités d'enrichissement, a été inaugurée au mois de décembre 2010 et a produit pour la première fois de l' UF_6 enrichi en avril 2011. L'usine devrait être terminée avant 2014. Sa capacité totale de production sera alors de 7 500 tUTS et pourra être augmentée en fonction de la demande sur le marché.
- La *National Enrichment Facility* (NEF) que doit construire la filiale d'Urenco, *Louisiana Enrichment Services* (LES), doit, dans un premier temps, faire progresser de 3 000 tUTS d'ici 2013 la capacité de production. En novembre 2008, LES a annoncé qu'elle avait l'intention de porter la capacité de la NEF à 5 900 tUTS d'ici 2015 en attendant l'autorisation que doit lui accorder l'*US Nuclear Regulatory Commission* (NRC).
- L'usine d'enrichissement *Eagle Rock* produira 3 300 tUTS destinées au marché américain, avec possibilité de porter cette capacité à 6 000 tUTS. AREVA prévoit le démarrage de la production aux environs de 2014 et une production à pleine capacité vers 2017. Une garantie de prêts (de 2 milliards USD) a été accordée par le DOE pour ce projet. Les travaux de construction devraient commencer en 2012 sous réserve de l'obtention de l'autorisation et de la conclusion des accords diplomatiques indispensables.
- GE Hitachi (GEH) *Global Laser Enrichment* (GLE), aux États-Unis, a dévoilé ses projets de commercialiser la technologie d'enrichissement isotopique par laser SILEX. En juillet 2009, GLE annonçait la mise en service de la boucle d'essai qui servira à recueillir des informations destinées à concevoir l'installation industrielle future. GEH prévoit une mise en exploitation de cette installation d'ici 2013-14. Dans un premier temps, cette usine produirait 500 tUTS par an, l'objectif final étant une capacité de 3 500-6 000 tUTS pour l'usine définitive.
- Urenco continue d'agrandir ses installations en Europe et prévoit ainsi de porter sa capacité à 12 000 tUTS d'ici la fin de 2015.
- *Japon Nuclear Fuel Ltd.* (JNFL) continue d'améliorer la conception de ses centrifugeuses et envisage d'installer de nouvelles machines afin d'atteindre une capacité de 1 500 tUTS aux environs de 2020.
- CNNC installera une quatrième unité à l'usine d'enrichissement par centrifugation de Hanzhong d'une capacité de 500 tUTS.

- En mai 2007, le Russe Tenex et le Kazakh Kazatomprom ont signé un contrat prévoyant la création du Centre international d'enrichissement d'uranium (CIEU) à proximité d'Angarsk en Sibérie. Le Conseil des gouverneurs de l'AIEA a approuvé l'initiative au mois de novembre de la même année, car elle permet d'avoir accès à l'enrichissement de l'uranium sans qu'il soit nécessaire de procéder à un transfert de cette technologie sensible. À l'issue de pourparlers, le Directeur général de l'AIEA a signé avec le Directeur général de ROSATOM un accord portant sur la constitution d'une réserve d'uranium faiblement enrichi destinée à l'approvisionnement des états membres de l'AIEA. L'installation d'entreposage de l'IUEC a été inaugurée en décembre 2010 après la première inspection de l'AIEA sur place et toutes les formalités indispensables. L'accord signé en mars 2010 est entrée en vigueur en février 2011. Depuis, la réserve d'UFE d'Angarsk est à la disposition des états membres de l'AIEA (120 tonnes d'UFE enrichi à 4,95 %). Le CIEU devrait commencer en 2012 à approvisionner l'Ukraine en uranium enrichi.

La figure 2.15 représente l'évolution de la capacité d'enrichissement dans les pays membres de l'AEN au cours des dix dernières années ainsi que les projections jusqu'en 2015.

Figure 2.15 : Capacité d'enrichissement dans les pays membres de l'AEN (tUTS/an)



* Prévisions : a) capacité nominale, b) données provisoires, c) non disponible – effectuées en 2008. On notera que les États-Unis devraient disposer d'une capacité supplémentaire après 2015.

Source : D'après AEN, *Données sur l'énergie nucléaire, 2001-10*.

D'après les estimations effectuées par l'industrie, la capacité d'enrichissement prévue dans le monde d'ici la fin de 2015 (y compris dans les pays non membres de l'AEN, notamment la Fédération de Russie et la Chine) pourrait totaliser ~ 69 000 tUTS. Ce chiffre tient compte des nouvelles usines d'enrichissement par centrifugation, de l'agrandissement d'usines actuelles ainsi que de la fermeture des deux usines de diffusion gazeuse qui restent aujourd'hui (voir tableau 2.7).

Dans son scénario de référence, le WNA estime que les besoins d'enrichissement passeront à 66 535 tUTS en 2020 et 79 031 tUTS en 2030 (WNA, 2009). Dans le scénario de

forte croissance, ces chiffres sont respectivement de 77 651 tUTS en 2020 et de 105 715 tUTS en 2030. Étant donné les possibilités d'agrandir de façon modulaire les usines d'enrichissement ainsi que les délais indispensables à la construction d'usines, le WNA est d'avis que la capacité d'enrichissement pourra répondre aux besoins mondiaux étant donné les projections actuelles de la demande sur la période considérée.

Tableau 2.7 : Projection de la capacité d'enrichissement à la fin de 2015 et de 2020 (tUTS)

Pays	Entreprises et usines	Capacité d'enrichissement (tUTS)	
		2015	2020
France	AREVA, Georges Besse I	7 000	7 500
Allemagne, Pays-Bas, Royaume-Uni	Urenco : Gronau, Allemagne ; Almelo, Pays-Bas ; Capenhurst, Royaume-Uni	1 000	12 300
Japon	JNFL, Rokkaasho	750	1 500
États-Unis	USEC, Paducah & Picketon	12 100	3 800
États-Unis	Urenco, Nouveau-Mexique	5 900	5 900
États-Unis	AREVA, Idaho Falls	3 800	3 300
États-Unis	Global Laser Enrichment	2 000	3 500
Fédération de Russie	Tenex : Angarsk, Novouralsk, Zelenogorsk, Seversk	33 000	30-35 000
Chine	CNNC, Hanzhong & Lanzhou	750	6 000-8 000
Brésil, Iran, Pakistan	Divers	300	300
Total		69 000	74-81 000

Source : WNA, 2011.

2.6.4. Fabrication du combustible

D'après les informations fournies à l'AIEA on dénombre 40 usines de fabrication du combustible en Allemagne, en Argentine, en Belgique, au Brésil, au Canada, en Chine, en République de Corée, en Espagne, aux États-Unis, en Fédération de Russie, en France, en Inde, au Japon, au Kazakhstan, au Pakistan, en Roumanie, au Royaume-Uni et en Suède (AIEA, 2011a). Le tableau 2.8 constitue une mise à jour sur ces usines de fabrication. Les principaux fabricants de combustibles nucléaires sont également les principaux fournisseurs des centrales nucléaires ou, en tout cas, ont des liens étroits avec ces centrales. Ce sont les États-Unis, la Fédération de Russie, la France et le Kazakhstan qui possèdent les plus importantes capacités de fabrication du combustible, mais d'autres pays en fabriquent souvent sous licence d'un des principaux fournisseurs.

Les assemblages combustibles de différentes fabrications ne sont pas facilement interchangeables bien que les entreprises d'électricité soient nombreuses à changer périodiquement de fournisseurs afin de préserver la concurrence. Par ailleurs, il est très difficile de pénétrer sur le marché de la fabrication des combustibles car l'assemblage combustible est un produit techniquement très élaboré et spécifique, protégé par des droits de propriété intellectuelle. En outre, il s'agit d'un composant important pour la sûreté globale de la centrale qui, de ce fait, passe par des procédures d'autorisation approfondies.

Tableau 2.8 : Usines de fabrication du combustible

Pays	Nom de l'installation	Type de combustible	Type de réacteur	Capacité de conception (tML/an) (*)	Mise en service
Allemagne	Advanced Nuclear Fuels GmbH, usine de Lingen	assemblages U	REO	650	1979
Argentine	Usine de fabrication du combustible nucléaire d'Ezeiza	assemblages U	RELP	270	1982
Belgique	FBFC International	assemblages U	REP	500	1961
Brésil	FCN Resende – Unité 1	assemblages U	REP	240	1982
Canada	General Electric Canada	assemblages U	RELP	1 200	1956
Canada	N. Fuel PLLT. OP. – Toronto	pastilles-crayons d'U	RELP	1 300	1967
Canada	Zircotec Precision Ind. – Port Hope	assemblages U	RELP	1 200	1964
Chine	Usine de fabrication de combustible CANDU	assemblages U	RELP	200	2003
Chine	Usine de fabrication d'éléments combustibles nucléaires de Yibin	assemblages U	REP	200	1998
Corée (Rép. de)	Usine de fabrication de combustible CANDU (2)	assemblages U	RELP	400	1998
Corée (Rép. de)	Usine de fabrication de combustible pour REP	assemblages U	REP	400	1989
Espagne	Fabrica de Combustible Juzbado (ENUSA)	assemblages U	REO	400	1985
États-Unis	Richland (ANF)	assemblages U	REO	700	1970
États-Unis	Wilmington (GNF)	assemblages U	REB	1 200	1982
États-Unis	Columbia (Westinghouse)	assemblages U	REP	1 150	1986
États-Unis	Lynchburg – FC Fuels	assemblages U	REP	400	1982
France	FBFC – Romans	assemblages U	REP	1 400	1979
Inde	NFC – Hyderabad	assemblages U	REB	24	1974
Inde	NFC – Hyderabad	assemblages U	RELP	270	1974
Inde	NFC – Hyderabad-2	assemblages U	RELP	300	1997
Inde	NFC – Hyderabad	pastilles-crayons d'U	REB	335	1998
Japon	Mitsubishi Nuclear Fuel Ltd. (MNF)	re-conversion d'UF ₆ enrichi en poudre d'UO ₂	REP	450	1972
Japon	Global Nuclear Fuel-Japon Co. Ltd. (GNF-J)	assemblages U	REB	750	1970
Japon	Mitsubishi Nuclear Fuel Ltd. (MNF)	assemblages U	REP	440	1972
Japon	Nuclear Fuel Industry Ltd. (NFI Kumatori)	assemblages U	REP	284	1972
Japon	Nuclear Fuel Industry Ltd. (NFI Tokai)	assemblages U	REB	250	1980
Kazakhstan	Usine métallurgique d'Ulba	pastilles-crayons d'U	VVER, RBMK,	2 800	1949
Pakistan	Chashma	assemblages U	RELP	20	1986
Roumanie	Usine de fabrication du combustible de Pitesti (FCN)	assemblages U	RELP	200	1983
Royaume-Uni	NDA Springfields OFC AGR Line	assemblages U	AGR	290	1996
Russie (Féd. de)	Machinostroitelny Zavod (MSZ)	assemblages U	RNR	50	1953
Russie (Féd. de)	Machinostroitelny Zavod (RMBK)	assemblages U	RBMK	900	1953

Tableau 2.8 : Usines de fabrication du combustible (suite)

Pays	Nom de l'installation	Type de combustible	Type de réacteur	Capacité de conception (tML/an) (*)	Mise en service
Russie (Féd. de)	Machinostroitelny Zavod (VVER)	assemblages U	VVER	620	1953
Russie (Féd. de)	Usine chimique de concentrés de Novossibirsk	assemblages U	VVER	1 000	1949
Russie (Féd. de)	Machinostroitelny Zavod	fabrication de combustibles (pastilles-crayons d'U)	VVER, RBMK, RNR	800	1953
Suède	Westinghouse Electric Sweden AB	assemblages U	REO	600	1971

* On notera que cette liste peut omettre certaines installations faute de données.

Source : D'après les données de l'AIEA, 2011a.

Dans le seul monde occidental, la capacité de fabrication dépasse aujourd'hui les besoins d'environ 40 %. Par conséquent, cette capacité doit largement suffire à satisfaire la demande et cela dans tous les scénarios prévus jusqu'en 2020 au moins. Les principaux acteurs sur ce marché prévoient des investissements, des regroupements et des partenariats (notamment AREVA). Le temps nécessaire pour augmenter la capacité des usines de fabrication existantes, et même pour en construire de nouvelles, est inférieur à la durée des procédures d'autorisation et de construction de réacteurs. Une nouvelle chaîne de fabrication peut, en outre, répondre à la demande de rechargement de 20 à 30 nouveaux réacteurs.

Par conséquent, la fabrication du combustible ne devrait pas constituer un obstacle au développement du nucléaire quel que soit le scénario. Toutefois, dans la grande majorité des filières actuelles et futures de réacteurs, le zirconium est largement employé pour fabriquer la gaine et les éléments de structure des assemblages combustibles en raison de ses caractéristiques spécifiques, notamment sa faible absorption des neutrons thermiques, son excellente résistance à la corrosion lorsqu'il est exposé à l'eau et à de la vapeur à haute pression, sa bonne résistance mécanique et sa stabilité sous rayonnement. Seules quatre à cinq grandes entreprises dans le monde produisent du zirconium de qualité nucléaire et, dans l'éventualité d'un développement mondial du nucléaire, sa fabrication pourrait poser un problème. C'est pourquoi, afin d'augmenter la capacité de production, les producteurs de zirconium procèdent actuellement à des regroupements et créent des entreprises communes.

La fabrication du combustible MOX est l'un des secteurs du marché où la croissance reste une possibilité. Dans les quelques rares pays qui ont entrepris de consommer du combustible MOX, les plans actuels nécessiteront de développer la capacité des usines actuelles de MOX mais aussi d'en construire de nouvelles. Toutefois, si les décisions qui ont un impact sur le marché du combustible pour REO reposent de plus en plus sur des considérations commerciales, les décisions relatives à la fabrication du combustible MOX devraient, elles, dépendre tout autant de facteurs politiques et économiques.

Depuis 2001, la production de MOX s'est accrue en grande partie grâce à l'augmentation de la capacité installée de l'usine MELOX en France qui peut désormais produire du combustible MOX au rythme de 195 tML/an. Les autres usines, comme celle de Sellafield (SMP) au Royaume-Uni, qui devaient contribuer à la production mondiale, ont peiné à atteindre leur pleine capacité de production. En 2010, la *Nuclear Decommissioning Authority* (à qui appartient la SMP) a arrêté un plan de rénovation de cette installation, un travail qu'avait entrepris pour en trois ans la société Sellafield Ltd., avec la technologie du français AREVA (WNN, 2011a). Toutefois, la fermeture de l'usine de MOX à Sellafield a été annoncée en août 2011, en raison des incertitudes qui pèsent, depuis l'accident de Fukushima Daiichi,

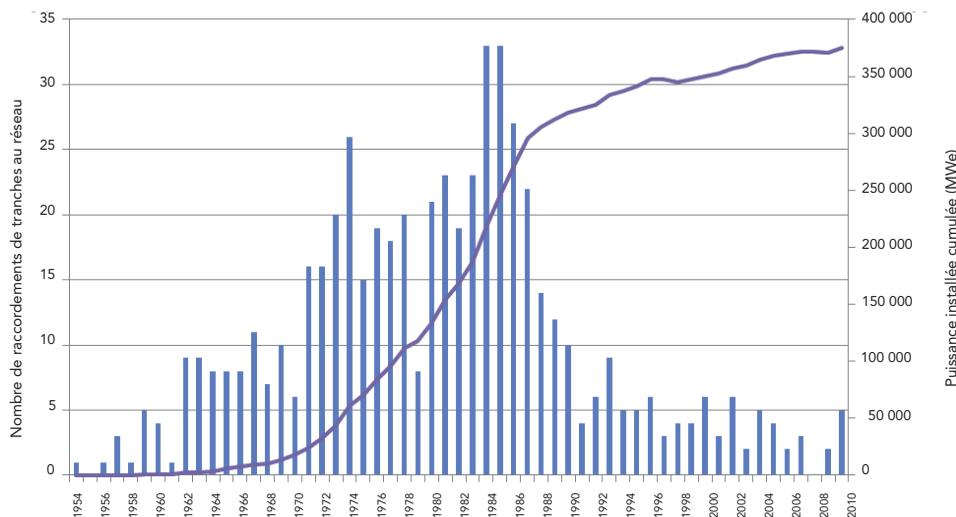
sur la consommation future des dix entreprises d'électricité japonaises qui avaient passé des contrats de fourniture de MOX avec la SMP²⁰. Shaw AREVA MOX Services construit aux États-Unis une usine de MOX de 4,8 milliards USD où 34 tonnes d'excédent de plutonium militaire seront associées à de l'oxyde d'uranium pour obtenir du combustible destiné à des réacteurs de puissance classiques. Cette usine devrait être mise en service en 2016 (WNN, 2011). De son côté, JNFL élabore un plan de construction d'une usine de fabrication de MOX (l'usine J-MOX) à Rokkasho-mura ; la mise en service est prévue au mois de juin 2015. Cette usine est la première usine de MOX à échelle industrielle que possèdera le pays, sa capacité est de 130 tML/an.

2.7. Cycle du combustible nucléaire : irradiation en réacteur

2.7.1. Évolution des filières de réacteurs

Le premier réacteur de puissance au monde a été connecté au réseau à Obninsk, en Union soviétique, en 1954. Sa puissance très modeste était de 5 MWe. Il s'agissait d'un réacteur modéré par du graphite et refroidi par de l'eau, c'est-à-dire un précurseur du RBMK. Il a été rapidement suivi d'autres réacteurs construits au Royaume-Uni, appartenant cette fois-ci de la filière à graphite-gaz (Calder Hall, 1956, quatre réacteurs de 50 MWe chacun) et du premier réacteur à eau sous pression au monde aux États-Unis (réacteur de Shippingport de 60 MWe en 1957). Comme le montre la figure 2.16, après ces débuts, la construction de centrales a connu une croissance rapide pour ensuite se stabiliser au milieu des années 1980 à un niveau bien inférieur qui s'est maintenu jusqu'à nos jours.

Figure 2.16 : Croissance du nucléaire de 1954 à 2010 – Statistiques annuelles
(à l'exclusion des constructions non terminées)



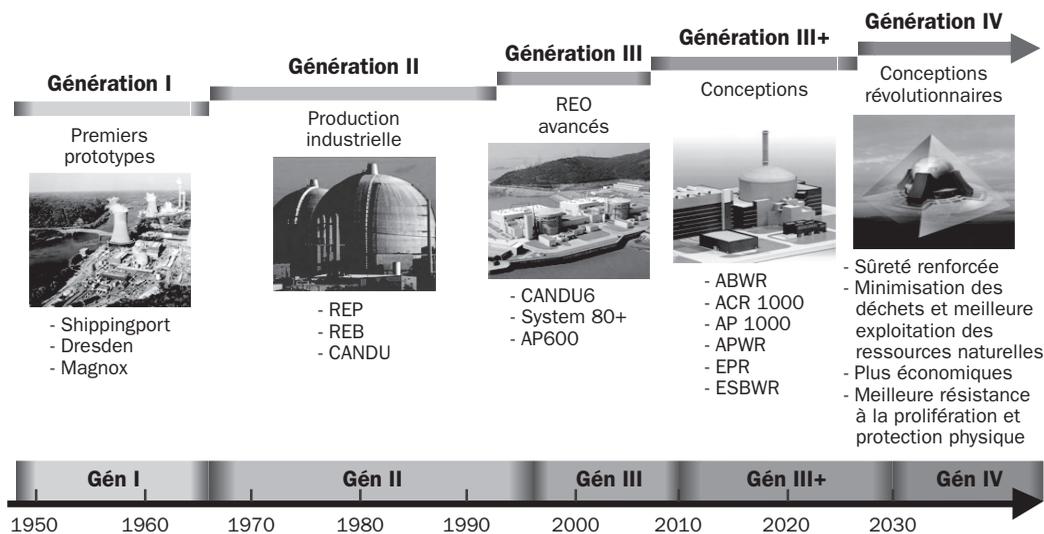
Source : D'après AIEA, 2011.

Tout au long de cette période, la conception des réacteurs n'a cessé d'évoluer et de s'améliorer, comme l'illustre la figure 2.17. On peut y voir que les réacteurs sont subdivisés en générations. La première génération est essentiellement constituée de prototypes qui appartenaient à de multiples conceptions comme l'illustrent les premiers réacteurs d'Obninsk, de Calder Hall et de Shippingport. La plupart d'entre eux sont désormais

20. www.world-nuclear-news.org/WR_Sellafield_MOX_plant_to_close_0308111.html.

fermés à l'exception des réacteurs Magnox (modérateur : graphite, caloporteur : gaz) au Royaume-Uni, où deux réacteurs de cette filière sont toujours en exploitation à Oldbury (1968) et deux à Wylfa (1972). Les réacteurs de deuxième génération constituent le gros des réacteurs construits pendant la grande période de déploiement des années 1970 et 1980. La conception des réacteurs plus récents de troisième génération et de génération III+ répond à des exigences de plus grande disponibilité et de plus longue durée de vie, normalement 60 ans, voire nettement au-delà.

Figure 2.17 : Évolution des filières de réacteurs nucléaires



Source : GIF, 2002.

Les améliorations de la conception apportées au cours de cette évolution ont permis de protéger davantage ces installations contre les agressions externes (séismes, impacts d'aéronefs, inondations, etc.). Dans les réacteurs de générations III/III+, la probabilité de fusion du cœur est réduite à des niveaux très faibles et la probabilité de rejets importants de radioactivité à des niveaux encore plus bas. La plupart des conceptions de réacteurs de générations III/III+ comprennent des systèmes de sûreté améliorés alliant sûreté active et passive pour faire face à toutes les situations incidentelles et accidentelles envisageables. Certaines filières sont équipées de systèmes à sûreté passive, ce qui signifie qu'ils ne nécessitent pas de commande ni d'intervention active en cas de dysfonctionnement du réacteur.

Les réacteurs de la génération actuelle. Les filières de quatrième génération, radicalement nouvelles (voir section 2.9.1) sur lesquelles on travaille aujourd'hui, visent à en améliorer la durabilité, l'économie, la sûreté, la fiabilité, la résistance à la prolifération et la protection physique. Il est prévu de les déployer au-delà de 2030.

2.7.2. Parc actuel de réacteurs

À l'heure où est publié cet ouvrage, on dénombre au total, réacteurs rapides compris, 433 réacteurs de puissance en service dans le monde (AIEA, 2011). Les REO constituent le plus important groupe, avec 268 réacteurs à eau sous pression (REP) et 84 réacteurs à eau bouillante (REB). Il existe de plus 47 réacteurs à eau lourde sous pression (REL), et le reste du parc se subdivise entre 17 réacteurs refroidis au gaz (RCG) et 15 réacteurs à eau ordinaire modérés par du graphite auxquels il faut ajouter deux réacteurs rapides. Soixante-cinq réacteurs sont en chantier.

Tous les réacteurs de puissance en service aujourd'hui utilisent comme matière fissile de l'uranium. La plupart d'entre eux fonctionnent avec de l'uranium faiblement enrichi (UFE) dont l'enrichissement initial est inférieur à 5 % et qui exigent par conséquent un cycle comportant une étape d'enrichissement. Seuls les réacteurs à eau lourde, et notamment les réacteurs CANDU, utilisent de l'uranium naturel et peuvent donc se passer de l'étape d'enrichissement²¹ ; toute les autres étapes de l'amont du cycle restent identiques. Or si les réacteurs CANDU produisent davantage de combustible usé, à énergie produite équivalente, parce que le taux de combustion réalisable y est plus faible que dans les réacteurs fonctionnant avec de l'UFE, ils utilisent plus efficacement l'uranium car ils consomment de plus petites quantités d'uranium naturel. En rejetant dans le flux de résidus appauvris une bonne proportion du ²³⁵U contenu dans le minerai d'origine, l'enrichissement est inévitablement peu efficace. Le ²³⁵U rejeté avec les résidus reste aujourd'hui pratiquement inutilisé et peut en fait représenter jusqu'à 30 ou 35 % de la masse originale de ²³⁵U.

Défis à relever

Rester toujours attentif à la sûreté. Pour pouvoir continuer d'exploiter l'énergie nucléaire, sans parler de la développer, il est clair que les réacteurs actuels doivent continuer de fonctionner en toute sécurité. Les grands accidents, dans toutes les industries énergétiques et, en particulier, dans les économies les plus avancées des pays de l'OCDE, sont assez rares. De fait, bien que tous n'en soient pas pleinement conscients, la combustion des combustibles fossiles est responsable d'un grand nombre de décès prématurés comme le montre la section 2.3.4. Ce nombre dépasse largement celui que l'on attribue aux accidents dans toutes les filières énergétiques. Malgré cela, les accidents semblent concentrer toute l'attention du public et des hommes politiques et déterminer l'acceptabilité sociale d'une technologie, en particulier l'énergie nucléaire.

L'Institut Paul Scherrer en Suisse a établi une base de données des accidents liés à l'énergie survenus depuis les années 1970 et qui permet de comparer les statistiques d'accidents obtenues pour les différentes technologies. Les *Perspectives de l'énergie nucléaire* fait le tour de ces travaux (AEN, 2008a). Il ressort de cette impressionnante collection de statistiques sur les accidents réels que l'énergie nucléaire est beaucoup plus sûre que toutes les technologies faisant appel aux combustibles fossiles (GPL, charbon, pétrole et gaz naturel) pour ce qui concerne les décès immédiats dus à des accidents. L'accident bien connu de *Three Mile Island* (TMI) aux États-Unis n'a pas fait de victime et l'accident de Tchernobyl en ex-Union soviétique a causé 31 morts immédiates et à peu près le même nombre de décès les années suivantes. L'accident de Fukushima Daiichi, n'a au moment où nous publions cet ouvrage, pas encore provoqué de mort par irradiation (Gouvernement japonais, 2011).

Il est beaucoup plus difficile d'estimer le nombre de morts tardives imputables à l'accident de Tchernobyl, le plus grave accident nucléaire qui se soit produit à ce jour. Les estimations varient de 9 000 (si l'on applique une troncature à la dose) à 33 000 (total sur tout l'hémisphère nord sans troncature de la dose). Étant donné la forte incidence naturelle des cancers, il sera difficile, voire impossible de détecter ces cancers. À titre de comparaison, le chiffre le plus élevé est proche du nombre de décès immédiats qu'a provoqué l'accident hydroélectrique le plus grave au monde (Banqiao/Shimantan, Chine²²) et, rapporté au GWe/an produit, est nettement inférieur à celui de toutes les autres formes d'énergie. De plus, si l'on compare des effets sanitaires identiques, le nombre **annuel** de

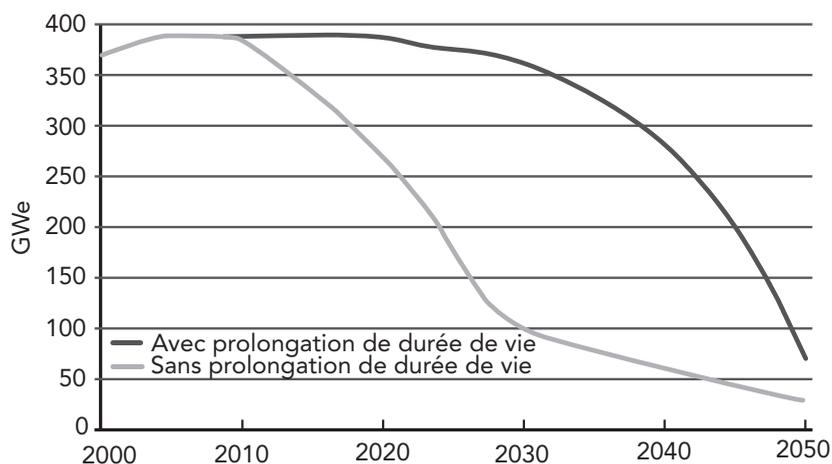
-
21. Si l'on ajoute les trois derniers réacteurs Magnox exploités au Royaume-Uni qui doivent fermer en 2012.
 22. La rupture du barrage a tué 26 000 personnes, auxquelles il faut ajouter 145 000 morts par épidémie et famine (AEN, 2010f).

décès tardifs imputable à la consommation de combustibles fossiles est plus important que tous les décès tardifs liés à l'accident de Tchernobyl.

Même s'il paraît absurde de remplacer une technologie par d'autres technologies plus dangereuses en termes de mortalité, il faut être conscient qu'un accident nucléaire de gravité moyenne, où qu'il se produise, aurait des conséquences sur l'exploitation du parc actuel de réacteurs et interdirait d'envisager un nouveau rebond spectaculaire du nucléaire, de même que les accidents de TMI et de Tchernobyl ont sonné la fin de la croissance rapide du nucléaire des années 1970 et 1980. Reste à savoir quelles seront les conséquences des événements survenus à Fukushima Daiichi même s'il est certain que le développement nucléaire marquera le pas et que de nombreux pays reverront leurs programmes nucléaires²³.

Prolongation de la durée de vie des centrales. Étant donné la lenteur de la construction de centrales nucléaires dans les années 1990 et les dix premières années du 21^e siècle, l'âge moyen du parc mondial de réacteurs s'est accru. Les réacteurs construits dans les années 1970 ont aujourd'hui 40 ans, voire plus, l'âge souvent jugé correspondre à leur durée de vie économique. Toutefois, la plupart des conceptions étaient robustes, et de nombreux pays ont aujourd'hui entrepris de réévaluer le dossier de sûreté de leurs installations et de moderniser ces dernières afin d'en prolonger la durée d'exploitation. À titre d'exemple, au mois d'avril 2011, la NRC aux États-Unis, qui avait déjà accordé des autorisations d'exploiter jusqu'à 60 ans 62 réacteurs, était en train d'instruire une vingtaine de demandes supplémentaires et prévoyait de recevoir 16 autres demandes de renouvellement d'autorisations (NEI, 2011). Il s'agit là d'un processus d'une ampleur considérable comme on peut le constater sur la figure 2.18. Si l'on ne construit plus de centrales nucléaires et que l'on n'en prolonge pas la durée de vie, la puissance nucléaire installée déclinera rapidement à partir de 2010. La prolongation de la durée de vie des centrales actuelles permet de conserver une puissance installée d'environ 350 GWe jusqu'en 2030, le temps que l'on reconstitue la capacité de construction.

Figure 2.18 : Effet de la prolongation de la durée de vie des réacteurs sur la puissance nucléaire installée mondiale



23. L'Allemagne et la Suisse ont déjà décidé d'arrêter leurs programmes et l'Italie s'est prononcée par un vote contre la reprise du programme nucléaire.

2.7.3. Réacteurs en construction

Au début de l'année 2011, on comptait officiellement 65 réacteurs de puissance en construction dans 16 pays (tableau 2.9), même si 13 de ces chantiers avaient été ouverts depuis quelque temps. Le programme le plus ambitieux est celui de la Chine qui construisait à cette date 27 tranches. En Fédération de Russie également, plusieurs tranches puissantes étaient en construction. Des pays de l'AEN, la République de Corée connaît le plus fort développement avec cinq tranches, mais la Finlande, la France, le Japon et la République slovaque construisent chacun une ou deux tranches. Aux États-Unis, un projet nucléaire, au point mort depuis longtemps, a été réactivé. Au total, toutes ces tranches devraient représenter environ 50 GWe venant s'ajouter aux 370 GWe actuels (bien qu'il faille tenir compte de la fermeture, au cours des prochaines années, de centrales représentant quelques gigawatts).

Tableau 2.9 : Centrales nucléaires en chantier au début de l'année 2011

Situation géographique	Nombre de tranches	Puissance installée nette (MWe)
Argentine	1	692
Brésil	1	1 245
Bulgarie	2	1 906
Chine	27	27 230
Corée (Rép. de)	5	5 560
États-Unis	1	1 165
Fédération de Russie	11	9 153
Finlande	1	1 600
France	1	1 600
Inde	5	3 564
Iran	1	915
Japon	2	2 650
Pakistan	1	300
République slovaque	2	782
Taipei chinois	2	2 600
Ukraine	2	1 900
Total	65	62 862

Source : AIEA, 2011.

2.7.4. Filières ayant atteint un stade de développement industriel

Toutes les filières de réacteurs de génération III/III+ que proposent les principaux constructeurs sont parvenues à un stade d'évolution technologique comparable. Comme nous l'avons évoqué à la section précédente, il s'est agi principalement d'éliminer par la conception de nombreux problèmes rencontrés lors de la construction et de l'exploitation des centrales plus anciennes. La simplification de la conception et le recours à des techniques de construction avancées (la construction modulaire notamment) sont capitaux dans la mesure où ils permettent de réduire la durée et les coûts de construction. Ces filières ont des performances, une fiabilité, un rendement du combustible supérieurs, des systèmes de sûreté améliorés, et elles produisent, de surcroît, moins de déchets radioactifs. Ces centrales sont conçues d'emblée pour fonctionner jusqu'à 60 ans avec une disponibilité supérieure à 90 %.

Tous les constructeurs ont l'intention de proposer, dans la mesure du possible, un ou plusieurs modèles standardisés afin de réduire les retards à la construction imputables à des modifications de la conception. Cette standardisation présente des avantages pendant l'exploitation car elle permet les échanges d'informations et d'expériences entre exploitants et facilite, de surcroît, les mouvements de personnel et de sous-traitants entre centrales du même type. Les filières principales que proposent actuellement les grands constructeurs de centrales nucléaires et qui devraient constituer le gros de la puissance nucléaire installée jusqu'en 2020 au minimum sont présentées sur le tableau 2.10.

Dans le monde entier, on a entrepris de mettre au point d'autres conceptions. Depuis 2008, par exemple, le METI, les entreprises d'électricité et les constructeurs de centrales japonais travaillent à la conception de systèmes de la prochaine génération de 1 700 à 1 800 MWe (un REP et un REB) reposant sur les technologies de l'ABWR et de l'APWR. Il s'agit notamment de conceptions consommant un combustible davantage enrichi, utilisant plus de systèmes à sûreté passive ainsi que des matériaux conçus pour une durée de vie plus longue.

Comme nous l'avons vu à la section 2.4, l'un des sujets de préoccupation principal pour les investisseurs potentiels est le temps qui s'écoule entre le moment où une entreprise d'électricité décide de lancer un projet et le moment où la centrale nucléaire commence à produire de l'électricité. Les premiers stades des enquêtes publiques et des procédures d'autorisation réglementaires peuvent coûter cher, mais le gros des dépenses commence avec la construction. Tout retard dans la construction peut avoir un impact significatif sur l'économie du projet et, bien sûr, c'est le cas surtout lorsque les frais financiers sont élevés (AIE/AEN, 2010). La durée de construction est donc au centre de toute l'attention. L'ouvrage AEN, 2008a analyse les données relatives aux durées de construction dans les pays d'Asie qui ont continué de construire des réacteurs nucléaires régulièrement. La figure 2.19 présente ces données.

Figure 2.19 : Délais de construction historiques et prévus en Asie, en 2007

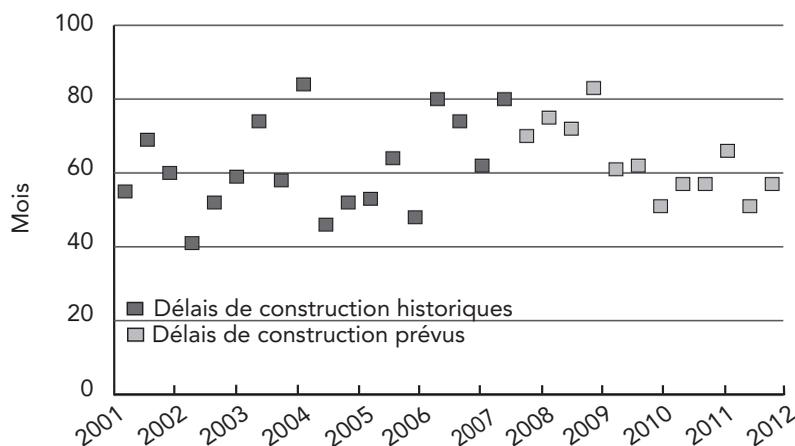


Tableau 2.10 : Principales filières de centrales nucléaires que l'on prévoit (en 2011) de déployer d'ici 2020

Filière	Description
AP1000	La filière phare de Westinghouse. Bien que détenue majoritairement par le Japonais Toshiba, Westinghouse a son siège social aux États-Unis. L'AP1000 est un REP avancé d'une puissance avoisinant 1 200 MWe, dont la Chine vient de lancer la construction des trois premiers exemplaires. C'est également la filière qui a été choisie pour le plus grand nombre de futures centrales aux États-Unis. Elle est également proposée au Royaume-Uni et sur d'autres marchés.
EPR™	Il s'agit du principal modèle proposé par AREVA, le puissant groupe nucléaire européen. C'est également un REP avancé d'une puissance variant de 1 600 à 1 750 MWe. Les premières tranches sont actuellement en chantier en Finlande et en France, deux autres en Chine. La France et l'Inde devraient passer commande sous peu. On attend jusqu'à quatre commandes au Royaume-Uni. D'autres sont à l'étude aux États-Unis.
ATMEA™	Il s'agit d'un REP à trois boucles, de génération III+ mis au point en commun par AREVA et Mitsubishi Heavy Industries (MHI) et d'une puissance de 1 000-1 150 MWe. Cette conception repose sur la technologie des REP avec davantage de systèmes de sûreté passifs. Le cœur peut être entièrement chargé en combustible MOX, et le réacteur est conçu pour fonctionner en suivi de charge.
KERENA™	Il s'agit d'une conception de génération III+ d'AREVA. Le réacteur KERENA, d'une puissance de 1 250 MWe, repose sur une technologie de REB existante, à ceci près que la sûreté s'appuie à la fois sur des systèmes actifs et passifs. Le réacteur peut fonctionner avec de l'uranium enrichi (jusqu'à 5 %) et du MOX.
ABWR	Il s'agit du seul REB avancé déjà exploité parmi les filières récentes car il en existe quatre tranches au Japon. Deux ABWR supplémentaires sont en chantier au Taipei chinois. Ces tranches ont des puissances de 1 300 MWe, mais on en propose également des versions pouvant atteindre 1 600 MWe. La conception de base a été mise au point en collaboration par l'Américain General Electric (GE) et les Japonais Toshiba et Hitachi. GE et Hitachi ont ensuite fusionné leurs activités nucléaires.
ESBWR	Nouvelle conception dérivée de l'ABWR, c'est le dernier modèle de GE-Hitachi. Sa puissance avoisinera 1 600 MWe. À ce jour, aucune commande n'a été passée, mais cette conception a été sélectionnée pour d'éventuelles centrales nucléaires américaines.
APWR	Ce REP avancé a été mis au point pour le marché japonais par MHI. La construction de deux tranches doit commencer dans un avenir proche. Ces tranches auront une puissance unitaire de 1 500 MWe. MHI en propose une version pour le marché américain qui a été sélectionnée pour un éventuel projet.
VVER-1200	Il s'agit de la version la plus avancée des réacteurs à eau sous pression produits par l'industrie nucléaire russe actuellement organisée sous la houlette de la holding nucléaire Rosatom. Quatre tranches VVER-1200 sont en construction en Fédération de Russie. Leur puissance unitaire nette avoisine 1 100 MWe. D'autres modèles sont proposés sur d'autres marchés, y compris le VVER-1000, qui a été exporté dans plusieurs pays dont la Chine et l'Inde.
ACR	Il s'agit du modèle le plus récent de l'entreprise publique Énergie Atomique du Canada Limitée (EACL). La plupart des réacteurs CANDU (CANada Deuterium Uranium) utilisent de l'eau lourde pour modérer (ralentir) les neutrons, ce qui permet de brûler de l'uranium naturel. Pourtant, l'ACR de 1 200 MWe fonctionnera avec du combustible enrichi, et sera le premier CANDU à le faire. EACL propose également le réacteur CANDU 6 évolué, une tranche de 700 MWe fonctionnant à l'uranium naturel. À ce jour, aucune commande n'a été passée pour l'une ou l'autre conception de réacteur.
APR1400	Il s'agit du plus récent REP coréen dont quatre tranches de 1 400 MWe sont en construction et plusieurs autres sont prévues. Ce modèle repose sur la technologie originale dont Westinghouse détient aujourd'hui la licence. Il a été perfectionné par l'industrie coréenne qui propose désormais une série de modèles plus avancés. Le contrat de licence en limite toujours la mise sur les marchés à l'exportation mais, à la fin de 2009, un consortium mené par les Coréens (avec participation de Westinghouse) a remporté le contrat de construction de quatre APR 1400 dans les Émirats arabes unis.
CPR1000	Il s'agit aujourd'hui du principal réacteur à eau sous pression en construction en Chine où 16 tranches sont en chantier. Ce modèle de 1 000 MWe est une version améliorée d'une conception de deuxième génération d'AREVA qui remonte aux années 1980 et dont la technologie a été transférée à la Chine. La Chine a récemment annoncé qu'elle ne construirait pas davantage de tranches de CPR1000.
RELP indiens	Il s'agit de conceptions fondées sur une filière ancienne de CANDU exportée dans les années 1960 du Canada. Les tranches les plus récentes ont une puissance de 540 MWe, et des tranches de 700 MWe sont prévues. Bien que la conception originale ait été perfectionnée, ces réacteurs sont moins avancés que les filières de troisième génération. Outre la construction de RELP, l'Inde a importé deux VVER de la Fédération de Russie et devrait passer de nouvelles commandes d'équipements nucléaires dans un proche avenir.

Dans ces pays, les données historiques récentes et les délais de construction prévus étaient satisfaisants puisqu'ils avoisinaient 60 mois. Toutefois, dans les pays qui n'ont pas construit régulièrement de centrales ou n'ont plus l'expérience de la construction, les événements récents ne portent pas à l'optimisme comme en témoigne la construction de la centrale d'Olkiluoto III en Finlande. Les retards sont d'autant plus importants qu'il s'agit de construire une tête de série, en raison des difficultés réglementaires et des problèmes de construction qui peuvent alors survenir.

On en déduira qu'il faut avoir pleinement achevé et approuvé la conception de la centrale avant d'en commencer la construction, s'être assuré que la chaîne d'approvisionnement est parfaitement au fait des normes de qualité exigées pour la construction d'équipements nucléaires, que l'on peut recourir le plus possible à la construction modulaire et en usine et à des conceptions standard de façon à éviter de se trouver face à des difficultés inconnues.

2.8. Cycle du combustible nucléaire : aval

2.8.1. Retraitement

Le retraitement est le procédé qui consiste à séparer les divers constituants du combustible nucléaire usé afin de les transformer encore ou d'en recycler une partie en fabriquant de nouveaux combustibles. Il s'agit de séparer l'uranium, le plutonium et une combinaison de produits de fission ainsi que les actinides mineurs²⁴ de façon à recycler l'uranium et le plutonium ainsi que d'autres transuraniens²⁵ dans des réacteurs. Le retraitement a le mérite de réduire les quantités nécessaires d'uranium naturel et surtout de diminuer dans de fortes proportions les quantités de déchets radioactifs que l'on doit entreposer en toute sécurité avant leur stockage. La fermeture du cycle du combustible permet également d'abaisser la radiotoxicité des déchets. De ce point de vue, le retraitement est un moyen de gagner en durabilité parce que l'on consomme moins de ressources d'uranium naturel et l'on gère mieux les déchets. Malgré cela, la communauté internationale est consciente qu'il existe la possibilité d'utiliser le retraitement à des fins autres que civiles, même si, grâce à l'efficacité du système de garanties internationales actuelles, aucun cas de détournement de matières fissiles sous garanties provenant du cycle du combustible nucléaire civil ne s'est, à notre connaissance, produit à ce jour. De nombreux pays ont choisi de ne pas développer cette technique ni d'y recourir chez eux en raison de ce risque de prolifération.

À l'heure actuelle, il existe des usines de retraitement en Fédération de Russie, en France, en Inde, au Japon et au Royaume-Uni (la Chine possède également de petites usines pilotes). Les pays qui recourent au retraitement ou l'ont fait sont l'Allemagne, la Belgique, la Fédération de Russie, la France, l'Inde, le Japon, les Pays-Bas, le Royaume-Uni et la Suisse. Le tableau 2.11 présente les usines de retraitement qui existaient en 2000, en 2004 et en 2010 (estimation) dans les pays membres de l'OCDE. Il ne révèle aucun changement majeur, ce qui correspond à la discussion du chapitre 4 sur les positions stratégiques des différents pays.

24. Les techniques de retraitement avancé à l'étude aujourd'hui permettent une séparation plus poussée de ces éléments, et en particulier des actinides mineurs.

25. Transuraniens = plutonium + actinides mineurs (neptunium, américium, curium).

Tableau 2.11 : Capacités de retraitement des pays membres de l'AEN (tML/an)

Pays	Type de combustible	2000	2002	2004	2006	2008	2010*
OCDE Amérique		0	0	0	0	0	0
États-Unis	REO	0	0	0	0	0	0
	RNR	0	0	0	0	0	0
OCDE Europe		4 100	4 100	4 100	4 100	4 100	4 100
France	REO	1 700	1 700	1 700	1 700	1 700	1 700
Royaume-Uni	REO	900	900	900	900	900(a)	900
	Magnox	1 500	1 500	1 500	1 500	1 500(a)	1 500
OCDE Pacifique		14	29	39	26	40	160
Japon	REO					0	120
	MOX	14	29	39	26	40	40
Total		4 114	4 129	4 139	4 126	4 140	4 260

* Estimations. (a) Données provisoires.

Source : D'après les *Données sur l'énergie nucléaire*, 2001-10, AEN.

Si l'on ajoute les pays non membres de l'AEN, la capacité de retraitement du combustible usé atteint approximativement 5 150 tML/an [compte tenu de la capacité actuelle de la Fédération de Russie et de l'Inde qui représentent 400 et 260 tML/an respectivement²⁶ (AIEA, 2008), mais sans compter celle de l'usine de Rokkasho, au Japon, qui, lorsqu'elle sera en service, produira 800 tML/an²⁷]. Environ 3 000 tML/an de cette capacité sont utilisées. Étant donné que l'on décharge des réacteurs environ 10 500 tML/an depuis plusieurs années, on peut penser qu'un peu moins de 30 % du combustible déchargé des réacteurs sont actuellement retraités (AIEA, 2008).

La France, qui compte tirer parti des avantages stratégiques du recyclage, possède le programme de recyclage du MOX le plus avancé (voir section 3.2.1). Le Japon juge à peu près de la même manière l'utilisation du MOX dans les REO et prévoit de l'étendre progressivement. En Europe, certains pays ont brûlé du MOX dans leur REO en raison de l'obligation de consommer du plutonium prévue par des contrats de retraitement conclus dans le passé. Ailleurs, toutefois, on a utilisé des combustibles au MOX ou de l'uranium retraité afin de réduire les besoins en uranium naturel ainsi que les volumes de déchets produits tout en cherchant à améliorer les caractéristiques des déchets. Ces pays ont l'intention de retraiter les assemblages combustibles MOX irradiés et d'obtenir ainsi des matières fissiles et fertiles pour les réacteurs rapides sur lesquelles ils travaillent aujourd'hui.

Dans le groupe de pays qui considèrent l'utilisation du MOX comme un engagement nécessaire le temps de recycler le plutonium séparé, les assemblages combustibles au MOX irradié iront rejoindre les assemblages à l'UO₂ irradiés pour être entreposés et finalement stockés dans des formations géologiques. Longtemps, les États-Unis avaient pour politique de stocker directement le combustible irradié, mais ce pays envisage aujourd'hui de nouveau la possibilité de retraiter et de recycler le MOX. Les États-Unis ont d'ailleurs déjà lancé un programme limité de recyclage du MOX pour consommer le plutonium de qualité militaire qu'ils possèdent en excès. Le Royaume-Uni détient aussi un stock de plutonium

26. La Fédération de Russie et l'Inde prévoient des capacités supplémentaires de 1 600 et 300 tML/an respectivement.

27. La mise en service industrielle est prévue pour 2012.

séparé qui provient d'opérations de retraitement anciennes et envisage, parmi les solutions possibles, de consommer du MOX dans des REO afin de faire baisser ce stock.

Pour optimiser l'exploitation des ressources en uranium dans un cycle du combustible fermé, plusieurs pays envisagent sérieusement de déployer à long terme des réacteurs rapides ou d'autres systèmes avancés.

2.8.2. Gestion des déchets

L'AIE définit les déchets radioactifs comme « des matières contenant des radionucléides ou contaminées par des radionucléides dont la concentration ou l'activité sont supérieures au niveaux de libération fixés par l'organisme de réglementation et pour lesquelles on ne prévoit pas d'utilisation ». La plupart des déchets radioactifs des activités civiles résultent de la production électronucléaire, mais un large éventail d'activités, dont la médecine, l'agriculture, la recherche, l'industrie et l'enseignement utilisent des radioisotopes et produisent des déchets radioactifs.

Il existe plusieurs classifications des déchets radioactifs. Le système choisi par l'AIEA et qui recueille le plus de suffrages dans la communauté internationale associe le type de rayonnements émis, l'activité des déchets et leur période ainsi que la meilleure solution de stockage, ce qui donne une méthode de classement simple fondée sur les grandes catégories qui suivent (AIEA, 2009) :

- Les déchets exemptés : dispensés de contrôle réglementaires car le risque radiologique est négligeable.
- Les déchets à vie très courte : qui peuvent être entreposés pendant une durée limitée, pouvant atteindre au maximum quelques années, afin de laisser leur radioactivité décroître puis être dispensés de contrôles réglementaires. Cette classe de déchets recouvre ceux qui contiennent principalement des radionucléides à très courte période.
- Les déchets de très faible activité (TFA) : ce sont des déchets qui ne remplissent pas nécessairement les critères permettant de les classer parmi les déchets exemptés mais qui n'ont pas besoin non plus d'être particulièrement confinés et isolés et peuvent donc être stockés dans des installations de subsurface de type décharge, moyennant un contrôle réglementaire limité. Les concentrations des radionucléides à vie longue sont généralement très faibles dans ce type de déchets.
- Les déchets de faible activité (FA-VC) : ce sont des déchets qui contiennent des quantités limitées de radionucléides à vie courte et qui nécessitent d'être efficacement confinés et isolés pendant des périodes pouvant atteindre quelques centaines d'années. Les déchets de faible activité peuvent contenir des radionucléides à vie courte d'activité massique supérieure, ainsi que des radionucléides à vie longue, mais seulement à activité massique inférieure.
- Les déchets de moyenne activité (MA-VL) : déchets qui, en raison de leur contenu, en particulier, des radionucléides à vie longue, doivent être davantage confinés et isolés que les déchets de faible activité. Toutefois, la dissipation de la chaleur pendant l'entreposage et le stockage n'a pas ou a peu besoin d'être prise en compte avec ces déchets.
- Les déchets de haute activité (HA) : déchets dont l'activité massique est suffisamment forte pour produire de grandes quantités de chaleur par décroissance radioactive ou déchets contenant de grandes quantités de radionucléides à vie longue à prendre en compte dans la conception d'un centre de stockage.

Toutes les étapes du cycle du combustible nucléaire produisent des déchets. De même, des déchets de faible activité et des déchets de moyenne activité à vie courte sont

produits à toutes les étapes. Les déchets de faible et moyenne activité à vie longue (FMA-VL) proviennent presque intégralement du retraitement. Les déchets de haute activité, quant à eux, sont presque entièrement dus aux produits de fission résiduels résultant du retraitement ou du conditionnement du combustible utilisé en vue de son stockage direct. Le tableau 2.12 présente des valeurs prudentes des quantités de déchets produites par GWe/an et prévoit une quantité annuelle de déchets de démantèlement.

Tableau 2.12 : Quantités approximatives des déchets radioactifs et de combustible utilisé produits par GWe/an (données de 2005)

Catégorie de déchets	Quantité de déchets
FMA-VC ⁱ	410 m ³ /an ou 980 t/an
FMA-VL ⁱ	120 m ³ /an ou 290 t/an
Déchets de démantèlement ⁱⁱ	90 m ³ /an ou 210 t/an
Combustible utilisé	30 tML/an
HA vitrifiés ⁱⁱⁱ	12 m ³ /an
Résidus de traitement ^{iv}	45 000 m ³ /an
Totaux	~ 630 m³/an (ou 1 500t/an) plus 45 000 m³/an de résidus de traitement de faible activité

i) Ces valeurs risquent aujourd'hui d'être nettement surestimées, étant donné qu'elles correspondent à la quantité moyenne de déchets produits établie, sur toute l'histoire de l'électronucléaire, en fonction de la puissance totale. Les pratiques de gestion perfectionnées ont permis de réduire fortement les quantités de déchets produites au fil du temps.

ii) Déchets de démantèlement : quantités de déchets de démantèlement qui seront produites à la fin de la durée de vie du parc nucléaire et des installations du cycle correspondantes, obtenues en attribuant à chacune des 40 années de la durée de vie des centrales nucléaires une quantité identique de déchets.

iii) Il s'agit de la quantité de HA qui serait produite si l'intégralité du combustible utilisé était un jour retraitée. On notera que ces déchets ont déjà été comptés dans le combustible nucléaire utilisé.

iv) Les résidus de traitement sont généralement de faible activité et ne sont pas toujours comptabilisés dans les systèmes de classement des déchets radioactifs. En l'absence de sources secondaires, la valeur présentée sur le tableau pourrait s'élever à 80 000 t/an.

Source : AEN, 2010e.

Bien que paraissant importantes, ces quantités sont très faibles si on les compare à la production de déchets des centrales à charbon. L'énergie nucléaire produit < 0,2 kt/TWh de déchets solides (compte tenu des déchets du démantèlement). La combustion du charbon, en revanche, génère ~ 1 600 kt/TWh. Avec le charbon, comme le nucléaire, l'extraction du minerai et les procédés de production primaires sont à l'origine de déchets supplémentaires. Dans le cas de l'énergie nucléaire, on compte < 8 kt/TWh de résidus de traitement faiblement radioactifs et une quantité analogue de résidus d'extraction non radioactifs. Dans celui du charbon, ces déchets représentent ~ 3 000 kt/TWh (AEN, 2010e).

Les technologies de traitement, d'entreposage et de stockage des déchets de faible et moyenne activité à vie courte sont très au point. La totalité, ou presque, des pays qui possèdent d'importants programmes nucléaires ont des installations où ils stockent ces déchets (tableau 2.13). Ces derniers représentent les plus gros volumes, mais la radioactivité est majoritairement contenue dans des volumes assez faibles de combustible nucléaire utilisé et, dans les pays qui recyclent ce combustible nucléaire, dans les déchets de haute activité du retraitement.

Tableau 2.13 : Sites et projets de stockage des déchets TFA, FA et FMA dans un échantillon de pays de l'AEN

Pays	Site (année d'ouverture)	Capacité et catégorie de déchets	Type	État d'avancement
Allemagne	Konrad (2013)	FMA	SP	en construction
	Morsleben (1981)	FMA	SP	fermé en 1998
Belgique	Régions de Dessel et de Mol (à définir)	FMA-VC	SS	enquête publique
Canada	Kincardine (à définir)	FMA 160 000 m ³	SP	en construction
Corée (Rép. de)	Wolsong, Gyungju (2010)	FA-VC 160 000 m ³	A	autorisation en cours d'instruction
Espagne	El Cabril (1992)	FMA-VC	SS	en exploitation
	El Cabril (2007)	TFA	S	en exploitation
États-Unis	Barnwell, Caroline du Sud (1971)	FA-VC 890 000 m ³	SS	en exploitation
	Richland, Washington	FA-VC	S	en exploitation
	Clive, Utah (1988)	FA-VC et NORM	S	en exploitation
	Andrews, Texas	FA-VC et NORM	S	autorisation en cours d'instruction
	WIPP (1999)	TRU (FMA-VL) 175 000 m ³	SP	en exploitation
Finlande	Loviisa (1998)	FMA	A	en exploitation
	Olkiluoto (1992)	FMA	A	en exploitation
France	Centre de l'Aube (1992)	FMA-VC 1 000 000 m ³	SA	en exploitation
	Centre de la Manche (1979)	FMA-VC 527 000 m ³	SA	fermé en 1994
	Centre de Morvilliers (2003)	TFA 650 000 m ³	SS	en exploitation
Hongrie	Bátaapáti (2009)	FMA	SP	en construction
	RWTDF, Püspökszilágy (1976)	FMA-VC 5 040 m ³	SS	en exploitation
Japon	Rokkasho (1992)	FMA-VC 80 000 m ³	SS	en exploitation
	À définir	FMA-VL	A	sélection du site
Rép. slovaque	Mochovce (2001)	FMA-VC 22 300 m ³	SS	en exploitation
Rép. tchèque	Richard II (1964)	FMA-VC 8 500 m ³	A	en exploitation
	Bratrství (1974)	FMA-VC 1 200 m ³	A	en exploitation
	Dukovany (1994)	FMA-VC 55 000 m ³	SA	en exploitation
Royaume-Uni	Drigg (1959)	FA-VC 1 400 000 m ³	S/SS	en exploitation
Suède	SFR (1988)	FMA-VC	A	en exploitation

Notes : S = installation simple en surface ; SS = installation aménagée de subsurface ; S/SS = S + SS ; A = alvéole ou stockage géologique à profondeur intermédiaire ; SP = stockage géologique profond.

Source : AEN, 2008a, tableau 8.1.

Le principal défi pour l'avenir de la gestion des déchets radioactifs consistera à mettre au point et à appliquer des plans de stockage définitif du combustible utilisé et des déchets de très haute activité. Les déchets de moyenne activité à vie longue peuvent également être stockés de la même manière. La communauté scientifique mondiale s'accorde à dire qu'un stockage en formation géologique convenablement aménagé est une solution parfaitement satisfaisante pour la gestion des déchets de haute activité et du combustible utilisé. Or, s'il existe, comme le montre le tableau 2.13, des installations industrielles dans de nombreux pays pour stocker les déchets de faible et moyenne activité à vie courte, aucune installation de stockage de déchets de haute activité et de combustible utilisé n'a encore été construite.

Pourtant, plusieurs pays ont créé des laboratoires de recherche souterrains dans des environnements géologiques variés afin de mettre au point des concepts de stockage de déchets de haute activité et de combustible usé et d'étudier les facteurs qui déterminent leur comportement à long terme. Les bases scientifiques et technologiques du stockage géologique sont donc bien établies. Certains pays ont lancé des programmes de recherche-développement et de déploiement dont l'objectif est d'ouvrir un stockage avant 2050. S'ils sont couronnés de succès, ces projets et plans actuels permettront de stocker une bonne partie du combustible usé et des déchets de haute activité déjà accumulés et que l'on devrait produire jusqu'en 2050. La Finlande et la Suède ont le plus avancé sur la voie de la construction et de l'exploitation de centres de stockage. Dans ces deux pays, les sites ont été sélectionnés, et l'on espère pouvoir mettre en service les installations aux alentours de 2020. La France devrait suivre vers 2025. Aux États-Unis, en revanche, il a été décidé d'abandonner un programme d'aménagement d'un stockage en formation géologique à Yucca Mountain au Nevada, qui remontait à loin.

À plus long terme, si l'on recycle à grande échelle le combustible usé, les stocks actuels de cette matière, que l'on considère aujourd'hui comme un déchet, deviendront une source d'énergie. Le recours à des cycles du combustible avancés peut également réduire dans de fortes proportions les quantités de combustible usé et de déchets de haute activité à stocker. Malgré tout, on aura toujours besoin d'installations de stockage, mais leur taille ou leur nombre seront réduits.

2.9. Le cycle du combustible nucléaire : évolutions futures

2.9.1. Systèmes de Génération IV

Lancé en 2001 à l'initiative des États-Unis, le Forum international Génération IV²⁸ est une coopération internationale organisée afin de mener les études et recherches nécessaires pour déterminer la faisabilité et les performances possibles de la prochaine génération de systèmes énergétiques nucléaires. Ce forum réunit 12 grands pays nucléaires (dont le Canada, la Chine, les États-Unis, la Fédération de Russie, la France, le Japon et la République de Corée) et la Communauté européenne de l'énergie atomique (Euratom – qui représente l'Union européenne). Les principaux objectifs que se sont fixés les partenaires de GIF dans la feuille de route (GIF, 2002) sont résumés sur le tableau 2.14. Il s'agit essentiellement d'améliorer la durabilité de l'option nucléaire en exploitant mieux les ressources et en gérant de façon plus satisfaisante les déchets radioactifs, tout en améliorant les aspects économiques, la sûreté et la fiabilité, la résistance et la prolifération et la protection physique de ces systèmes.

Les objectifs du GIF ont servi de guide pour sélectionner six systèmes les plus prometteurs pour lancer des études et recherches en collaboration (GIF, 2002) :

- réacteur rapide à caloporteur gaz (RNR-G) ;
- réacteur à très haute température (RHT) ;
- réacteur refroidi à l'eau supercritique (RESC) ;
- réacteur rapide à sodium liquide (RNR-Na) ;
- réacteur rapide refroidi au plomb (RNR-Pb) ;
- réacteur à sels fondus (RSF).

28. www.gen-4.org.

Tableau 2.14 : Objectifs des systèmes nucléaires de Génération IV

Objectifs	Description
Durabilité	Assurer une production d'énergie durable respectant les objectifs de pureté de l'air et garantissant la disponibilité à long terme des systèmes ainsi qu'une exploitation efficace du combustible pour produire de l'énergie à l'échelle mondiale. Réduire au minimum et gérer les déchets nucléaires et notamment alléger le fardeau de la surveillance à long terme, améliorer la protection de la santé publique et de l'environnement.
Économie	Présenter un coût sur le cycle de vie nettement avantageux par rapport aux autres sources d'énergie. Présenter un risque financier comparable aux autres projets énergétiques.
Sûreté et fiabilité	Atteindre l'excellence en sûreté et en fiabilité. Réduire la probabilité et l'importance d'un endommagement du cœur du réacteur à un niveau très faible. Éliminer la nécessité des interventions d'urgence hors site.
Résistance à la prolifération et protection physique	Faire en sorte que ces systèmes soient très dissuasifs pour quiconque souhaiterait détourner ou voler des matières utilisables pour fabriquer des armes et assurer une protection physique renforcée contre des attentats terroristes.

Le tableau 2.15 résume les principales caractéristiques de chacun de ces systèmes. Parallèlement aux sujets des travaux de recherche-développement à effectuer, identifiés pour chacun de ces systèmes, on a également répertorié des thèmes transversaux à étudier dans le cadre de recherches horizontales pour atteindre les objectifs communs à tous les systèmes de Génération IV. Actuellement, trois groupes travaillent à la mise au point d'une méthodologie commune d'étude de l'économie (GIF, 2007a), des risques et de la sûreté (GIF, 2007b) ainsi que de la résistance à la prolifération et de la protection physique (GIF, 2006).

Tableau 2.15 : Caractéristiques des systèmes nucléaires de Génération IV

Système	Spectre de neutrons	Caloporteur	Température de sortie du réfrigérant (°C)	Cycle du combustible	Puissance (MWe)
RTHT	thermique	hélium	900-1 000	ouvert	250-300
RNR-Na	rapide	sodium	550	fermé	30-150, 300-1 500, 1 000-2 000
RESC	thermique/rapide	eau	510-625	ouvert/fermé	300-700 1 000-1 500
RNR-G	rapide	hélium	850	fermé	1 200
RNR-Pb	rapide	plomb	480-800	fermé	20-180, 300-1 200, 600-1 000
RSF	épi-thermique/rapide	sels de fluorure	700-800	fermé	1 000

Sources : GIF, 2002 ; Bouchard et Bennett, 2009.

Cinq des systèmes envisagés sont exclusivement ou potentiellement des réacteurs à neutrons rapides. Ils permettent d'exploiter l'intégralité du contenu énergétique de l'uranium, des isotopes fissiles et fertiles ainsi que tous les actinides (^{239}Pu produit dans le réacteur mais aussi les autres actinides que l'on trouve dans les déchets) en les recyclant. La transmutation des actinides et des produits de fission en isotopes à vie plus courte

permettra également d'abaisser la radiotoxicité des déchets et de réduire la chaleur qu'ils dégagent et ainsi d'en faciliter le stockage.

Réacteurs à très haute température

Les réacteurs à très haute température (RTHT) sont une version plus élaborée des réacteurs à haute température étudiés dans les années 1960 et 1980 en Europe (Allemagne, Royaume-Uni) et aux États-Unis et sur lesquels les recherches ont cessé après 1985. On a assisté dernièrement à un regain d'intérêt pour ces réacteurs à haute température tout d'abord en Afrique du Sud, qui, cependant, a aujourd'hui abandonné son projet de construire prototype de réacteur modulaire à lit de boulets (PBMR) et en Chine²⁹ où la construction de deux tranches PBMR (2 x 210 MWe) devait débuter en avril 2011 et est aujourd'hui suspendue. Au Japon, le réacteur à très haute température (exploité aujourd'hui par l'Agence japonaise pour l'énergie atomique, JAEA) a atteint la criticité en 1998 et une température de 950 °C en 2004.

Ces réacteurs sont refroidis avec de l'hélium et modérés par du graphite. Ils fonctionnent avec un combustible céramique capable de supporter les très hautes températures du réfrigérant (environ 1 000 °C) et atteignent donc des rendements thermiques très élevés. La production d'électricité dans une turbine en cycle direct dans le circuit primaire permet d'atteindre des rendements de 50 %. En outre, le réfrigérant à haute température ouvre la perspective d'utiliser l'énergie nucléaire pour produire de la chaleur de procédé. En particulier, dans le cadre de GIF, on s'intéresse tout particulièrement à des procédés permettant de produire de l'hydrogène avec un excellent rendement et sans émettre de CO₂ et reposant sur des cycles thermochimiques ou sur l'électrolyse de vapeur d'eau à haute température (EvHT).

La mise au point des RTHT exige notamment de concevoir des matériaux utilisables aux très hautes températures d'exploitation du réacteur (graphite, céramiques, alliages métalliques destinés aux échangeurs de chaleur) mais aussi du combustible céramique (particules TRISO). La technologie des combustibles à particules est un aspect capital du développement des RTHT. En effet, seuls les matériaux céramiques résistent aux températures prévues. La particule TRISO consiste en une microbille de matériau fissile ou fertile, d'un diamètre maximum de 0,5 mm (500 µm, recouverte d'une couche tampon de pyrocarbone. Se succèdent ensuite une couche de pyrocarbone dense, une couche de carbure de silicium (barrière sous pression entourant chaque particule de combustible) ainsi qu'une couche externe de pyrocarbone. Les particules TRISO sont ensuite installées dans des sphères de graphite de 6 cm de diamètre (conception du cœur en lit de boulets) ou dans des compacts de combustible cylindriques eux-mêmes placés dans des blocs de graphite hexagonaux (blocs prismatiques). La stabilité et la robustesse caractéristique des particules de combustible TRISO dans les cœurs se maintiennent également dans le combustible usé stocké si bien que, moyennant un enrobage minimum, le combustible pourrait former un milieu très stable retenant les éléments radiotoxiques.

Le combustible des RTHT peut également être recyclé bien que sa conception complique les choses : les particules TRISO doivent d'abord être séparées d'un volume nettement plus important de matrice de graphite (qui peut poser un autre problème en termes de durabilité, à l'étude actuellement) et la dissolution des microbilles de combustible ne peut s'effectuer tant que la couche solide de SiC n'a pas été détruite par des moyens mécaniques.

29. En novembre 2005, il avait été décidé de construire une première centrale (2 réacteurs de 210 MWe) à Shidaowan, dans la province de Shandong. Sa construction, qui devait commencer en avril 2011, a été reportée après l'accident de Fukushima Daiichi. Elle devrait débuter sous peu et la mise en service de l'installation est prévue aux alentours de 2015 (www.world-nuclear.org/info/inf63.html#HTR_PM)

Réacteurs à neutrons rapides refroidis par du sodium

La technologie des réacteurs rapides refroidis au sodium (RNR-Na) est connue depuis les débuts de l'histoire du nucléaire comme étant un système viable pour créer un cycle de surgénération. De ce fait, l'industrialisation de la technologie a été poussée très loin. L'Allemagne, les États-Unis, la Fédération de Russie (ex-Union soviétique), la France, le Japon et le Royaume-Uni ont construit et exploité des RNR-Na d'une puissance variant de 1,1 MWth à 1 200 MWe. Le Forum international Génération IV s'appuie sur cette base de connaissances pour mettre au point des conceptions qui soient mieux adaptées aux objectifs stratégiques du Forum. À l'heure actuelle, la Fédération de Russie et le Japon exploitent toujours des réacteurs de cette filière. Ils ont été rejoints récemment par la Chine et l'Inde. La France envisage d'en construire un nouveau prototype d'ici 2020. L'Inde a un ambitieux programme indépendant de construction de RNR-Na qui s'appuie sur une expérience de longue date d'un réacteur surgénérateur expérimental. La construction d'un prototype de réacteur rapide de 500 MWe (Prototype Fast Breeder Reactor) à Kalpakkam doit s'achever en 2012. Ce réacteur devrait être mis en service à cette date. Le pays prévoit de construire cinq tranches supplémentaires du même type d'ici 2022.

Le RNR-Na utilise comme caloporteur du sodium liquide qui permet d'obtenir une densité de puissance élevée avec une faible fraction volumique de caloporteur. Grâce aux progrès récemment accomplis, le circuit primaire peut être disposé dans une configuration de piscine (tous les composants du circuit primaire sont placés dans une seule cuve), soit dans une disposition en boucle compacte. Toutefois, comme le sodium réagit chimiquement avec l'air et l'eau, il importe, par la conception, de limiter le risque que se produisent ces réactions ainsi que leurs conséquences. Dans les conceptions anciennes et actuelles, un circuit de sodium secondaire joue le rôle de tampon entre le sodium radioactif du circuit primaire et la vapeur ou l'eau employée dans un cycle Rankine classique et permet ainsi d'éviter tout rejet de radioactivité dans l'éventualité d'une réaction sodium-eau. Les études en cours consistent notamment à mettre au point d'autres systèmes de conversion de l'énergie comme le cycle au CO₂ supercritique.

En dehors de la production d'électricité et, éventuellement, de chaleur de procédé, les RNR-Na (comme tout autre réacteur à neutrons rapides) doivent, d'après les spécifications du Forum Génération IV, mieux exploiter les ressources et permettre de gérer les déchets de haute activité, en particulier le plutonium et les autres actinides. Ce qui suppose de concevoir un cycle du combustible intégral capable de retraiter le combustible des réacteurs thermiques actuels mais aussi de répondre aux besoins du RNR-Na. Pour l'heure, il existe deux options technologiques principales pour le cycle du combustible : les procédés par voie aqueuse avancés et le procédé pyrométallurgique. Ces deux procédés permettraient de récupérer et de recycler 99,9 % des actinides. Le déchet ultime se présente à l'état vitrifié ou sous forme d'un minéral dans une matrice de verre.

Réacteurs à neutrons rapides à caloporteur plomb

Dans les années 1950 déjà, les États-Unis et la Fédération de Russie (qui était alors l'URSS) étudiaient différentes solutions pour des réacteurs fonctionnant avec un spectre de neutrons rapides. Alors que les États-Unis ont abandonné le caloporteur plomb pour le sodium, la Fédération de Russie a décidé de se concentrer sur les réacteurs au plomb et est parvenue à développer jusqu'à la maturité des réacteurs plomb-bismuth. Sept réacteurs plomb-bismuth équipant des sous-marins et deux prototypes à terre ont été construits et exploités. Avec la conception du réacteur BREST, un réacteur de puissance refroidi au plomb, la technologie a été transférée des applications militaires au domaine civil. Malheureusement, cette technologie est très mal connue en dehors de la Fédération de Russie. À ce jour, les principales conceptions existantes sont un petit réacteur autonome sûr et transportable aux États-Unis ainsi que les conceptions mises au point par l'Union européenne aux termes du programme-cadre d'Euratome (projet ELSY, puis LEADER).

Par rapport au sodium, le plomb (et le plomb-bismuth) réagit beaucoup moins avec l'air et l'eau, ce qui permet de se passer d'un circuit tampon entre le circuit primaire et le système de conversion de l'énergie. Toutefois, le plomb est beaucoup plus corrosif. C'est pourquoi, l'on a entrepris d'importantes recherches sur la technologie des matériaux et la prévention de la corrosion des alliages de plomb, mais aussi sur la caractérisation de matériaux possibles et la chimie du caloporteur ainsi que sur les contrôles radiochimiques.

Réacteurs rapides à caloporteur gaz

Comme le RTHT, le réacteur à haute température refroidi au gaz (RNR-G) utilise comme caloporteur de l'hélium sous pression qui présente l'avantage de n'avoir qu'un effet modérateur léger. Il s'agit d'un caloporteur monophasique qui permet de fonctionner à très haute température et d'obtenir des rendements thermiques élevés avec un cycle de production d'électricité direct (le gaz du circuit primaire fait tourner une turbine à gaz et les compresseurs sont utilisés pour repressuriser le gaz de travail). Les centrales à RNR-G n'ont jamais été expérimentées, mais elles ont de nombreux points communs avec les RTHT. Assurément on ne parviendra pas au stade industriel dans les dix prochaines années ; une vingtaine d'années, voire plus, serait une échéance plus réaliste.

Le RNR-G se distingue principalement du RTHT par l'absence de modérateur au graphite dans son cœur. Le combustible doit résister à des températures de fonctionnement très élevées. C'est pourquoi, l'on a besoin de recourir pour le gainage à des céramiques dont plusieurs sont à l'étude. La mise au point d'une conception satisfaisante de combustible est donc l'un des principaux défis à surmonter. Les configurations du cœur pourraient reposer sur des blocs prismatiques, des assemblages de crayons ou de plaques. Dans la conception de référence du RNR-G, on prévoit une usine intégrée de traitement du combustible usé et de refabrication du combustible sur le site même de la centrale.

Réacteurs à sels fondus

Le système de réacteur à sels fondus fonctionne, comme son nom l'indique, avec un combustible sous forme de sels fondus circulant dans un réacteur à spectre rapide, thermique ou épithermique avec un cycle du combustible intégré (en ligne). Le combustible est une solution liquide de fluorures de béryllium et de lithium et de fluorures de sodium et de zirconium sachant que les fluorures d'uranium et de plutonium assurent la charge fissile et les fluorures de thorium le matériau fertile. Dans les systèmes à sels fondus à spectres thermiques ou épithermiques, le combustible à sels fondus circule à travers des blocs de graphite dans le cœur, le graphite modérant le flux de neutrons. Dans les systèmes à sels fondus à spectre rapide, le cœur est constitué de canaux en alliage de nickel. Les transferts de chaleur entre le sel fondu et le système de conversion de l'énergie s'effectuent par l'intermédiaire de circuits de refroidissement secondaires (sel fondu) et tertiaire (gaz) dans des échangeurs de chaleur. Le réacteur à sels fondus peut atteindre un rendement thermique très élevé, étant donné que le réfrigérant primaire est porté à des températures de l'ordre de 700 à 800 °C.

Le cycle du combustible intégré est potentiellement très souple. En outre, le fait qu'il ne soit pas nécessaire de fabriquer du combustible constitue un avantage majeur à cet égard. Contrairement aux réacteurs à combustible solide, la possibilité d'un retraitement en ligne du combustible liquide permet d'utiliser le réacteur à sels fondus à spectre thermique comme un régénérateur de thorium très efficace. Lorsque la conception fait appel à deux fluides, avec séparation des canaux de combustible fissile (^{233}U) et fertile (^{232}Th), ces réacteurs peuvent atteindre un rapport de surgénération intéressant de 1,13 à 1,15, ce qui permet de faire fonctionner le réacteur avec un cycle purement thorium-uranium (233), de produire très peu de plutonium et aucun élément transplutonien. L'élément déterminant pour le déploiement industriel futur des réacteurs à sels fondus sera la mise au point d'une technologie de retraitement pyrochimique en ligne de son combustible liquide chaud.

Réacteurs rapides refroidis à l'eau supercritique

Le réacteur à neutrons rapides refroidi à l'eau supercritique (RESC) est un réacteur à eau ordinaire qui fonctionne au-dessus du point critique de l'eau (374 °C, 22,1 MPa). Les fluides supercritiques ne connaissent pas de transition de phase, et le recours à de l'eau supercritique permet d'obtenir des rendements supérieurs d'environ 30 % à ceux des réacteurs à eau ordinaire actuels (rendement thermique pouvant atteindre 50 %), mais aussi de simplifier la partie classique de la centrale. En effet, une bonne partie de la technologie à la base des RESC existe déjà dans les REO et les centrales thermiques classiques à eau supercritique. Par conséquent, les principaux aspects à développer sont la conception du cœur et les matériaux. À l'heure actuelle, deux grandes conceptions sont à l'étude, la cuve sous pression et les tubes de pression, auxquelles il faut ajouter une tentative pour combiner les deux concepts.

Avec la technologie de l'eau supercritique, il est possible de concevoir un réacteur à spectre rapide (permettant de mettre en place un cycle du combustible fermé) de même qu'un réacteur à spectre thermique.

2.9.2. Cycles du combustible avancés

Parallèlement aux études et recherches soutenues effectuées par l'industrie et les établissements de recherche pour améliorer les technologies actuelles du cycle du combustible, au nombre desquelles le retraitement et le recyclage, des travaux d'importance ont été consacrés à la conception de technologies avancées pour un avenir plus lointain. Ces concepts avancés de cycles du combustible ont fait l'objet d'études théoriques ou l'échelle du laboratoire. L'objectif était double : réduire la masse et la radioactivité des déchets à stocker et optimiser l'exploitation des ressources naturelles.

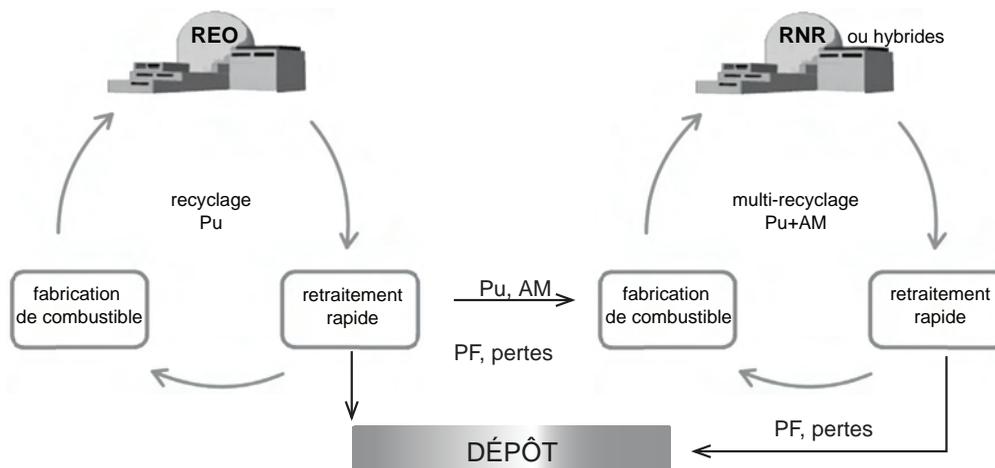
Les produits de fission très radioactifs mais à vie courte sont principalement responsables de l'activité du combustible usé à court terme. Les transuraniens, dont le plutonium et les actinides mineurs, auxquels il faut ajouter quelques produits de fission à vie longue, sont eux responsables de la radiotoxicité et de la charge thermique à long terme du combustible usé. En s'efforçant d'incinérer les actinides mineurs, il est possible de diminuer la composante à vie longue des déchets radioactifs et ainsi la radiotoxicité à long terme et la chaleur résiduelle des déchets de haute activité. Cette solution est donc un moyen de diminuer les volumes de déchets et d'abaisser les coûts des installations destinés à leur stockage.

En éliminant l'U et le Pu, les méthodes actuelles de retraitement et de recyclage permettent déjà de diminuer les quantités de déchets de haute activité qu'il faudra finalement stocker. Mais les actinides mineurs et les produits de fission se retrouvent toujours dans les flux de déchets. La possibilité de réduire encore les volumes de déchets dépend par conséquent de la capacité des cycles avancés d'éliminer ces isotopes lourds à vie longue résiduels provenant du combustible irradié par des technologies de retraitement avancées (séparation), puis de les stocker séparément (ce qui permet d'abaisser la radiotoxicité et la chaleur de décroissance du gros des déchets mais pas celle du flux séparé) ou de les « incinérer » par des réactions nucléaires (transmutation). Il existe pour l'essentiel deux grandes familles de cycles du combustible avancés où la séparation et la transmutation peuvent être plus ou moins poussées.

La première catégorie vise à traiter séparément les actinides mineurs en les transmutant soit de manière homogène dans le combustible, soit de manière hétérogène dans des cibles dédiées. Un cycle de ce type comprendrait normalement une première strate reposant sur la technologie des REO et une deuxième où seraient déployés, pour la transmutation des actinides mineurs (et éventuellement le recyclage du plutonium), des

réacteurs rapides à faible taux de conversion³⁰ ou des systèmes hybrides. La transmutation des actinides mineurs est également étudiée pour les réacteurs à eau lourde CANDU dont l'économie neutronique élevée autorise une grande souplesse du cycle du combustible. Cette configuration à double strate est représentée sur la figure 2.20 (pour de plus amples détails, voir également la section 3.3.4).

Figure 2.20 : Système à double strate



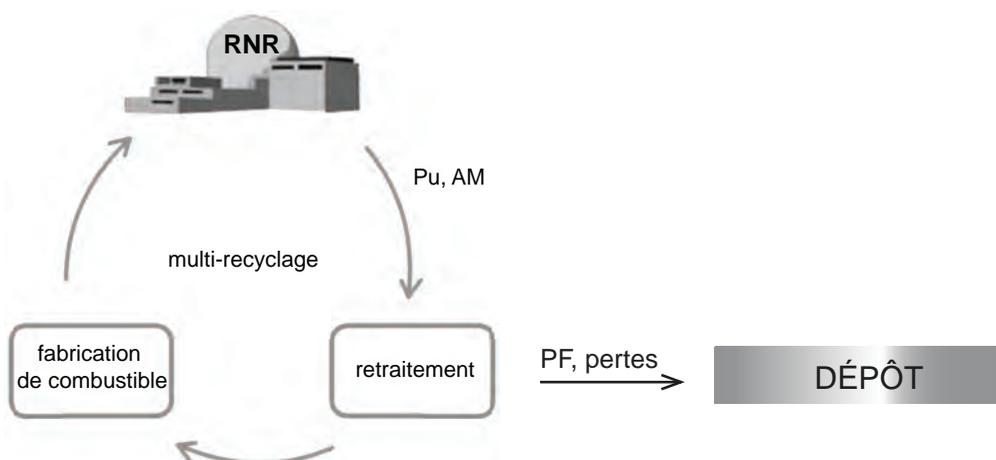
La deuxième famille de cycles du combustible avancés prévoit le traitement combiné des transuraniens, dont les actinides mineurs et le plutonium, sous forme de combustible dans des réacteurs rapides (toutefois, ce cycle peut également constituer la deuxième strate dans un système à double strate).

Le cycle du combustible à double strate présente l'avantage de concentrer les déchets fortement radioactifs dangereux dans une partie isolée du cycle. Toutefois, il n'améliore pas de manière significative la partie amont du cycle puisque la consommation d'uranium naturel reste principalement déterminée par la consommation, moins efficace, du combustible dans les REO, et que l'on ne cherche pas la surgénération (production de matières fissiles en quantités supérieures à celles consommées dans le réacteur) dans les RNR à faible taux de conversion choisis dans ce système.

L'adoption de cycles pleinement intégrés de réacteurs rapides (figure 2.21) permettrait d'allier la réduction des déchets avec une utilisation optimale des ressources naturelles. Comme nous le verrons plus en détail au chapitre 3 (section 3.3.4), il est plus efficace de transmuter les transuraniens dans des réacteurs rapides. Étant donné que la plupart de ces transuraniens peuvent subir une fission dans des spectres de neutrons rapides, ils contribuent alors aussi à la production d'énergie et sont moins nombreux à se retrouver dans les déchets. En outre, puisque l'on peut recycler plusieurs fois le plutonium et l'uranium dans ces réacteurs rapides, la durée de vie des ressources en uranium pourrait être prolongée longtemps (comme le montre le tableau 2.3).

30. Le taux de conversion est le rapport entre le nombre de nucléides fissiles produits et le nombre de nucléides détruits par fission.

Figure 2.21 : Cycle à réacteurs rapides



Une autre solution possible à long terme consiste à passer de systèmes fonctionnant avec de l'uranium et du plutonium à un cycle au thorium. Le thorium est un élément beaucoup plus abondant que l'uranium et, en raison de ses avantages neutroniques significatifs (voir section 3.3.6), il a été envisagé de l'employer comme matériau fertile depuis l'origine de la technologie électronucléaire. En principe, le recours au thorium permettrait d'abaisser les coûts du combustible ainsi que la quantité de combustible utilisé par unité d'énergie produite (AEN, 2002). En termes de durabilité, cette possibilité, avec la meilleure résistance à la prolifération de ce combustible utilisé (nettement moindres production de plutonium et émissions de rayons gamma à haute énergie) présenterait des avantages importants.

La plupart des travaux de recherche et de développement que les pays consacrent aux systèmes nucléaires avancés s'inscrivent dans un ou plusieurs programmes de coopération (par exemple, GIF, INPRO, Cadre international pour la coopération en matière d'énergie nucléaire – IFNEC, etc.). L'Inde caracole en tête avec la démonstration d'un réacteur rapide au sodium dont elle a entrepris de construire un prototype. Son objectif est de lancer ensuite la construction d'un parc de RNR-Na plus puissant dans les dix à vingt ans. De plus, l'Inde est le principal pays qui travaille actuellement sur des cycles du combustible au thorium, le Canada ayant entrepris de mettre au point une conception de réacteurs à eau supercritique et tubes de pression.

Références

- AEN (2002), *Le cycle du combustible nucléaire : Aspects économiques, environnementaux et sociaux*, Agence pour l'énergie nucléaire, OCDE, Paris, France.
- AEN (2001-2010), *Données sur l'énergie nucléaire*, Agence pour l'énergie nucléaire, OCDE, Paris, France.
- AEN (2003/2005), *L'énergie nucléaire aujourd'hui*, Agence pour l'énergie nucléaire, OCDE, Paris, France.
- AEN (2006), *Cycles du combustible nucléaire avancés et gestion des déchets radioactifs*, Agence pour l'énergie nucléaire, OCDE, Paris, France.
- AEN (2006a), *Ressources, production et demande d'uranium : Un bilan de 40 ans : « Rétrospective du Livre rouge »*, Agence pour l'énergie nucléaire, OCDE, Paris, France.
- AEN (2008a), *Perspectives de l'énergie nucléaire 2008*, Agence pour l'énergie nucléaire, OCDE, Paris, France.
- AEN (2008b), *Uranium 2007 : Ressources, production et demande*, Rapport établi conjointement par l'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire et l'Agence internationale de l'énergie atomique, OCDE, Paris, France.
- AEN (2009), *Nuclear Fuel Cycle Transition Scenario Studies – Status Report*, Agence pour l'énergie nucléaire, OCDE, Paris, France.
- AEN (2010a), *Technology Roadmap, Nuclear Energy*, Agence pour l'énergie nucléaire, OCDE, Paris, France et Agence internationale de l'énergie, Paris, France.
- AEN (2010b), "Multinational Design Evaluation Programme 2009 Annual Report", Agence pour l'énergie nucléaire, OCDE, Paris, France.
- AEN (2010c), *L'opinion publique et l'énergie nucléaire*, Agence pour l'énergie nucléaire, OCDE, Paris, France.
- AEN (2010d), *Uranium 2009 : Ressources, production et demande*, Rapport établi conjointement par l'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire et l'Agence internationale de l'énergie atomique, OCDE, Paris, France.
- AEN (2010e), *Les déchets radioactifs : mise en perspective*, Agence pour l'énergie nucléaire, OCDE, Paris, France.
- AEN (2010f), *Évaluation de risques d'accidents nucléaires comparés à ceux d'autres filières énergétiques*, Agence pour l'énergie nucléaire, OCDE, Paris, France.
- AEN (2010g), *La sécurité d'approvisionnement énergétique et le rôle du nucléaire*, Agence pour l'énergie nucléaire, OCDE, Paris, France.
- AIE (2003), *Energy to 2050 – Scenarios for a sustainable future*, Agence internationale de l'énergie, Paris, France.
- AIE (2006), *World Energy Outlook 2006*, Agence internationale de l'énergie, Paris, France.
- AIE (2008), *Energy Technology Perspectives 2008, Scenarios & Strategies to 2050*, Agence internationale de l'énergie, Paris, France.

- AIE (2009a), *World Energy Outlook 2009*, Agence internationale de l'énergie, Paris, France.
- AIE (2009b), "Energy and Climate Policy", présentation de Nobuo Tanaka, Directeur exécutif de l'AIE ; réunion des ministres de l'Énergie lors du G8, 24-25 mai 2009, Rome, Italie, OCDE, Paris, France. www.iaea.org/speech/2009/Tanaka/G8_Climate_Policy.pdf.
- AIE (2010a), *World Energy Outlook 2010*, Agence internationale de l'énergie, Paris, France.
- AIE (2010b), *Energy Technology Perspectives 2010, Scenarios & Strategies to 2050*, Agence internationale de l'énergie, Paris, France.
- AIE/AEN (2010), *Coûts prévisionnels de production de l'électricité, Edition 2010*, Agence internationale de l'énergie et Agence pour l'énergie nucléaire, OCDE, Paris, France.
- AIEA (2002), "Heavy Water Reactors: Status and Projected Development", rapports techniques de l'AIEA, ISSN 0074-1914; no 407 ; STI/DOC/010/407, Vienne, Autriche.
- AIEA (2008), *Spent Fuel Reprocessing Options*, AIEA TECDOC-1587, Vienne, Autriche. Consultable à l'adresse www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1587_web.pdf.
- AIEA (2009), *Classification of Radioactive Waste*, Normes de sûreté de l'AIEA, AIEA, Vienne, Autriche. www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1419_web.pdf.
- AIEA (2011), *Power Reactor Information System*, AIEA, Vienne, Autriche. Consultable à l'adresse www.iaea.org/programmes/a2/.
- AIEA (2011a), *Système intégré d'information sur le cycle du combustible nucléaire (iNFCIS)*, AIEA, Vienne, Autriche. Consultable à l'adresse www-nfcis.iaea.org/.
- Boczkar, P.G., B. Hyland, K. Bradley et S. Kuran (2010), *Achieving Resource Sustainability in China through the Thorium Fuel Cycle in the CANDU Reactor*, Actes de la conférence internationale, ICONE 18, 17-21 mai 2010, Xian, Chine.
- Bouchard, J. et R. Bennett (2009), "A New Generation of Nuclear to lead the way", *Energy Focus*, Spring 2009, pp. 1-7. Consultable à l'adresse www.gen-4.org.
- Cohen, A.J., H. Ross Anderson, B. Ostro, K. Pandey, M. Kryzanowski, N. Künzli, K.K. Gutschmidt, A. Pope, I. Romieu, J. Samet et K. Smith (2005), "The Global Burden of Disease Due to Outdoor Air Pollution", *J. Toxicol. Environ. Health*, partie A, vol. 8, pp. 1-7.
- Dones, R., C. Bauer, R. Bolliger, B. Burger, M. Faist Emmenegger, R. Frischknecht, T. Heck, N. Jungbluth and A. Röder (2004), *Life Cycle Inventories of Energy Systems: Results for Current Systems in Switzerland and Other UCTE Countries*, Final report ecoinvent 2000 No. 5, Paul Scherrer Institut/Villigen, Swiss Centre for Life Cycle Inventories/Duebendorf, Switzerland.
- Fazio, C., M. Salvatores et W.S. Yang (2007), "Down Selection of Partitioning Routes and Transmutation Fuels for P&T Strategies Implementation", Proc. International Conference GLOBAL, septembre 2007, Boise, Idaho, États-Unis.
- GIEC (2007), *Bilan 2007 des changements climatiques : Atténuation du changement climatique – Contribution du Groupe de travail III au quatrième Rapport d'évaluation du Groupe d'experts intergouvernemental sur l'évolution du climat*, Cambridge University Press, Cambridge, Royaume-Uni et New York, NY, États-Unis.
- GIEC (2008), *Bilan 2007 des changements climatiques. Contribution des Groupes de travail I, II et III au quatrième Rapport d'évaluation du Groupe d'experts intergouvernemental sur l'évolution du climat*, GIEC, Genève, Suisse.
- GIF (2002), *A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems*, Paris, France. Consultable à l'adresse www.gen-4.org.

- GIF (2006), *Evaluation Methodology for Proliferation Resistance and Physical Protection of Generation IV Nuclear Energy Systems*, GIF/PRPPWG/2006/005. Consultable à l'adresse www.gen-4.org.
- GIF (2007a), *Cost Estimating Guidelines for Generation IV Nuclear Energy Systems*, GIF/EMWG/2007/004. Consultable à l'adresse www.gen-4.org.
- GIF (2007b), *Basis for the Safety Approach for Design & Assessment of Generation IV Nuclear Systems*, GIF/RSWG/2007/002. Consultable à l'adresse www.gen-4.org.
- Gouvernement japonais (2011), *Rapport du gouvernement japonais à la conférence ministérielle de l'AIEA sur la sûreté nucléaire. L'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima appartenant à TEPCO*, Centre de gestion de crise du gouvernement du Japon.
- Hirschberg, S., R. Dones, T. Heck, P. Burgherr, W. Schenler et C. Bauer (2004), *Sustainability of Electricity Supply Technologies under German Conditions: A Comparative Evaluation*, Rapport n° 04-15 de l'IPS, Institut Paul Scherrer, Villigen, Suisse.
- Lennox, T.A., D.N. Millington et R.E. Sunderland (2007), "Plutonium Management and Generation IV Systems", *Progress in Nuclear Energy*, 49, pp. 589-596.
- MacKay, David J.C. (2009), *Sustainable Energy – Without the Hot Air*, UIT Cambridge, Royaume-Uni.
- NEI (2011), www.nei.org/resourcesandstats/nuclear_statistics/licenser renewal/.
- OCDE (2007), *The Health Costs of Inaction with Respect to Air Pollution*, Groupe de travail sur l'intégration des politiques environnementales et économiques, OCDE, Paris, France.
- Pasternak, Alan D. (2000), *Global Energy Futures and Human Development: A Framework for Analysis*, University of California, Lawrence Livermore National Laboratory, UCRL-ID-140773, p. 5, US DOE, Washington, DC, États-Unis, <https://e-reports-ext.llnl.gov/pdf/239193.pdf>.
- PNUD (2006), *World Population Prospects: The 2006 Revision*, Organisation des Nations Unies, Division de la population, New York, NY, États-Unis.
- Price, R., F. Barthel, J.-R. Blaise et J. McMurray (2006), « Ressources, production et demande d'uranium : bilan de quarante ans », *AEN Infos*, n° 24.1.
- RED-IMPACT (2008), *Impact of Partitioning, Transmutation and Waste Reduction Technologies on the Final Nuclear Waste Disposal*, Synthesis Report, Forschungszentrum, Jülich, Allemagne.
- Salvatores, M. et J.U. Knebel (2008), *Overview of Advanced Fuel Cycles for the 21st Century*, Jahrestagung Kerntechnik, German Annual Meeting on Nuclear Technology, 27-29 mai 2008, Hambourg, Allemagne.
- USEC (2010), Consultable à l'adresse www.usec.com/americancentrifuge.htm.
- Ux Consulting Company. Consultable à l'adresse www.uxc.com.
- WNA (2009), *The Global Nuclear Fuel Market, Supply and Demand 2009-2030*, World Nuclear Association, Londres, Royaume-Uni.
- WNA (2011), *Uranium Enrichment*, World Nuclear Association, Londres, Royaume-Uni. Consultable à l'adresse www.world-nuclear.org/info/inf28.html.
- WNA (2011a), *Nuclear Power in China*, World Nuclear Association, Londres, Royaume-Uni. Consultable à l'adresse www.world-nuclear.org/info/inf63.html#HTR_PM.
- WNN (2011), *Slow progress towards US use of MOX*. Consultable à l'adresse www.world-nuclear-news.org/WR_Slow_porgress_towards_US_use_of_MOX_2102111.html.
- WNN (2011a), *Decision Soon on New UK MOX plant*. Consultable à l'adresse www.world-nuclear-news.org/.

3. Progrès techniques

3.1. Introduction

Ce chapitre 3 sera consacré à une description des évolutions techniques qui sont intervenues dans le cycle du combustible depuis le rapport de 2002 (AEN, 2002a). On y commentera également les perspectives à court terme (jusqu'en 2020) ainsi qu'à plus long terme. À court terme, les REO resteront, dans le monde, la filière de réacteurs prédominante. Les programmes de construction seront encore en majorité fondés sur des systèmes REO, et il est très vraisemblable que cette technologie prévale encore à la fin du siècle. Cet état de fait trouvera sa traduction dans les installations du cycle du combustible. Le développement des réacteurs à neutrons rapides de quatrième génération continue de progresser et, à plus long terme leur déploiement éventuel pourrait modifier profondément le cycle du combustible nucléaire.

La section 3.2 fait le tour des cycles du combustible actuels et futurs. Aucune percée majeure n'a marqué la dernière décennie. Les dix prochaines années ne devraient pas en connaître non plus. Seules des modifications progressives destinées à optimiser les réacteurs standards refroidis par de l'eau sont prévues¹.

La section 3.2 comprend trois sous-sections consacrées chacune à une grande étape du cycle du combustible :

- L'amont du cycle du combustible, à savoir l'extraction et le traitement, la conversion, l'enrichissement, la conception du combustible et sa fabrication.
- L'étape de l'irradiation, c'est-à-dire l'exploitation des réacteurs et la gestion du combustible dans le cœur.
- L'aval du cycle du combustible, qui recouvre la gestion des déchets radioactifs, des déchets de haute activité et du combustible usé (dont l'entreposage) ainsi que le stockage des déchets de faible et moyenne activité.

La section 3.3 est consacrée aux options des cycles du combustible avancés qui pourraient devenir exploitables dans un avenir lointain, c'est-à-dire au-delà de 2020. Cette section, qui commence par une analyse des perspectives de l'amont du cycle, s'intéresse aux ressources non classiques d'uranium ainsi qu'aux progrès de la conception et de la fabrication du combustible et aux recherches sur le sujet. On y passe en revue les progrès de la R-D sur le traitement du combustible, notamment les solutions de séparation poussée à l'étude, la séparation et la transmutation des actinides mineurs et des produits de fission à vie longue. Les répercussions possibles de ces options sur la gestion des déchets, mais aussi la physique des réacteurs et l'adoption de systèmes hybrides pour la transmutation sont évoquées. D'autres solutions pour l'avenir sont également évaluées, comme les réacteurs de faible et moyenne puissance, les réacteurs à eau ordinaire à haut taux de conversion, les autres applications possibles de l'énergie nucléaire en particulier le dessalement et la production d'hydrogène ainsi que, à plus long terme, le cycle du combustible au thorium.

Des encadrés résumant, en des points stratégiques du texte, les principales tendances.

1. Voir aussi la section 2.7.1 sur l'évolution de la technologie des réacteurs et la tendance à utiliser davantage de systèmes à sûreté passive.

3.2. Tendances observées dans le cycle du combustible actuel

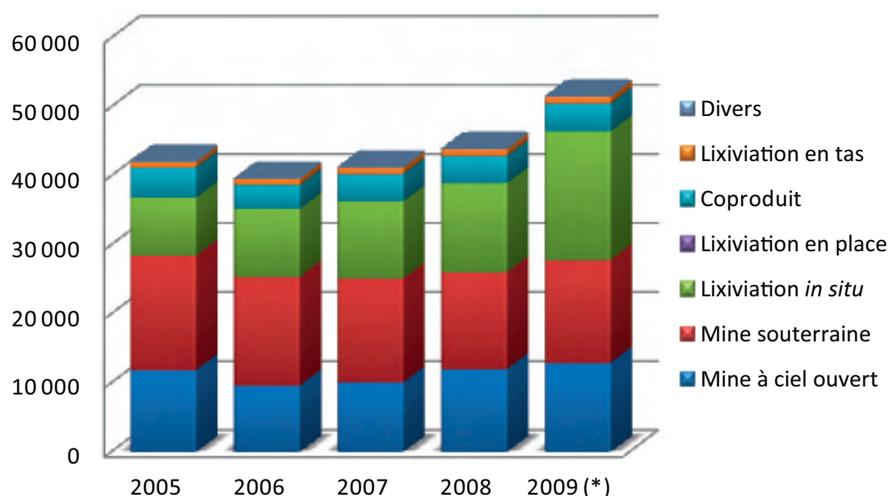
3.2.1. Amont du cycle

Extraction et traitement

Les évolutions qui se sont produites sur les marchés de l'offre et de la demande d'uranium ainsi que leurs répercussions ont fait l'objet du chapitre 2 (voir section 2.6.1).

Traditionnellement, l'uranium était extrait principalement de mines à ciel ouvert ou de mines souterraines. La contribution relative à d'autres méthodes d'extraction de l'uranium a continué d'évoluer comme le montrent le tableau 3.1 (AEN, 2010) et la figure 3.1.

Figure 3.1 : Production d'uranium en fonction des méthodes d'extraction



* Prévisions.

Source : D'après *Uranium : Ressources, production et demande*, 2006 à 2010.

Tableau 3.1 : Répartition de la production mondiale en fonction de la méthode d'extraction

Méthode d'extraction	2005	2006	2007	2008	2009 (prévisions)
Mines à ciel ouvert	28,1	24,2	24,4	27,3	25,0
Souterraines	39,4	39,8	36,5	32,0	28,9
Lixiviation <i>in situ</i>	20,0	25,0	27,2	29,5	36,3
Lixiviation en place*	< 0,1	< 0,1	< 0,1	< 0,1	< 0,1
Coproduit/sous-produit	10,3	8,6	9,5	8,9	7,8
Lixiviation en tas**	1,9	2,2	2,3	2,3	1,9
Autres***	0,3	0,2	0,1	< 0,1	0,1

* Encore appelée lixiviation en chambre souterraine ou en gradins.

** Sous-ensemble de l'extraction à ciel ouvert puisque cette méthode y est associée.

*** Recouvre le traitement des eaux d'exhaure et le réaménagement minier.

Source : AEN, 2010, tableau 23.

La part relative de la lixiviation *in situ* a fortement augmenté ces dernières années. À 25 % en 2006 (Kok, 2009), la LIS devrait un jour dominer l'extraction de l'uranium, à cause de la croissance de la production au Kazakhstan principalement, où 95 % des opérations d'extraction s'effectuent par ce procédé (mais également en Australie, en Chine, aux États-Unis, en Fédération de Russie et en Ouzbékistan).

Cette technique de lixiviation *in situ* consiste à laisser le minerai là où il se trouve et à pomper des liquides travers le minerai qui entraînent avec eux les minéraux par lixiviation. Cette technique provoque par conséquent peu de perturbation en surface (si ce n'est de simples forages multiples) et elle ne génère aucun résidu ou déchet. Pour pouvoir pratiquer la lixiviation *in situ*, la minéralisation doit surtout se trouver dans des sables perméables saturés d'eau à l'intérieur de sédiments permettant un confinement efficace des solutions d'extraction (qui sont couramment confinées entre des couches imperméables riches en argile) (Commonwealth d'Australie, 2010). Les techniques de LIS ont suffisamment évolué pour que la méthode soit aujourd'hui maîtrisable, sûre et sans danger pour l'environnement et qu'on puisse l'employer sous strict contrôle environnemental. Elles simplifient les opérations de réaménagement de la mine et souvent présentent des avantages en termes de coûts (Kok, 2009).

Sous l'effet de la hausse générale des prix de l'uranium depuis 2003, on a entrepris de développer les capacités de production, à un rythme qui n'est toutefois pas aussi rapide que ce que l'on avait initialement prévu. Or il faut du temps avant qu'une augmentation de la capacité de production déclarée ne se matérialise par une production ainsi que des conditions propices sur le marché qui se maintiennent. Comme nous l'avons vu à la section 2.6.1, on prévoit dans les années qui viennent une forte croissance de cette capacité de production dans des pays comme le Kazakhstan, la Namibie et le Niger et une moindre progression dans d'autres pays.

Un site de lixiviation *in situ* peut être mis en service en un temps assez court. C'est l'une des raisons pour lesquelles le Kazakhstan a pu développer ses capacités de production d'uranium dans d'aussi fortes proportions en quelques années seulement. Le développement des capacités minières au Kazakhstan tient également au fait que les nouveaux sites de mines se trouvent à proximité de zones qui ont un accès facile aux infrastructures nécessaires (eau et électricité). La pénurie d'acide² indispensable pour procéder à la LIS au Kazakhstan est un problème résolu.

Le renforcement et la propagation des meilleures pratiques dans l'industrie de l'extraction et du traitement d'uranium est probablement la principale avancée de la dernière décennie (AIEA, 2010). L'industrie de l'extraction de l'uranium est née au milieu du 20^e siècle à une époque de mutation industrielle et sociale rapide. Dans le contexte qui prévalait à l'époque, c'est-à-dire lorsque la mise au point des armes nucléaires était un moteur essentiel de progrès, l'impératif de production impliquait une attention insuffisante aux effets environnementaux et sanitaires de l'extraction. C'est seulement pendant les 25 dernières années du siècle passé que les entreprises ont commencé à intégrer dans leurs stratégies l'amélioration des normes de management environnemental lors de l'adoption d'une législation et de l'établissement de procédures d'exploitation respectueuses de l'environnement. Malgré les baisses d'activité cycliques que cette industrie a connues dans les années 1980 et 1990, les producteurs d'uranium n'ont cessé d'élaborer et d'adopter une série de procédures de management environnemental afin de respecter les exigences réglementaires plus strictes et de démontrer aux administrations, au public, aux parties prenantes et aux consommateurs que l'on s'efforçait de limiter le plus possible les effets néfastes des activités minières.

2. Entre 2007 et 2010, cette pénurie pesait fortement sur la production au Kazakhstan. En 2009, Kazatomprom et d'autres entreprises minières et producteurs d'acide ont créé un conseil de coordination dont la mission consistait à réguler la fourniture d'acide et les infrastructures correspondantes (WNA, 2010a).

Avec la reprise de l'extraction de l'uranium depuis le début du siècle, cette industrie continue d'améliorer ses standards environnementaux en adoptant et concevant des meilleures pratiques. Depuis l'aménagement du site et le démarrage des activités minières jusqu'à la production à pleine capacité, la gestion des déchets et la fermeture de l'installation, ces méthodes exemplaires et plus praticables permettent à l'exploitant d'atteindre ses objectifs de production mais aussi de développer et de gérer des sites/opérations sans répercussions sociales, environnementales et économiques importantes.

Des organisations internationales se sont intéressées récemment à cet aspect crucial (AIEA, 2010 ; WNA, 2008a). Dans le rapport technique qu'elle a publié en 2010, *Best Practice in Environmental Management of Uranium Mining*, l'AIEA notamment a analysé l'expérience pertinente des pays en la matière à travers quelques études de cas. Le tableau 3.2 ci-dessous résume, pour les différentes étapes de la vie des sites d'extraction et de traitement, les principales pratiques exemplaires figurant dans l'évaluation de l'AIEA.

L'adoption de ces pratiques exemplaires revêt une importance particulière si l'on sait que des entreprises minières et des pays producteurs nouveaux arrivent sur le marché en cette période d'expansion. Ces nouveaux entrants risquent non seulement de ne pas être au fait des normes internationales et méthodes optimales actuelles, mais de ne pas pouvoir disposer des ressources (financières, compétences) indispensables pour adopter dans la durée ces meilleures pratiques. Le développement de l'extraction de l'uranium pourrait pâtir d'une baisse de la qualité de management environnemental atteinte aujourd'hui de nature, de surcroît, à susciter l'hostilité du public et des sanctions des autorités de réglementation.

Principales tendances :

- Augmentation de la demande d'uranium (voir section 2.6.1).
- Réduction des sources secondaires d'uranium constituées par les stocks historiques et l'uranium hautement enrichi (voir section 2.6.1).
- Hausse générale des prix de l'uranium (voir section 2.6.1) ayant les effets possibles qui suivent :
 - Effet négatif sur la compétitivité économique de l'énergie nucléaire à court terme*
 - Effet positif sur la disponibilité des ressources (un prix élevé du minerai d'uranium encourage la prospection et le développement de ressources connues).
- Progression de la LIS :
 - Globalement positive pour l'environnement
 - Les techniques de LIS ont évolué, cette méthode d'extraction est aujourd'hui maîtrisable, sûre et écologiquement satisfaisante et peut être soumise à un contrôle environnemental strict. De plus, le réaménagement du site est plus simple à réaliser et présente souvent des avantages en termes de coût.
- Renforcement et propagation des meilleures pratiques dans l'industrie de l'extraction et du traitement de l'uranium permettant d'améliorer la sûreté et la qualité environnementale ainsi qu'un processus participatif et de consultation des parties prenantes plus développé et plus efficace.
- Entrée sur le marché de nouvelles entreprises et de nouveaux pays.

Freins possibles :

- Développement minier et processus d'approbation de plus en plus difficiles, combinés avec la résistance du public à l'extraction dans certaines zones.
- * Mais l'effet est limité, étant donné le faible pourcentage que le prix de l'uranium représente dans le coût moyen actualisé de la production d'électricité (~ 5 %).

Tableau 3.2 : Meilleures pratiques d'extraction et de traitement de l'uranium aux différentes étapes de la vie des installations

Phase	Pratiques	Précision/description
Prospection/ avant-projet sommaire	Collecte de données de base	<ul style="list-style-type: none"> Caractérisation socio-économique et notamment utilisation ancienne et actuelle des sols et de l'eau, inventaires archéologiques et patrimoniaux, documentation de la réglementation, etc. Caractérisation environnementale : conditions hydrologique et hydrogéologiques, caractérisation géologique et géochimique, étude des sols, de la flore et de la faune, études climatiques et radiologiques, évaluation des sites contaminés.
	Procédure de consultation du public, démarche participative	<ul style="list-style-type: none"> Organisation d'une démarche participative complète et interactive à tous les niveaux et toutes les étapes de la planification. Négociation d'accords portant sur l'économie, l'environnement et le recrutement local avec les diverses parties prenantes. Programmes complets de formation et d'enseignement. Plan de développement durable de la collectivité, par exemple par la construction et la gestion d'infrastructures (pistes d'atterrissage, routes, alimentation électrique, réseaux d'eau, etc.).
	Planification des infrastructures et d'autres activités liées aux travaux de prospection	<ul style="list-style-type: none"> Conception des voies d'accès, des sites de forage, etc. Réalisation de trous de prospection et d'échantillonnages en vrac, etc., afin de limiter l'érosion et d'éviter les rejets de contaminants. Plan de réaménagement après la prospection.
	Étude d'impact (EI)	<ul style="list-style-type: none"> L'étude d'impact est un mécanisme d'identification, de communication, de prévision et d'interprétation des informations permettant d'identifier d'éventuelles répercussions (bonnes et mauvaises) sur toute la durée de vie du projet (construction, exploitation et fermeture, par exemple) et d'étudier les moyens de gérer ces impacts.
	Évaluation des risques	<ul style="list-style-type: none"> L'évaluation et la gestion des risques est un processus itératif qui comporte une série d'étapes bien définies pour évaluer la probabilité d'un événement, ses conséquences éventuelles ainsi que les dispositions de gestion à prendre pour réduire le risque résiduel à un niveau acceptable. Dans de nombreux pays, des outils d'évaluation des risques adaptés aux normes locales ont été définis officiellement.
	Définir les objectifs de fermeture et de réaménagement durable des sites	<ul style="list-style-type: none"> Ces objectifs refléteront les valeurs collectives de l'exploitant, des parties prenantes, des autorités de réglementation ainsi que de la collectivité sur des points tels que : la durabilité, l'exploitation des sols à chaque étape ou en fin de parcours, la santé et la sécurité de l'homme, les répercussions sociales, les impacts sur les écosystèmes, les exigences réglementaires et l'optimisation des coûts. La démarche est d'autant plus efficace que les exploitants prennent des garanties financières pour pouvoir payer les coûts de la fermeture.
Exploitation	Sécurité minière	<ul style="list-style-type: none"> Établir et préserver des conditions sûres sur le site afin de protéger les employés et le public de tous les dangers miniers classiques, y compris ceux liés aux contaminants atmosphériques, à la stabilité et à la structure des sols, aux conditions géologiques et hydrogéologiques, au stockage et à la manipulation d'explosifs, à l'inondation des mines, aux équipements mobiles et fixes, aux infiltrations et aux fuites ainsi qu'aux incendies, sans se limiter toutefois à cette liste.
	Sûreté radiologique	<ul style="list-style-type: none"> Abaisser l'exposition aux rayonnements aux niveaux les plus faibles qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre, compte tenu de tous les facteurs socio-économiques. Planifier et suivre de près les doses reçues par les employés et les sous-traitants. Calculer les répercussions radiologiques potentielles sur le public et l'environnement.

Tableau 3.2 : Meilleures pratiques d'extraction et de traitement de l'uranium aux différentes étapes de la vie des installations (suite)

Phase	Pratiques	Précision/description
Exploitation	Systèmes de management	<ul style="list-style-type: none"> Mise en œuvre d'un système de management environnemental. Deux séries de normes ISO, ISO 9000 et ISO 14000, s'appliquent tout particulièrement aux systèmes de management permettant d'améliorer ses performances environnementales. Établissement d'indicateurs de performance importants.
	Contrôles	<ul style="list-style-type: none"> Importance des contrôles de conformité – vérifications régulières des répercussions de l'exploitation sur l'environnement, vérification du respect des engagements et des obligations légales. Contrôle de performances – vérification de la qualité des travaux de réaménagement par rapport aux résultats prévus ou exigés.
	Évaluation des risques et plans d'urgence	<ul style="list-style-type: none"> Prendre toutes les précautions raisonnables pour éviter des effets indésirables sur l'environnement. Mettre en place des plans pour limiter et contenir les conséquences de ces événements s'ils devaient se produire.
Gestion des déchets et fermeture	Réalisation d'une usine de traitement régionale	<ul style="list-style-type: none"> Établissement d'une usine de traitement régionale avec son système de gestion des résidus de façon à limiter le nombre de sites de traitement et de stockage des résidus dans une zone particulière.
	Réalisation d'un centre de stockage des déchets	<ul style="list-style-type: none"> Transport des contaminants potentiels (par exemple, stériles, déchets ménagers et déchets industriels) dans un centre de stockage.
	Gestion des eaux usées	<ul style="list-style-type: none"> Établir des réseaux d'eau pour détourner, collecter, isoler, recycler et traiter toutes les eaux usées potentiellement contaminées. Établir des zones rejets réglementés.
	Gestion des stériles	<ul style="list-style-type: none"> Les stériles/morts-terrains sont les matières excavées pendant l'extraction minière qui contiennent moins que la teneur économique de matière première recherchée et qui exigent une caractérisation et une manutention particulières, par exemple : <ul style="list-style-type: none"> stockage sur des terre-pleins disposés sur une base imperméable afin de limiter les transferts de lixiviat contaminé dans des eaux souterraines ; application de couvertures de façon à limiter la pénétration d'eau et d'air ainsi que les possibilités de ruissellement de substances contaminées à la surface ; le stockage dans des zones à teneur en oxygène et en eau limitée ou contrôlée afin de réduire encore les risques de contamination par infiltration à travers les stériles.
	Gestion des résidus de procédés (principalement les résidus d'extraction et de traitement)*	<ul style="list-style-type: none"> Caractérisation géochimique et radiologique et gestion appropriée des résidus d'extraction et de traitement, par exemple, en renforçant la stabilité physique et chimique de ces résidus après la fermeture de l'installation, en optimisant la densité finale des résidus, en limitant le plus possible le taux de rejet de radon et les rejets potentiels de contaminants dans l'air, les eaux souterraines et les eaux superficielles.
	Gestion du matériel contaminé	<ul style="list-style-type: none"> Isolement des matières radiologiquement et chimiquement contaminées des matières non contaminées dans une zone séparée spécialement aménagée. Installation d'une couverture sur les déchets afin de maîtriser les infiltrations et de limiter les émanations de radon des déchets.

* Les résidus de traitement du minerai d'uranium sont constitués de solides lixiviés, d'eaux de traitement et parfois de précipités chimiques créés au cours des opérations destinées à récupérer le minerai. Le stockage des résidus de traitement représente souvent la tâche la plus difficile du traitement classique de l'uranium. Près de 85 % de la radioactivité des produits qui entrent dans l'usine de traitement se retrouvent dans les résidus après le traitement du minerai et la récupération de l'uranium. Ces résidus contiennent en outre des métaux lourds et des contaminants chimiques provenant du procédé de production.

Source : AIEA, 2010, synthèse du chapitre 3 avec permission.

Conversion

En dehors des fluctuations des prix qui, comme nous l'avons vu au chapitre 2 (section 2.6.2), se sont stabilisés plus haut que précédemment, le secteur de la conversion n'a pas connu de changement important au cours des dix dernières années. Les prix élevés ont encouragé à conserver les capacités de production existantes et peuvent avoir incité à en créer de nouvelles. La plupart des usines de conversion occidentales sont anciennes et devront être remplacées au cours des 10 à 15 prochaines années, si bien que les investissements nécessaires seront considérables.

Comme nous l'avons vu au chapitre 2 (section 2.6.2), la France a récemment lancé un nouveau projet intitulé COMURHEX II, dans l'objectif de remplacer et de moderniser les installations actuelles qui se trouvent sur les sites de conversion de Tricastin et de Malvési. Les nouvelles installations exploitent une technologie qui a fait ses preuves mais intègrent également des résultats d'études et de recherches récentes qui permettront d'améliorer la production et la sûreté des installations tout en réduisant l'impact environnemental de ces activités. Il y sera possible également de traiter l'uranium recyclé, ce qui apportera davantage de souplesse dans le cycle du combustible.

Principales tendances :

- Les prix des services de conversion se sont stabilisés à un niveau supérieur :
 - l'impact sur la compétitivité de l'énergie nucléaire est négatif mais faible³ ;
 - la capacité de conversion a été conservée et il est possible de l'accroître.
- Nécessité de remplacer et de moderniser les installations actuelles.
- Éventuellement, nécessité de se doter de nouvelles capacités de conversion (voir chapitre 2).

Enrichissement

Le chapitre 2 (section 2.6.3) dresse un panorama général de la capacité d'enrichissement de l'uranium et des projets à l'étude dans le monde. Aujourd'hui, on emploie principalement deux technologies pour enrichir l'uranium (AIEA, 2009a) :

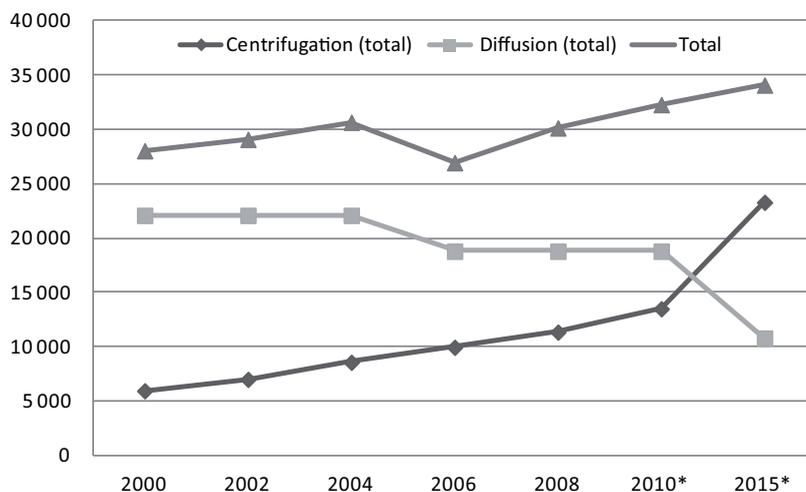
- La diffusion gazeuse, qui consiste à séparer les isotopes de l'uranium sous forme d' UF_6 gazeux en exploitant la diffusion plus rapide du ^{235}U , par rapport au ^{238}U , à travers une membrane poreuse. Il s'agit là d'un procédé qui consomme beaucoup d'énergie et exige des installations de très grande taille pour pouvoir procéder à l'opération à l'échelle industrielle.
- L'enrichissement par centrifugation au cours duquel le ^{235}U plus léger est séparé dans des centrifugeuses à vitesse de rotation très élevée. Là encore, on emploie de l'uranium sous la forme d' UF_6 gazeux.

Comme le montre la figure 3.2, les capacités de centrifugation ont considérablement augmenté pour répondre à la demande, les nouvelles installations venant remplacer des usines de diffusion plus anciennes. L'enrichissement par centrifugation possède la particularité d'être modulaire : en installant des cascades parallèles, on peut développer progressivement la capacité de l'usine pour répondre à une demande plus forte si le marché le justifie (y compris pour remplacer des sources d'approvisionnement secondaires). Les annonces récentes d'USEC et de l'*Enrichment Technology Company*⁴

3. Là encore, l'effet est modeste étant donné la faible contribution en pourcentage de la conversion au coût moyen actualisé de la production d'électricité (~ 6 %).
4. ETC est une entreprise de conception et de construction de centrifugeuses détenue en commun par AREVA et URENCO.

démontrent également qu'en améliorant les conceptions des centrifugeuses on peut produire nettement plus d'UTS que les machines actuelles. De plus, et c'est très important, la consommation spécifique d'électricité est considérablement réduite, d'environ 50 fois par rapport aux usines de diffusion, ce qui permet d'abaisser fortement le coût par UTS ainsi que les émissions de CO₂ associées. Étant donné la modularité de la technologie de centrifugation par rapport aux usines de diffusion gazeuse très massives, il est donc possible de consacrer des cascades d'enrichissement au réenrichissement de l'uranium de retraitement et ainsi d'éviter la contamination de l'usine tout entière par des traces de produits de fission et de ²³⁶U. Le procédé gagne ainsi en flexibilité. Pourtant, l'enrichissement par centrifugation se prête aussi à la production d'uranium hautement enrichi. Cette dernière propriété, venant s'ajouter à la grande modularité des installations de centrifugation (qui signifie que l'on peut également construire des usines de petite taille), augmente les risques de prolifération (Patarin, 2002).

Figure 3.2 : Capacités d'enrichissement dans les pays de l'AEN réparties par méthode employée (t UTS/an)



* Estimations.

- Faute de données plus précises, la capacité de centrifugation des Pays-Bas est supposée constante.
- On notera que les estimations de 2015 ne tiennent pas compte de la fermeture annoncée de l'usine Georges Besse 1 en France, qui devrait intervenir avant 2015 et réduira encore la capacité des usines d'enrichissement par diffusion gazeuses.

Sources : D'après les séries statistiques des *Données sur l'énergie nucléaire*, 2001-10.

Les usines de diffusion gazeuse occidentales, comme celles que l'on trouve en France et aux États-Unis, parviennent actuellement à la fin de leur durée de vie utile et devraient être mises hors service au cours des prochaines années.

Une fois les usines de diffusion gazeuse remplacées, il restera la possibilité de développer progressivement la capacité. Une capacité d'enrichissement de 2 000 tUTS permettrait de satisfaire les besoins annuels en combustible de centrales nucléaires représentant une puissance installée totale de 15 000 MWe.

Traditionnellement, les industriels enrichissaient à un taux de 5 %, taux qui a permis de satisfaire tous les besoins en combustible des REO. Toutefois, devant la hausse des taux de combustion et du taux d'enrichissement initial en cours, ils prennent les devants

et déposent des demandes d'autorisation pour faire passer leurs usines à un taux d'enrichissement de 6 %, voire plus (par exemple, Georges Besse II).

Les autres technologies d'enrichissement n'ont pas progressé depuis 2001, à l'exception de l'enrichissement par laser qui est passé de l'étape de laboratoire/ installation pilote au stade préindustriel et peut-être même industriel, ce dernier stade doit être confirmé dans les années qui viennent. Comme nous l'avons mentionné à la section 2.6.3, *Global Laser Enrichment* (consortium mené par General Electric) a déposé, en juin 2009, une demande de construction pour la première usine d'enrichissement au monde fonctionnant avec la technologie laser par le procédé SILEX. La décision éventuelle de passer à la construction marquera une étape très importante pour le marché mondial de l'enrichissement car cette technique viendra concurrencer la centrifugation. La Fédération de Russie, et principalement le centre de recherche de l'Institut Kourtchatov, étudie également les méthodes d'enrichissement par laser (AIEA, 2009a).

Une autre tendance mise en évidence au chapitre 2 (section 2.6.1) et liée aux conditions nouvelles sur les marchés de l'uranium consiste à abaisser le taux de rejet des usines d'enrichissement de valeurs qui se situent normalement aux alentours de 0,3 % à 0,25 % puis ultérieurement jusqu'à 0,15 %. Cette pratique permet d'économiser l'uranium (dans la mesure du possible, étant donné la faible surcapacité d'enrichissement qui existe aujourd'hui).

Principales tendances :

- Les usines de diffusion occidentales approchent de la fin de leur durée de vie utile.
- Déploiement des centrifugeuses : d'environ 20 % en 2001 à près de 40 % en 2010, la centrifugation devrait remplacer la technologie de diffusion. Par rapport aux usines de diffusion, les usines de centrifugation possèdent une grande modularité, consomment nettement moins d'énergie, émettent beaucoup moins de carbone. Les résultats sont :
 - positifs du point de vue de l'environnement ;
 - positifs du point de vue de la rentabilité de l'usine ; mais
 - potentiellement négatifs en termes de résistance à la prolifération.
- Le développement de la technique d'enrichissement par laser se poursuit. Cette technique approche le stade préindustriel, voire industriel.
- Abaissement de la teneur de rejet (de 0,3 à 0,25 % – et devrait descendre encore à 0,15 %).
- On prévoit qu'il sera demandé des taux d'enrichissement plus élevés, une évolution qui imposera des modifications des conditions d'autorisation.
- On aura éventuellement besoin de nouvelles capacités d'enrichissement (voir chapitre 2).

Conception et fabrication du combustible

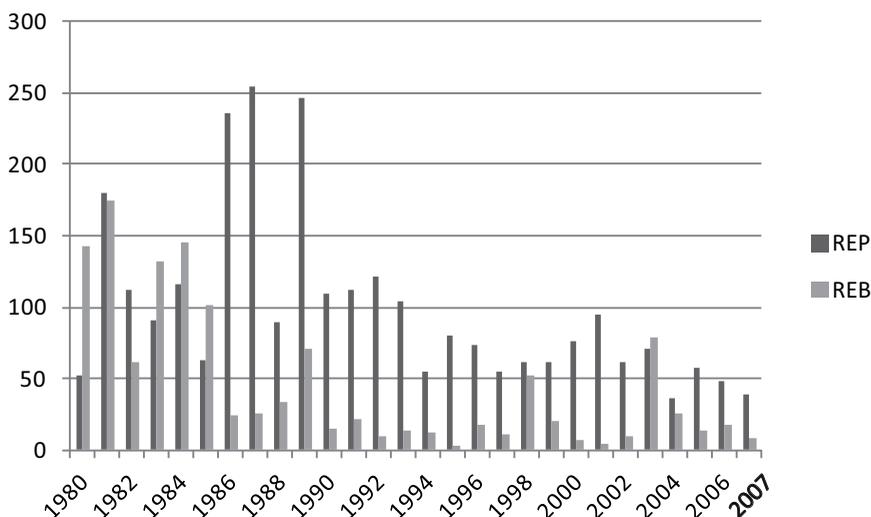
Depuis 2001, la conception et la fabrication du combustible n'ont pas connu d'avancées majeure. En revanche, les combustibles ont continué d'être modifiés afin d'améliorer le comportement en parallèle avec les progrès de la technologie des réacteurs. La capacité de fabrication du combustible est restée constante. Une seule usine a été mise en service depuis 2000 et l'on a enregistré quelques regroupements et fusions entre fabricants de combustible. Depuis qu'a cessé la production de combustible à uranium métal destiné aux centrales nucléaires britanniques Magnox (les deux centrales Magnox qui restent consomment les stocks de combustible déjà fabriqué), le combustible sous forme oxyde est le seul type de combustible employé dans les centrales nucléaires.

- Amélioration du comportement du combustible

La fiabilité du combustible, vitale pour la sûreté et la rentabilité des centrales nucléaires, s'est nettement améliorée. Cette fiabilité dépend de l'intégrité des crayons combustibles. Une défaillance du combustible ou une rupture de la gaine peut provoquer la fuite de substances radioactives, interrompre la production, nécessiter non seulement des inspections et réparations mais aussi le déchargement prématuré des assemblages combustibles et augmenter les niveaux de radioexposition, avec d'importantes répercussions sur les coûts que doivent payer les compagnies d'électricité et un impact négatif sur la perception que le public a de l'énergie nucléaire.

L'industrie nucléaire a mené des travaux considérables afin de comprendre et d'éliminer les causes de défaillance du combustible et elle a adopté des stratégies pour pouvoir faire fonctionner les réacteurs avec un cœur exempt de tout défaut. Grâce à ces efforts, le nombre de défaillances du combustible par centrale exploitée est aujourd'hui nettement inférieur à ce qu'il était au cours des décennies précédentes. La figure 3.3 illustre de façon éloquentte cette évolution aux États-Unis.

Figure 3.3 : Défaillances du combustible dans les centrales nucléaires des États-Unis de 1980 à 2007



Note : Il convient de noter que les chiffres plus élevés obtenus pour les REP ne signifient pas nécessairement que le comportement du combustible soit plus mauvais dans cette filière de réacteurs. Il y a tout simplement plus de REP que de REB dans le parc américain (au mois de juillet 2011, le pays comptait 69 REP et 37 REB exploités).

Source : EPRI, 2008.

Les travaux entrepris ces dernières années aux États-Unis sont un exemple remarquable des initiatives que peut prendre l'industrie dans ce domaine (EPRI, 2008). À la fin de l'année 2005, l'*Institute of Nuclear Power Operations (INPO)* a fixé, pour toutes les centrales nucléaires exploitées aux États-Unis, un objectif de zéro défaillance du combustible. L'industrie américaine a réagi collectivement en lançant une initiative baptisée *Fuel Integrity Initiative* qui visait à comprendre les mécanismes de défaillance et les causes premières de toutes les défaillances du combustible, à évaluer les marges de fiabilité du combustible et à établir des recommandations relatives à l'intégrité du combustible afin de s'assurer que toutes les entreprises d'électricité respectent des marges à la défaillance suffisantes. Pour la première fois, les responsables de ce secteur ont approuvé une série de bonnes pratiques concernant la fiabilité du combustible que toutes les entreprises d'électricité américaines étaient censées mettre en œuvre et qui ont d'ailleurs été également

adoptées par des entreprises étrangères. Le secteur électronucléaire américain a depuis beaucoup progressé vers son objectif de zéro défaillance car le nombre de tranches n'ayant pas connu de défaillance augmente nettement. Au mois de juillet 2010, les centrales des États-Unis affichaient des niveaux de fiabilité du combustible inégalés puisque plus de 90 % d'entre elles n'avaient connu aucune défaillance (EPRI, 2010).

- Plus grande complexité de la conception des combustibles

La conception des combustibles s'est progressivement complexifiée depuis 2001. Les assemblages combustibles de REB sont devenus plus hétérogènes : variation axiale et radiale de l'enrichissement, combustible à poison consommable intégré réparti de façon hétérogène, adoption de crayons partiellement combustibles et de canaux d'eau à taux de vide nul⁵. Dans les assemblages combustibles de REP la tendance consiste à adopter davantage d'absorbant consommable intégré et à accentuer l'hétérogénéité de l'enrichissement (par exemple utilisation de zones de couverture axiale à enrichissement naturel ou faible). Il est aujourd'hui pratiquement dépassé de recourir à des crayons de poison consommable individuels et l'on prévoit au contraire que les premiers cœurs des futurs REP utiliseront à la place des poisons intégrés au combustible.

- Standardisation

Les centrales à réacteurs à gaz avancés du Royaume-Uni ont pu réaliser des économies notables en rationalisant les enrichissements initiaux de sept des huit tranches jumelles. À l'origine, chaque tranche avait son propre enrichissement initial (en fait, l'enrichissement différait selon l'emplacement du combustible, au centre ou à la périphérie du cœur). On a adopté aujourd'hui un nombre inférieur d'enrichissements standard qui permettent néanmoins de satisfaire les exigences des différentes installations. En rationalisant les commandes d'UF₆ enrichi et en réduisant le nombre de campagnes d'enrichissement avant la fabrication du combustible, il est possible de réaliser d'importantes économies de fonctionnement dans l'usine de fabrication du combustible. Une variation du taux d'enrichissement impose en effet d'arrêter la fabrication du combustible afin d'éliminer les matières de la précédente campagne d'enrichissement qui auraient pu s'accumuler dans l'équipement. Ces matières doivent également être recyclées et éventuellement mélangées.

Il doit être possible de rationaliser de la même manière les enrichissements initiaux des REO et de standardiser davantage la conception du combustible pour optimiser les coûts amont du cycle du combustible.

- Taux de combustion plus élevés

Le taux de combustion renvoie à la quantité d'énergie produite par masse initiale du combustible (tonnes de métal lourd). Dans une centrale, l'augmentation du taux de combustion se justifie par :

- la volonté de réduire les arrêts pour rechargement ;
- la volonté de réduire le nombre d'éléments combustibles neufs exigés ;
- la volonté de réduire la quantité d'éléments combustibles usés correspondant à une quantité d'énergie produite ;
- la volonté de limiter les possibilités de détourner le plutonium contenu dans le combustible usé pour l'employer dans des armements nucléaires⁶.

5. Canaux où circule un écoulement d'eau monophasique (sans vide).

6. Un taux de combustion plus élevé augmente les quantités d'isotopes du plutonium de nombre de masse supérieur, en particulier le ²⁴⁰Pu non fissile. Cet isotope produit davantage de chaleur et de neutrons, ce qui le rend plus dangereux pour toute personne qui tenterait de fabriquer une bombe et, de plus, rend le plutonium inadapté à la production d'armes.

Divers moyens existent pour obtenir un taux de combustion moyen de décharge plus élevé : un facteur de charge plus élevé, des intervalles plus longs entre les arrêts pour rechargement et la réduction de la proportion d'assemblages combustibles déchargés. Tous rendent plus complexe la gestion du combustible en cœur pour satisfaire aux plus fortes exigences imposées au combustible et au cœur. C'est pourquoi les fabricants de combustibles et les concepteurs de cœur devront accomplir des progrès supplémentaires dans tous les domaines qui suivent :

- optimisation de la conception neutronique d'un assemblage combustible, par exemple une hétérogénéité de la répartition des matières fissiles et du poison consommable d'une complexité croissante ;
- optimisation des modes de chargement du cœur afin d'obtenir les marges maximales ;
- poursuite du développement de la conception mécanique et thermohydraulique des assemblages combustibles afin de préserver et d'améliorer les marges de conception et de sûreté ;
- mieux comprendre les marges de conception et de sûreté de façon à pouvoir exploiter les réacteurs avec plus de souplesse.

Depuis 2001, la tendance à augmenter les taux de combustion des combustibles UOX de REO s'est poursuivie. On décharge aujourd'hui couramment les combustibles de REB et de REP qui ont atteint des taux de combustion proches de 50 GWj/t et l'on délivre des autorisations pour des taux de combustion maximum de l'ordre de 60 GWj/t. Dans les REO américains, par exemple, le taux de combustion moyen a augmenté d'environ 5 GWj/t tous les dix ans. Toutefois la NRC a fixé un seuil réglementaire de 62 GWj/t pour le taux maximum. Les combustibles destinés aux VVER de conception russe se rapprochent des combustibles de REP occidentaux, avec des taux de combustion de décharge analogues.

À plus long terme, certaines des conceptions de réacteurs à eau ordinaire avancées devraient dépasser 90 GWj/Mt avec du combustible fortement enrichi (WNA, 2011). À mesure que s'accumule l'expérience, il apparaît que les taux de combustion poursuivront cette ascension à condition que les performances économiques, à savoir les coûts de production, des centrales, continuent de s'améliorer.

Les aspects de la sûreté liés à l'augmentation du taux de combustion ont été pris en compte, et les effets sur la perte de réfrigérant primaire et l'accident de réactivité lors d'une éjection de barre, dans les REP, et d'une chute de barre, dans les REB, ont fait l'objet d'une intense réflexion dans les années 1990. Actuellement, il existe un vaste consensus pour dire qu'il n'existe pas de danger réel pour l'exploitation des centrales si l'on se fie aux résultats obtenus en combinant des méthodes analytiques améliorées à une réévaluation des données expérimentales (AIEA, 2009a). La fiabilité du combustible reste bonne à des taux de combustion très élevés, et certains fabricants de combustibles s'efforcent de réduire encore des taux de défaillance déjà très faibles. Rien ne laisse penser que les problèmes de fiabilité du combustible sont un obstacle à une amélioration des performances. Divers alliages avancés de zirconium (avec du niobium) qui ont été mis au point par différents fabricants de combustibles obtiennent de bonnes performances aux nouveaux taux de combustion et se comportent mieux notamment vis-à-vis de la corrosion, l'hydruration, le fluage, et l'interaction pastille-gaine (IPG) principalement (Thibault *et al.*, 2009).

Un rapport récent de l'AEN (AEN, 2006) procède à une étude technique et économique approfondie des taux de combustion très élevés dans les REO pour en conclure que les entreprises d'électricité ont des intérêts opérationnels à relever le taux moyen de combustion au-delà de 50 GWj/t mais que si l'on augmente encore le taux de combustion, les avantages ne sont plus si nets. Si l'augmentation soutenue du taux de combustion

présente des avantages directs réduits en termes de coûts sur l'ensemble du cycle et peut, à un certain point, avoir des inconvénients, ce sont les avantages indirects pour l'exploitation de la centrale et les activités du cycle du combustible qui jouent le rôle essentiel et inciteront les entreprises d'électricité à rechercher des taux toujours plus élevés.

Les réacteurs CANDU du monde entier continuent de fonctionner avec des grappes combustibles non enrichies, ce qui signifie que le taux de combustion de décharge avoisine 7 GWj/t et que la fiabilité du combustible est excellente⁷. Pour augmenter le taux de combustion au-delà de cette valeur, il serait possible d'employer des combustibles au MOX, de l'URE et des combustibles à uranium faiblement enrichi dont la charge fissile initiale est plus importante que l'uranium naturel. EACL a mis au point une grappe combustible avancée de CANDU, du nom de CANFLEX (EACL, 2009) qui peut atteindre des taux de combustion supérieurs (jusqu'à environ 20 GWj/t) et de fonctionner avec du MOX, de l'URE et de l'uranium faiblement enrichi. Par rapport à une grappe combustible normale à uranium naturel, la grappe CANFLEX compte un plus grand nombre de crayons combustibles. En outre, des crayons de faible diamètre sont installés à la périphérie de façon à améliorer la puissance. Dans ces conceptions de réacteurs CANDU, le taux d'irradiation des crayons combustibles situés à la périphérie est plus élevé qu'à l'intérieur en raison du gradient thermique entre l'extérieur et l'intérieur de la grappe combustible. En diminuant le diamètre des crayons de la périphérie, on peut augmenter le taux de combustion dans la mesure où la puissance se répartit sur un plus grand nombre de crayons. Un crayon central contenant du dysprosium assure un coefficient de vide négatif.

Nous étudierons à la section 3.2.3 l'impact des taux de combustion élevés sur la gestion du combustible utilisé.

- Augmentation du taux d'enrichissement

Lorsque l'on augmente le taux de combustion, il convient de relever également le taux d'enrichissement initial du combustible des REO. Toutes les usines de fabrication du combustible actuelles ne dépassent pas le seuil de 5 % imposé par le risque de criticité qui menace les assemblages combustibles finis pendant leur nettoyage et leur entreposage. Aux taux de combustion qui étaient pratiqués auparavant, ce seuil n'était pas un facteur limitant, mais, depuis que l'enrichissement initial moyen approche de 5 %, il commence à poser un problème. À l'heure actuelle, il se pose avec moins d'acuité dans les REP du fait que le taux d'enrichissement initial nécessaire pour obtenir un taux de combustion moyen de 50 GWj/t ou légèrement supérieur est en-dessous de 5 %. Si cela vaut aussi pour les REB, le recours à des taux d'enrichissement différents dans les crayons de REB suppose des taux d'enrichissement maximal plus proches de 5 %. Aussi, même si le seuil de 5 % fixé actuellement n'est pas actuellement contraignant, il devrait l'être très vite.

Par conséquent, puisque l'on augmente encore le taux de combustion, il est fort possible que les fabricants de combustible se trouvent d'ici peu face au défi technologique d'avoir à obtenir de nouvelles autorisations pour pouvoir passer dans leurs usines à des taux d'enrichissement plus élevés. S'ils veulent obtenir un taux de combustion de décharge moyen de 75 GWj/t, les exploitants auront besoin d'un enrichissement initial situé entre 6,0 et 6,5 % (AEN, 2006), suivant le mode de gestion du combustible adopté. Fabriquer du combustible à des taux d'enrichissement aussi élevés exigera éventuellement de modifier la conception et l'exploitation des usines, voire de mettre en place des approches réglementaires différentes du risque de criticité.

7. On notera que les réacteurs CANDU sont conçus pour être rechargés en continu si bien qu'un taux de combustion plus faible ne les pénalise pas autant que les réacteurs qui doivent être arrêtés pour rechargement (par exemple, les REO).

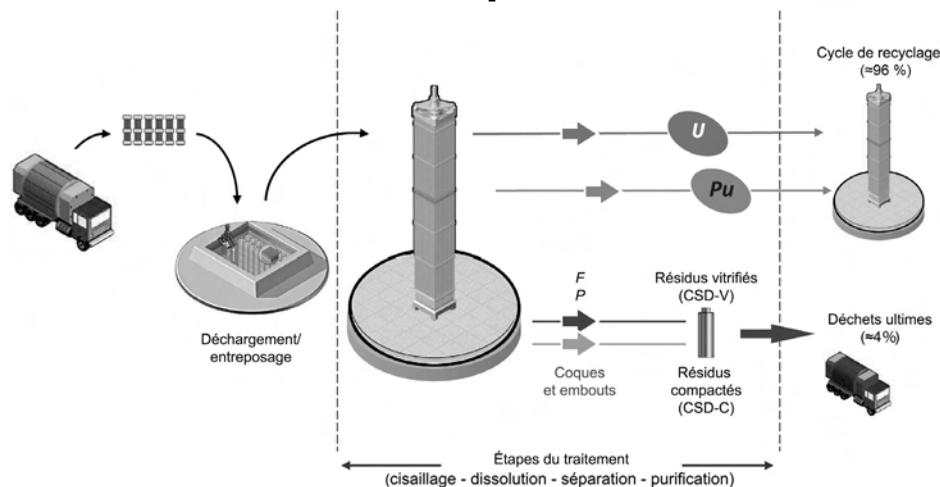
S'agissant de la gestion du combustible en cœur, un enrichissement plus élevé exige également de maintenir plus bas la réactivité initiale du cœur et donc une plus grande quantité de poison consommable.

▪ Recyclage partiel

Un assemblage combustible de REP contient environ 500 kg d'uranium avant son irradiation dans le réacteur. Après son irradiation, cette quantité sera réduite à 475 à 480 kg d'uranium auxquels il faudra ajouter 5 kg de plutonium. Cela signifie que plus de 96 % des matières contenues dans le combustible nucléaire utilisé sont recyclables, comme le montre la figure 3.4. Les quantités résiduelles d'uranium et de plutonium utiles peuvent être séparées des autres éléments constituant le combustible utilisé lors du retraitement et employées pour produire du MOX et de l'URT, qui sont tous deux recyclables. En temps normal, le recyclage de huit assemblages de combustible utilisé de REO permet d'obtenir un élément combustible au MOX et un élément combustible à l'URT. On trouvera au chapitre 2 des précisions concernant les capacités de retraitement (section 2.8.1).

L'emploi de combustibles recyclés, à savoir le MOX et l'URT, n'a pas pris l'ampleur que l'on envisageait dans le rapport de 2002 (AEN, 2002a). La stagnation générale à laquelle on assiste résulte d'une combinaison de facteurs, notamment de contraintes politiques concernant le retraitement du combustible mais aussi des faibles prix de l'uranium jusqu'en 2001, raison pour laquelle les entreprises d'électricité dont les capacités d'entreposage des déchets n'avaient pas encore atteint leurs limites et qui ne cherchaient pas à tirer les bénéfices du recyclage sur la gestion de l'aval du cycle nucléaire, n'avaient aucun intérêt économique à utiliser le combustible recyclé.

Figure 3.4 : Combustible utilisé : teneur en matières fissiles résiduelles et traitement post-irradiation



Source : L. Van Den Durpel, AREVA, 2010.

Le recyclage de l'URT suppose que l'on convertisse l' UO_3 ⁸ extrait du combustible irradié en UF_6 et qu'on le ré-enrichisse avant de s'en servir pour fabriquer des assemblages combustibles. Ce procédé présente l'avantage qu'il diminue la quantité d'uranium nécessaire d'environ 15 % (même ordre de grandeur que pour le recyclage du plutonium)

8. Si l' UO_2 est la forme sous laquelle l'uranium est consommé dans le REO, l' UO_3 est la forme sous laquelle il est récupéré au cours du procédé PUREX.

et, éventuellement, les coûts du combustible pour l'entreprise d'électricité suivant les prix qu'atteignent sur le marché l'uranium et les services amont du cycle du combustible (conversion, enrichissement et fabrication du combustible). Cette solution a, de plus, le mérite de réduire la quantité de matière à stocker ultérieurement (voir section 3.2.3).

Depuis 2001, cette technologie, dont la démonstration industrielle a été effectuée sans problème technique majeur, a permis d'obtenir des performances du combustible comparables à celles des combustibles à dioxyde d'uranium naturel. Le développement du marché de l'URT est principalement bridé par la capacité de conversion limitée (conversion de l'oxyde d'URT en UF_6) et, jusqu'à une période récente, par les faibles prix de l'uranium qui ont fait que l'URT n'était concurrentiel qu'à la marge. Aujourd'hui, les prix de l'uranium plus élevés permettent à l'URT d'être plus concurrentiels et donc stimulent l'activité dans ce domaine. Au Royaume-Uni notamment, 16 000 tonnes d'URT ont été recyclées en combustible enrichi pour réacteur à gaz avancé et, pour la première fois, de l'URT est consommé dans le REP de Sizewell B. En 2010, une forte augmentation du recyclage de l'URT a été signalée en France. La nouvelle usine d'enrichissement Georges Besse II pourra également réenrichir de l'uranium extrait du combustible usé. La meilleure compétitivité de l'URT pourrait bien convaincre un nombre croissant d'exploitants de REO d'adopter des assemblages en contenant pour satisfaire leurs besoins, ce qui permettrait au marché d'évoluer vers la maturité.

Il existe aujourd'hui une quarantaine de centrales nucléaires dans le monde qui pratiquent le monorecyclage du plutonium pour en exploiter l'énergie et en stabiliser l'inventaire. Dans ce cas, le plutonium séparé lors du retraitement de l' UO_2 irradié est mélangé à de l'uranium appauvri afin de préparer le MOX qui sera ultérieurement utilisé dans des REO autorisés à fonctionner avec ce type de combustible. La proportion de MOX dans le cœur d'un REO étant d'un tiers à un quart, la demande totale d'assemblages au MOX est donc toujours égale à une fraction de la demande d' UO_2 . Les centrales les plus modernes comme le REB avancé, l'EPR d'AREVA et l'AP1000 de Westinghouse pourront consommer des proportions supérieures de MOX. L'EPR, par exemple, est conçu pour fonctionner avec un cœur composé à 100 % de MOX. La gestion du cycle du combustible y gagne donc en souplesse globale.

S'il est vrai que certains pays auront besoin d'abord de mettre en place des programmes de démonstration technique, la technique n'est pas en général un obstacle à l'utilisation de MOX dans les REO. On a aujourd'hui acquis suffisamment d'expérience pour considérer l'emploi du MOX comme une technologie mature qui a fait ses preuves à l'échelle industrielle. Les performances du combustible MOX sont à la hauteur des excellents résultats obtenus avec les assemblages à l' UO_2 et, dans la plupart des cas, également le taux de combustion de décharge.

De même que pour le recyclage de l'URT, les freins qui existent actuellement à l'utilisation du MOX sont principalement des considérations politiques liées à la stratégie du cycle du combustible ainsi que la capacité limitée de fabrication du MOX et sa faible compétitivité commerciale pour des entreprises qui ne sont pas en quête d'avantages en termes de gestion du combustible usé et des déchets. Le combustible MOX s'est implanté principalement en Europe. Pour de multiples raisons, le Japon a reporté ses projets initiaux d'utiliser davantage de MOX mais leur mise en œuvre a finalement commencé en 2009. C'est la France où cette pratique s'est récemment généralisée qui possède le programme de recyclage du MOX le plus avancé. Le WNA note qu'en 2010, 17 % de l'électricité en France avaient été produits avec des produits recyclés puisqu'un nombre important de REP fonctionnent avec un tiers environ de MOX. Le recyclage du MOX dans les REP est considéré dans ce pays comme un préalable important au recyclage dans des réacteurs rapides, avec les avantages qui suivent (WNA, 2011b) :

- Le fait de consommer du MOX dans les REO réduit l'inventaire entreposé de plutonium séparé puisque le plutonium qui sort des usines de retraitement est rapidement recyclé sous forme de MOX. La forte radioactivité du plutonium

résiduel qui se retrouve dans le combustible usé au MOX déchargé ultérieurement atténue le risque de prolifération.

- À l'équilibre, l'emploi de MOX dans les REO fait normalement baisser d'environ 15 % les besoins immédiats en uranium, ce qui permet de se prémunir contre les fluctuations des prix de l'uranium.
- L'emploi du MOX dans les REO permet de passer à la démonstration d'éléments de la technologie du recyclage qui seront utiles ultérieurement pour le recyclage intégral dans des réacteurs rapides.
- L'entreposage des assemblages combustibles au MOX irradiés permet de constituer une réserve de plutonium dont on pourra ultérieurement se servir, grâce au retraitement, pour fabriquer les premiers cœurs d'un parc de réacteurs rapides.
- En retraitant le combustible d'origine à l' UO_2 , on obtient finalement une meilleure matrice de déchets, ce qui peut présenter des avantages pour le stockage en formation géologique à très long terme. Les volumes de déchets et la radiotoxicité sont également moindres et donc les exigences de protection à long terme des déchets stockés moins sévères (voir section 3.2.3).
- Dans les pays qui possèdent déjà des usines de retraitement, le recyclage permet d'éviter d'entreposer pendant longtemps le combustible usé et donc réduit les besoins d'investissements dans des installations supplémentaires de l'aval du cycle.

Au cours des dix années qui viennent, il est possible que le MOX soit davantage utilisé : si l'on construit de nouvelles usines de MOX, le nombre d'entreprises susceptibles d'adopter ce combustible pour des raisons purement commerciales a des chances d'augmenter. La fraction fissile du Pu décroît lorsque le taux de combustion de décharge augmente. Par conséquent, le MOX fabriqué avec du Pu obtenu lors du retraitement de combustible usé porté à des taux de combustion supérieurs devra contenir au départ davantage de cet élément, à condition toutefois que l'on conserve un coefficient de réactivité négatif. Cette contrainte détermine la limite du taux de combustion décharge qui est acceptable pour les assemblages MOX. De nouvelles solutions techniques seront nécessaires pour faire reculer ce seuil. Globalement, les coûts supplémentaires éventuels du retraitement et de la fabrication du MOX pourraient rogner les avantages qu'apporte l'adoption de taux de combustion plus élevés et ils doivent donc être pris en compte dans l'évaluation économique d'une stratégie du cycle du combustible fermé (Druenne, 2009).

L'emploi de MOX et d'URT dans des réacteurs CANDU grâce à la mise au point de la grappe combustible CANFLEX (voir ci-dessus) peut être considéré comme une forme de recyclage partiel. Les deux pratiques de recyclage réduisent la demande primaire d'uranium d'une quantité qui dépend de la disponibilité de plutonium et d'URT. Le MOX et l'URT qui seront employés dans la grappe CANFLEX proviendront de combustibles de REO retraités. On appelle DUPIC (recyclage direct du combustible REO dans les CANDU) cette solution qui établit une synergie entre les REO et les CANDU.

L'un des principaux avantages de ce concept tient au fait qu'il n'exige pas de séparer les constituants du combustible irradié dispensant ainsi de procéder à un retraitement chimique. En outre, ce cycle du combustible DUPIC fait économiser d'importantes quantités d'uranium (environ 40 %) et, de plus, divise par trois environ les volumes de combustible irradié si l'on utilise les grappes CANFLEX aux plus hauts taux de combustion envisagés. Le combustible usé DUPIC devrait ensuite être refroidi 50 ans avant qu'on ne puisse envisager son stockage en formation géologique.

La conception de la grappe combustible CANFLEX a duré plusieurs années. La technologie est désormais jugée prête pour un déploiement industriel. Toutefois, les incitations commerciales nécessaires n'ont pas encore été suffisamment puissantes pour que

les entreprises d'électricité qui exploitent des réacteurs CANDU adoptent cette nouvelle conception de combustible. La situation pourrait changer dans les dix prochaines années. Un vaste déploiement de la grappe combustible CANFLEX contenant soit du MOX, de l'URT ou du combustible faiblement enrichi fait partie des perspectives réalistes.

La République de Corée, qui a lancé en 1991 avec le Canada un programme de recherche destiné à mettre au point le concept DUPIC, a démarré en 2000 une campagne de fabrication de combustible. Les pastilles de combustible usé de REP sont d'abord réduites, chauffées pour en chasser les produits de fission radioactifs, puis reconstitués afin de pouvoir les utiliser dans le combustible des réacteurs CANDU (WNA, 2010). Actuellement, des éléments combustibles de petite taille fabriqués par le *Korea Atomic Energy Research Institute* (KAERI) sont irradiés dans le réacteur de recherche HANARO. Des éléments combustibles DUPIC de taille réelle ont également été fabriqués (AEN, 2008).

En 2010, un essai d'une durée d'un an a été lancé à la centrale nucléaire CANDU de Qinshan, en Chine, où des grappes contenant un équivalent de l'uranium naturel sont installées dans deux canaux de combustible du réacteur. Cet équivalent de l'uranium naturel est obtenu en mélangeant de l'URT avec de l'uranium appauvri pour obtenir des caractéristiques globalement identiques à celles de l'uranium. Les projets de la Chine de construire deux réacteurs CANDU supplémentaires font partie de cette stratégie de gestion du combustible usé. L'Ukraine envisage d'étudier également la possibilité d'utiliser des réacteurs CANDU de la même manière (WNA, 2010).

▪ Multirecyclage

On a également étudié des stratégies de multirecyclage du Pu et de l'URT dans les REO afin d'améliorer encore le rendement d'utilisation de l'uranium naturel obtenu par monorecyclage de l'URT et du Pu retraités. Le multirecyclage du Pu est théoriquement possible bien qu'il n'ait pas encore été mis en oeuvre à l'échelle industrielle. L'AEN (AEN, 2002b) a consacré une étude au multirecyclage du plutonium dans les REO et, à cet effet, a procédé à des benchmarks de physique du cœur réalisés sur des conceptions d'assemblages au MOX classiques et à forte modération. Cette étude a révélé que la fraction fissile du plutonium se dégrade très rapidement après le deuxième recyclage (c'est-à-dire après que les assemblages au MOX irradiés ont été retraités et le plutonium recyclé une deuxième fois) si bien qu'un troisième recyclage n'apporte que peu d'avantages tout en créant, au contraire, de nouveaux problèmes techniques. La conception d'assemblages au MOX à forte modération était destinée à surmonter cet obstacle en augmentant le ratio modérateur/combustible. En effet, il est apparu que les assemblages MOX à forte modération sont moins sensibles à la dégradation du contenu fissile mais produisent moins de ^{239}Pu par capture fertile, avec au bout du compte des performances qui se dégradent à peu près aussi vite qu'avec un assemblage classique au MOX et des avantages à peine perceptibles.

Le recyclage multiple des assemblages à l'URT n'a pas été très approfondi. Bien que théoriquement possible, il présente des problèmes analogues à ceux qui ont été évoqués à propos du multirecyclage du plutonium dont une dégradation de la fraction fissile. La difficulté tient à la teneur très élevée en ^{236}U du combustible à l'URT usé, qui est un absorbant neutronique. Lorsque l'on réenrichit l'URT pour le recycler, on concentre encore le ^{236}U dans le flux de produit, ce qui pose de réels problèmes techniques et risque de supprimer tous les avantages d'un recyclage multiple.

Principales tendances :

- Meilleur comportement du combustible.
- Surcapacité de fabrication du combustible (voir chapitre 2).
 - La compétitivité économique de l'énergie nucléaire bénéficie des contraintes moins fortes sur les services de fabrication du combustible.
- Poursuite de l'évolution progressive des conceptions de combustible, et notamment :
 - Conception des assemblages plus complexe : plus grande hétérogénéité des combustibles de REB, augmentation de la charge d'absorbant consommable intégré et plus grande hétérogénéité axiale de l'enrichissement dans les combustibles de REP.
 - Standardisation, par exemple par l'adoption d'un plus petit nombre d'enrichissements initiaux standard, rationalisés.
- Poursuite de la hausse du taux de combustion de décharge :
 - Intéressante, car fait baisser la demande de combustible ainsi que les volumes de combustible utilisé.
 - Complique l'aval du cycle en raison de la plus grande activité spécifique, des charges thermiques et sources de neutrons plus importantes (voir section 3.2.3).
 - Permet d'améliorer la résistance à la prolifération dans la mesure où les possibilités de détournement du plutonium contenu dans le combustible utilisé sont moindres (à cause de l'activité spécifique et des sources de neutrons plus importantes).
- Poursuite de la hausse de l'enrichissement initial moyen :
 - Le taux d'enrichissement maximum approche de la limite de 5 % atteignable lors de la fabrication du combustible, ce qui a des répercussions sur la sûreté-criticité, nécessitera éventuellement d'obtenir de nouvelles autorisations pour les usines d'enrichissement et de fabrication du combustible et aura, à court terme, un impact sur les besoins d'infrastructures.
- Intensification légère des activités liées à l'utilisation d'URT avec la perspective d'un développement à court terme si les prix de l'uranium augmentent :
 - Évolution satisfaisante du point de vue de l'exploitation des ressources (car elle diminue les besoins immédiats en uranium).
 - Évolution potentiellement intéressante du point de vue économique, car elle permettrait d'abaisser les coûts du combustible payés par les entreprises d'électricité (suivant les conditions sur le marché).
- Stabilisation et, dans certains cas, développement de l'utilisation du MOX :
 - Évolution satisfaisante car elle permet de préserver des options futures (y compris des éléments de la technologie qui deviendront nécessaires si l'on veut procéder à un recyclage complet dans des réacteurs rapides).
 - Évolution intéressante du point de vue de l'exploitation des ressources (réduit les besoins immédiats en uranium).
 - Évolution potentiellement intéressante du point de vue économique car elle pourrait faire baisser les coûts du combustible que paient les entreprises d'électricité (en fonction des conditions sur le marché).
 - Évolution bénéfique du point de vue de la résistance à la prolifération car elle fait baisser les stocks de plutonium séparé.
 - Avantages potentiels si la synergie du recyclage du MOX et de l'URT dans des réacteurs CANDU peut être exploitée.

Éventuels obstacles :

Dans la perspective d'un développement mondial du nucléaire, la fabrication du zirconium risque de poser un problème (voir section 2.6.4).

3.2.2. Irradiation – exploitation du réacteur (y compris gestion en cœur du combustible)

Dans cette section, nous étudierons les évolutions techniques qui ont marqué la phase d'irradiation en cœur du cycle du combustible. On fait référence ici au passage en réacteur du combustible nucléaire ainsi qu'à la gestion en cœur du combustible. Certaines des tendances décrites à la section 3.2.1, comme l'augmentation des taux de combustion et le recyclage, concernent également la gestion du combustible en cœur ou ont des conséquences sur cette gestion. Dans la section qui suit, nous n'approfondirons pas cette question.

Allongement des campagnes de combustible

En 2001, la plupart des entreprises d'électricité exploitant des REO avaient déjà entrepris d'allonger des campagnes de combustible dans le cœur des réacteurs. Aujourd'hui, les campagnes plus longues peuvent être considérées comme la norme, leur durée étant normalement de 18 mois ou plus, voire dans certains cas de près de 24 mois (Thibault et al., 2009). Certains pays préfèrent toujours des campagnes de combustibles de 12 mois. En France, par exemple, parmi les centrales qu'exploite EDF, certaines continuent de fonctionner avec des campagnes de combustible de 12 mois même si bon nombre de centrales sont désormais passées à une campagne de 18 mois. Des campagnes plus longues ont des effets légèrement négatifs sur l'utilisation de l'uranium et des UTS. Toutefois, si les campagnes courtes sont plus efficaces d'un point de vue neutronique, elles cèdent peu à peu du terrain. Les campagnes plus longues en effet, permettent d'abaisser les coûts d'exploitation et de maintenance en espaçant les arrêts pour rechargement. De même, la durée totale des arrêts pour rechargement diminue, ce qui permet d'atteindre des facteurs de charge plus élevés. Ces avantages compensent la perte d'efficacité neutronique.

Augmentation des facteurs de charge et de la puissance

Dans de nombreux pays, et particulièrement aux États-Unis, les facteurs de charge ont nettement augmenté grâce à une meilleure gestion de la centrale et à des pratiques d'exploitation mieux adaptées. De plus, le relèvement de la puissance des installations a permis de produire davantage.

Dans les conceptions d'assemblages combustibles de REB, la puissance peut être accrue en multipliant les crayons combustibles bien qu'il faille néanmoins tenir compte des coûts de fabrication qui sont plus élevés. Comme chaque assemblage combustible d'un REB est enfermé dans un boîtier, les fabricants de combustibles de REB peuvent continuer d'augmenter le nombre de crayons combustibles en diminuant le pas du réseau et le diamètre des crayons combustibles. Dans les cœurs de REP cependant, la nécessaire compatibilité entre les tubes guides des grappes de commande et les mécanismes de ces grappes interdira d'augmenter le nombre de crayons combustibles par assemblage.

Suivi de charge

Le suivi de charge devient un impératif pour les systèmes nucléaires à mesure qu'augmente la quantité d'énergie qui circule sur les réseaux électriques ou que l'on entend transporter sur ces réseaux augmente. En Europe, les règles établies par l'UCTE/ENTSO-E imposent aux producteurs d'assurer une forme de suivi de charge (par exemple de contribuer au réglage de la fréquence) à l'échelle nationale (Claverton Energy, 2011) si bien que les centrales construites aujourd'hui sont conçues pour ce suivi de charge, conformément aux spécifications des électriciens européens (WNA, 2011b). Dans les pays dotés de marchés de l'énergie matures et interconnectés, cette possibilité pourrait devenir une tendance et avoir des effets sur le fonctionnement des réacteurs. En France, où 80 % environ de l'électricité sont produits par des centrales nucléaires, les

réacteurs doivent répondre à la demande sur le réseau et participer au réglage de la fréquence. Le mode de fonctionnement du réseau est analogue en Belgique.

Le réglage de la puissance à trois différents niveaux peut exiger un suivi de charge souple du parc des centrales nucléaires (WNA, 2011a) : le réglage primaire assurant la stabilité du système (réglage effectué automatiquement par la turbine lorsque la fréquence varie) ; le réglage secondaire de la puissance liée aux contrats d'échange de puissance ; et, troisièmement, l'ajustement de la puissance en fonction de la demande. Un mode de fonctionnement souple peut pénaliser le facteur de charge de quelques points de pourcentage. À titre d'exemple, dans les tranches nucléaires françaises et belges, la décision de réduire la production au lieu d'exporter l'excédent à bas prix ou encore de l'utiliser pour alimenter les stations de pompage, est une décision commerciale.

La souplesse d'exploitation repose sur plusieurs caractéristiques physiques des systèmes nucléaires. Les variations et la vitesse des changements de température et de pression, le nombre de cycles de température et de pression qui sont acceptables peuvent limiter l'importance, la rapidité et la fréquence des fluctuations possibles de la production d'électricité du réacteur (Claverton Energy, 2011). Ces éléments sont pris en compte dans l'évaluation du dossier de sûreté qui doit être adaptée au fonctionnement en suivi de charge.

Du point de vue du comportement du combustible, l'un des aspects les plus importants du suivi de charge est le risque d'interaction pastille-gaine (IPC) (AIEA, 2010b). L'expérience récente révèle que les combustibles pour REP de conception moderne ne connaissent qu'un très petit nombre de défaillances dû à l'IPC. En France, le suivi de charge journalier et le fonctionnement prolongé à puissance intermédiaire ont montré que le taux de défaillance du combustible n'est pas lié à ce mode de fonctionnement ni aux mouvements des barres de commande qu'il nécessite. En outre, des programmes de R-D ont été lancés pour tester des matériaux de gainage améliorés ainsi que des pastilles dopées permettant d'accroître la marge à l'IPC, mais il faudra attendre quelque temps avant de pouvoir adopter ces améliorations à une échelle industrielle (Thibault *et al.*, 2009).

L'empoisonnement au xénon est également un aspect à prendre en compte avant d'envisager un fonctionnement en suivi de charge. Certains produits de fission sont des absorbants neutroniques, le principal étant l'isotope ^{135}Xe (Claverton Energy, 2011). En régime permanent, la concentration de ^{135}Xe atteint l'équilibre, mais si l'on diminue la puissance du réacteur, l'équilibre est perturbé, ce qui provoque une augmentation de la concentration de ^{135}Xe et, de ce fait, de l'absorption neutronique, et contribue ainsi à accentuer encore la baisse de puissance. L'accumulation de ^{135}Xe doit donc être compensée par des réglages des barres de commande et des autres mécanismes de contrôle neutronique, ce qui n'est possible que s'il subsiste dans le cœur du réacteur une réserve de réactivité suffisante.

Des réacteurs comme les REP sont cependant capables de faire face à des variations de charge rapides puisque l'on peut temporairement insérer davantage ou au contraire partiellement extraire une ou plusieurs grappes de commande appelés grappes grises (mode G) et augmenter ou abaisser la concentration de bore⁹ dans le circuit primaire suivant les besoins. Les grappes de commande grises sont moins absorbantes, d'un point de vue neutronique, que les grappes de commande ordinaires et permettent de moduler de façon soutenue la puissance sans provoquer de perturbations locales excessives de la puissance. De plus, les centrales les plus modernes sont équipées de systèmes de pilotage sophistiqués, voire automatiques, capables de régler la distribution de puissance en fonction de données provenant directement de détecteurs situés dans le cœur. Il

9. Le bore est un absorbant neutronique.

existe peu d'obstacles au fonctionnement en suivi de charge si ce n'est au redémarrage après rechargement¹⁰ et à la fin du cycle lorsque la marge de réactivité est réduite.

Quoi qu'il en soit, les possibilités de fonctionner en suivi de charge dépendent de l'état du cœur. En France, une fois que le réacteur a dépassé 65 % du taux de combustion du cycle, les tranches REP ne peuvent plus fonctionner en suivi de charge pour s'adapter aux variations de la demande, du fait que la concentration en bore ne peut plus être modifiée dans les mêmes proportions. Et, de fait, un REP qui avoisine 90 % du taux de combustion ne peut participer qu'au réglage de la fréquence et ne peut plus supporter de variation de puissance (sauf pour des raisons de sûreté).

Vieillesse des centrales et prolongation de leur durée de vie

Étant donné que bon nombre des centrales actuelles sont entrées en service dans les années 1970, une proportion très importante du parc actuel atteindra l'âge de 40 ans entre 2010 et 2020. La durée de vie économique prévue à l'origine était normalement de 30 à 40 ans. Or, aujourd'hui, la durée de vie de nombreux REO est prolongée jusqu'à 60 ans, et l'on envisage très sérieusement de repousser encore la mise hors service de ces installations. C'est pourquoi, la gestion du vieillissement des composants et de la prolongation de la durée de vie de ces installations ont pris tant d'importance et d'intérêt (voir également le chapitre 2).

La gestion du combustible dans le cœur des REO a, de fait, contribué à la gestion des effets du vieillissement des installations. L'adoption générale de plans de chargement de type « à faibles fuites neutroniques » était destinée en partie à réduire le plus possible l'exposition de la cuve aux neutrons rapides qui la fragilisent. Dans les premières cuves sous pression de REO, les soudures longitudinales qui étaient fragilisées posaient un problème spécifique. C'est pourquoi l'on a adopté des plans de chargement en cœur permettant de réduire la fluence des neutrons rapides au niveau des soudures. Pour ce faire, les assemblages combustibles irradiés étaient placés près des soudures et l'on employait des crayons factices en acier pour assurer une protection. Il est parfois nécessaire d'ajuster le plan de chargement du cœur de manière à réduire encore l'endommagement de la cuve sous pression. Il s'agit là d'un aspect de l'optimisation globale du système qui consiste à trouver un compromis entre une baisse probable de l'efficacité d'utilisation en cœur du combustible et une durée de vie en service plus longue.

Des programmes d'évaluation de la durée de vie ont été lancés ces dernières années afin de mieux comprendre les facteurs qui interviennent dans la prolongation de la durée de vie des centrales nucléaires actuelles et les pratiques de gestion associées de façon à faciliter l'exploitation de ces centrales à long terme dans des conditions sûres et rentables. Dans le programme-cadre EURATOM, par exemple, le réseau d'excellence européen pour la prévision de la durée de vie des centrales (NULIFE) a été créé avec l'objectif d'intégrer les recherches sur les matériaux, structures et systèmes destinées à améliorer la sûreté et la conception de méthodes d'évaluation de la durée de vie harmonisées. Les activités entreprises dans ce cadre visent à préserver la durabilité ainsi que l'exploitation sûre et rentable des centrales nucléaires une soixantaine d'années et plus. Ce réseau recouvre les projets tels que LONGLIFE, à savoir des recherches axées sur la prévision et la surveillance précises de la fragilisation sous irradiation neutronique de la cuve sous pression des réacteurs et ses effets sur les évaluations de la sûreté des cuves, et STYLE, qui porte sur l'évaluation de l'intégrité structurale des composants autres que la cuve, comme le circuit primaire et les tuyauteries (Rintamaa et Aho-Mantila, 2009).

10. Après rechargement, le nouveau combustible des REP et des REB doit être « conditionné », ce qui signifie que les premiers jours après la remise en service, la puissance du réacteur doit être maintenue à un niveau constant et relevée lentement, ce qui interdit de piloter le réacteur avec souplesse quelques jours après le début de la campagne de combustible (Claverton Energy, 2011).

Principales tendances :

- Poursuite de l'allongement des campagnes de combustible :
 - Favorable à la compétitivité économique.
 - Effet légèrement négatif sur l'utilisation de l'uranium et des UTS.
- Augmentation des facteurs de charge et de la puissance des centrales :
 - Production accrue.
 - Augmentation de la demande d'uranium et d'enrichissement.
 - Économies sur la création de nouvelles installations (relèvement de la puissance).
- Suivi de charge.
- Vieillesse des centrales et traitement de la fin de vie des installations.
- Prolongation de la durée de vie :
 - Nécessité de revoir les évaluations de la sûreté et les autorisations.
 - Économies à court terme – repousse la date à laquelle il faut construire de nouvelles installations.

3.2.3. Aval du cycle

S'agissant de l'aval du cycle du combustible, comme nous l'avons vu à la section 2.8.1, les pays se divisaient auparavant selon qu'ils avaient ou non adopté une stratégie de recyclage, ce que nous examinerons plus avant au chapitre 4. Le cycle du combustible ouvert est la stratégie la plus fréquente et quelques rares pays ont choisi de retraiter et de recycler le combustible utilisé pour exploiter l'énergie résiduelle qu'il contient.

Toutefois, le déploiement des solutions de stockage des déchets a été marqué par la lenteur et, souvent, les décisions ont été reportées. On a donc déchargé et entreposé le combustible utilisé en attendant une décision définitive soit de le stocker définitivement, soit de le retraiter et de recycler les matières fissiles qu'il contient.

La présente section sera consacrée aux aspects techniques de l'aval du cycle du combustible. Les répercussions des évolutions observées à l'amont du cycle du combustible comme le recours à du MOX et à de l'URT ou l'adoption de taux de combustion plus élevés seront évoquées et nous évaluerons les progrès des technologies de l'aval du cycle, par exemple celles employées pour l'entreposage et le stockage définitif du combustible nucléaire utilisé et des déchets de haute activité ainsi que pour la gestion des déchets de faible et de moyenne activité.

Retraitement et recyclage et leurs répercussions sur la gestion des déchets

Le recours au retraitement est principalement une décision liée à la politique énergétique. Elle peut également être considérée comme une stratégie de gestion des déchets dans la mesure où elle contribue à diminuer la radiotoxicité à long terme du combustible utilisé ainsi que la chaleur et le volume des déchets d'origine, limitant ainsi les besoins de protection à long terme du centre de stockage après sa fermeture. Comme nous l'avons mentionné à la section 3.2.1, l'emploi du MOX et de l'URT pourrait se développer encore dans les REO actuels au cours de la prochaine décennie.

Le procédé PUREX est la méthode la plus couramment employée pour séparer l'U et le Pu du combustible nucléaire utilisé contenant de l'uranium naturel faiblement ou fortement enrichi mais aussi le procédé de référence pour retraiter l'UOX des REO et le MOX des REO (AIEA, 2009a).

Les principales évolutions de la technologie de retraitement en solution aqueuse sont pour la plupart orientées vers l'optimisation continue du procédé et la réduction des

rejets dans l'environnement, l'augmentation de la souplesse du procédé et l'amélioration des déchets vitrifiés ultimes résultant du retraitement.

Le principal inconvénient du procédé PUREX du point de vue de la prolifération vient du fait qu'il produit du plutonium pur. Outre la nécessité de gérer l'uranium et le plutonium, les stratégies énergétiques futures s'efforceront peut-être de gérer les actinides mineurs. Le procédé PUREX n'est pas en soi adapté à la séparation des actinides mineurs pris individuellement (par exemple, le neptunium, le curium et l'américium) ni de produits de fission à vie longue particuliers (par exemple, ^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{99}Tc , ^{14}C , ^{129}I). Au cours des dernières décennies, la récupération des actinides mineurs (et des produits de fission) par des procédés aqueux avancés a fait l'objet d'importants travaux de R-D dont il sera question à la section 3.3.3.

Lors d'un retraitement par le procédé PUREX, on sépare ensemble les actinides mineurs et les produits de fission que l'on vitrifie ensuite pour les entreposer. Bien qu'il soit, en principe, possible de recycler le combustible nucléaire plusieurs fois, seul le monorecyclage a été jusqu'à présent mis en œuvre dans la pratique. Après irradiation, le combustible recyclé est entreposé indéfiniment le temps que l'on prenne une décision concernant son stockage définitif ou un retraitement ultérieur.

Par comparaison avec un cycle ouvert direct, pour une quantité donnée d'énergie produite, le monorecyclage du Pu permet déjà de réduire les volumes de déchets totaux (d'après AREVA, 2010, la quantité de déchets produite est inférieure à $0,5 \text{ m}^3/\text{tU}$ si l'on compte tant les déchets vitrifiés que les déchets techniques comprimés, contre $2 \text{ m}^3/\text{tU}$ avec un cycle ouvert). Mesurée en quantité de déchets de haute activité, cette réduction se situera entre 4 et 5 en fonction de l'optimisation des colis de stockage du MOX. La chaleur de décroissance totale est, à l'origine, la même avec deux solutions, bien que le combustible MOX dégage, plusieurs années après son déchargement, une chaleur de décroissance supérieure (en raison de sa teneur plus forte en actinides de nombre de masse élevé). Si l'on stocke le combustible MOX après un entreposage de courte durée (plutôt que de l'entreposer longtemps en le considérant comme une source potentielle de combustible utile), on aura éventuellement besoin d'augmenter l'espacement entre les colis de déchets, en fonction de la durée de l'entreposage (AEN, 2006a ; Wigeland, 2007). Même dans ce cas, l'empreinte écologique du stockage serait globalement moindre grâce à la forte diminution du volume de déchets obtenue en retraitant le combustible UOX. Le monorecyclage du plutonium peut également abaisser la radiotoxicité à long terme d'un facteur proche de deux, parce que l'on élimine le Pu des déchets stockés. Certaines conclusions relatives au monorecyclage du plutonium peuvent être extrapolées à n'importe quelle stratégie du cycle du combustible nucléaire dont l'objectif est de recycler le plus possible le Pu. En général, la réduction maximale de la dose qui soit réalisable dans ce type de scénario avoisine un facteur 10^{11} (AEN, 2006a ; RED-IMPACT, 2008).

Répercussions d'un taux de combustion plus élevé sur la gestion des déchets radioactifs

Relever le taux de combustion de décharge du combustible nucléaire a des effets sur certains éléments clés qui déterminent la configuration des installations et les pratiques adoptées dans la partie aval du cycle du combustible. Voici une liste des aspects qui sont sensibles à l'élévation du taux de combustion :

- les quantités de combustible nucléaire usé ;
- l'inventaire isotopique ;
- la production de chaleur ;
- les émissions de neutrons ;

11. La dose la plus faible résulte de l'élimination du ^{129}I des déchets de haute activité au cours du retraitement.

- les questions de criticité pendant le transport, l'entreposage et le stockage ;
- l'intégrité à long terme de la gaine et des assemblages de combustible.

Par unité d'énergie produite, le volume de combustible nucléaire utilisé varie de manière inversement proportionnelle à son taux de combustion de décharge : une hausse de 50 % du taux de combustion réduit le volume de combustible nucléaire utilisé de 33 %. Toutefois, les assemblages de combustible utilisés à haut taux de combustion sont à la fois plus radioactifs et plus chauds (Dixon et Wigeland, 2008). D'après une modélisation récente (AEN, 2006), des taux de combustion de décharge plus élevés augmentent la quantité de produits de fission, d'éléments transuraniens et de produits d'activation dans le combustible utilisé. Dans les produits de fission, les isotopes à vie plus courte atteignent la saturation lorsque leur taux de décroissance est égal à leur taux de production, si bien que leur inventaire au moment du déchargement est pour ainsi dire indépendant du taux de combustion de décharge (AEN, 2006). Malgré cela, la masse totale des produits de fission doit augmenter presque proportionnellement au taux de combustion de décharge puisque les isotopes à vie plus longue (^{137}Cs , ^{90}Sr , etc.), dont l'accumulation évolue linéairement avec le taux de combustion de décharge, sont produits en plus grandes quantités (AEN, 2006). L'inventaire de nombreux éléments transuraniens s'accroît avec le taux de combustion et, pour ce qui concerne les produits de fission à vie longue, les produits d'activation s'accumulent proportionnellement à l'élévation du taux de combustion.

La modélisation effectuée par l'AEN (AEN, 2006) montre qu'à différents taux de combustion de décharge (de 45 GWj/t à 95 GWj/t), les variations de la production de chaleur de décroissance après une courte période de refroidissement (quelques jours) sont négligeables (quelques pour cent) tant dans les assemblages UOX que dans les assemblages MOX pour REP. Toutefois, la production de chaleur à des taux de combustion élevés est, sur de plus longues périodes, nettement supérieure. De ce fait, comme il existe un seuil à ne pas dépasser pour la production de chaleur lors du transport ou du transfert des déchets dans un entrepôt, il faut prévoir de refroidir plus longtemps les combustibles à haut taux de combustion (AEN, 2006). Cette conclusion vaut également pour les combustibles MOX bien que ces derniers soient plus sensibles au taux de combustion que les combustibles UO_2 .

Les émissions de neutrons dans les combustibles UOX sont toujours plus importantes à des taux de combustion élevés ; pour une durée de refroidissement donnée, elles suivent à peu près une progression linéaire lorsque le taux de combustion augmente. Les combustibles MOX se comportent de la même manière avec des activités neutroniques encore plus fortes.

Pour ce qui est de la gestion du combustible utilisé et des déchets radioactifs, les combustibles à haut taux de combustion présentent l'avantage majeur que la masse totale de combustible nucléaire utilisé est moindre à énergie produite identique. Les évaluations et l'expérience actuelles montrent toutefois qu'il convient de mettre en balance cet avantage avec les répercussions potentiellement très importantes des hauts taux de combustion sur la conception et les caractéristiques des installations actuelles et prévues, sans oublier les systèmes d'entreposage et de transport, et donc sur les coûts.

Étant donné que les combustibles à haut taux de combustion sont soumis à des conditions plus éprouvantes pendant leur passage en réacteur et leur entreposage ultérieur, les éléments structurels des gaines ou des assemblages peuvent se détériorer jusqu'à perdre leur intégrité et interdire éventuellement de récupérer, manipuler et transporter ces gaines et assemblages. À l'heure actuelle, les recherches et les essais effectués sur les mécanismes de dégradation du combustible à haut taux de combustion sont limités. Or, il importe au plus haut point, pour prendre des décisions éclairées concernant l'évolution des cycles du combustible, d'être sûrs que les combustibles nucléaires utilisés ont conservé leur intégrité après un entreposage d'une centaine d'années et que l'on peut donc les transporter et éventuellement de les retraiter et également les entreposer encore plus longtemps (MIT, 2011). Il faudra, par conséquent, entreprendre

des recherches comportant des inspections du combustible usé à haut taux de combustion dans des conteneurs à sec et pousser plus loin la modélisation de la dégradation afin de pouvoir justifier de manière satisfaisante des périodes d'entreposage de l'ordre de 100 ans, voire plus.

Une augmentation de la production de chaleur de décroissance et des émissions de neutrons imposera d'adapter les stratégies, les installations et les équipements employés pendant l'entreposage, le transport, le retraitement, le conditionnement et le stockage du combustible usé et des déchets de haute activité. Des taux de combustion plus élevés exigent de prolonger la durée de refroidissement ou de reconsidérer les conditions d'autorisation des conteneurs d'entreposage à sec. La capacité des châteaux de transport existants devra alors être réduite et le nombre de convois multiplié à moins de prolonger la durée de refroidissement. L'optimisation qui sera faite pourra varier avec le programme national de gestion des déchets (voire avec chaque centrale nucléaire).

Les systèmes existants de retraitement et de recyclage du plutonium doivent également subir les effets de l'augmentation du taux de combustion. Pour ce qui concerne le retraitement, les combustibles à très haut taux de combustion exigent que l'on en change la conception et les conditions d'exploitation. Les exigences en matière de blindage neutronique doivent être reconsidérées et le solvant se dégradera plus rapidement. La hausse des températures modifiera également les spécifications opérationnelles. Une augmentation de la production de neutrons, des inventaires de nucléides lourds et surtout de la chaleur de décroissance (AEN, 2006) limiteront la quantité de déchets que l'on pourra incorporer aux matrices de verre. Toutefois, les progrès continus des technologies de vitrification peuvent compenser ces effets si bien que le nombre de colis de déchets de haute activité vitrifiés par masse de combustible retraité devrait rester relativement constant. La technologie du creuset froid qui a été adoptée récemment à l'usine de La Hague le permet et peut de surcroît vitrifier des déchets de compositions différentes.

Si l'on adopte le cycle ouvert avec stockage direct pour la gestion du combustible usé, la production de chaleur et les émissions de neutrons plus importantes résultant de la hausse du taux de combustion imposeront un renforcement des protections contre les rayonnements dans les usines de conditionnement, avec pour corollaires un renchérissement des coûts de construction et des conditions de travail plus draconiennes.

La conception des installations souterraines destinées au stockage direct du combustible usé est inévitablement liée aux caractéristiques de combustible de sorte que la production de chaleur et les émissions de neutrons de ce combustible déterminent la disposition des conteneurs, les dimensions des galeries de stockage ainsi que la distance minimale qui les sépare. Même si le volume de combustible usé à stocker décroît avec l'augmentation du taux de combustion, la taille et les dimensions de l'installation de stockage ne diminuent pas de façon linéaire. Au contraire, il est parfois nécessaire de prévoir plus grand. En revanche, on pourra éviter d'avoir à construire des stockages de plus grande taille si l'on prolonge la durée de refroidissement et d'entreposage.

Un plus grand inventaire de produits de fission à vie longue et d'éléments transuraniens par unité de masse de combustible usé sans retraitement signifie également une radiotoxicité plus forte par unité de masse de déchets à stocker. Ce changement dans la composition relative de l'inventaire isotopique, qui contient alors une forte proportion de produits de fission, peut avoir des répercussions sur les dossiers de sûreté établis sur le site où l'on envisage de construire un centre de stockage de déchets.

Les arguments présentés ci-dessus sont révélateurs de la complexité et de l'interdépendance des effets de l'adoption de plus hauts taux de combustion et facteurs qui ont une influence déterminante sur l'aval du cycle du combustible. Si la principale raison de passer à des taux de combustion plus élevés est d'améliorer la rentabilité de l'exploitation des centrales nucléaires, il convient néanmoins de dégager une vision globale de l'économie d'ensemble du cycle du combustible permettant d'évaluer avec soin les avantages et inconvénients de cette solution. C'est pourquoi les analyses de l'intégralité du cycle du

combustible devraient prendre de plus en plus d'importance à l'avenir. La tendance qui prévaudra consistera à élargir l'analyse aux avantages et aux coûts de l'aval du cycle du combustible.

Entreposage du combustible usé et des déchets de haute activité

À la mise à l'arrêt du réacteur, le combustible nucléaire usé est très fortement radioactif et produit de la chaleur de décroissance équivalant à environ 6 % de la production thermique du réacteur. Cette chaleur de décroissance résiduelle ainsi que le rayonnement gamma décroissent rapidement avec le temps. Par conséquent, quel que soit le cycle du combustible, il est plus sûr et en même temps plus rentable de laisser cette décroissance s'opérer dans une installation d'entreposage avant de transporter, de traiter ou de stocker le combustible nucléaire usé car cela permet de gagner sur les coûts du stockage et de réduire les incertitudes concernant le comportement du combustible usé (MIT, 2011).

L'entreposage du combustible usé et des déchets de haute activité constitue donc une étape essentielle de toute stratégie du cycle du combustible. À l'heure actuelle, aucun centre de stockage du combustible usé et des déchets de haute activité n'a été mis en service dans le monde. D'où l'importance d'améliorer soigneusement les solutions actuelles et capacités existantes d'entreposage. Bien que le plus souvent les installations d'entreposage aient été initialement autorisées à fonctionner jusqu'à 50 ans, des périodes de service pouvant atteindre 100 ans, voire plus, sont de plus en plus souvent envisagées.

La planification intégrée d'un entreposage de longue durée du combustible nucléaire usé importe également dans la mesure où elle apporte davantage de liberté pour les futures décisions concernant le cycle du combustible (MIT, 2011) (si le recyclage n'est pas alors envisagé). L'entreposage est également une solution sûre à laquelle on pourra recourir lors de transitions éventuelles entre cycles du combustible (une centaine d'années pourraient encore s'écouler avant le déploiement de cycles du combustible avancés). Dans la perspective de ces durées d'exploitation prolongées, il est capital de prévoir l'intégrité et la récupérabilité à plus long terme du combustible nucléaire usé ainsi que des mécanismes par lesquels le combustible et sa structure peuvent se dégrader dans les différents systèmes d'entreposage.

Les deux principales solutions adoptées à ce jour pour l'entreposage sont l'entreposage en piscine ou l'entreposage à sec en conteneur (sur le site du réacteur ou dans un centre, dans les deux cas). Si l'on recourt davantage au MOX et aux combustibles à haut taux de combustion qui produisent davantage de chaleur de décroissance, l'entreposage sous eau restera la solution privilégiée au cours des dix premières années qui suivent le déchargement du combustible du réacteur¹² (AIEA, 2009a). De plus, l'entreposage en piscine est une solution souvent utilisée dans les usines de retraitement car elle permet de récupérer facilement des assemblages combustibles particuliers que l'on souhaite retraiter en lot. La Fédération de Russie, la France, la Grande-Bretagne et le Japon possèdent des installations d'entreposage centralisé en piscine pour leur combustible nucléaire usé qu'ils utilisent en association avec des usines de retraitement (MIT, 2011).

Après une décroissance suffisante des produits de fission et, en particulier, si l'on envisage un entreposage de longue durée (jusqu'à et au-delà de 100 ans), l'entreposage à sec sous atmosphère inerte ou dans l'air devient la solution préférée. L'entreposage à sec a connu ces dix dernières années un développement extraordinaire. Cette technologie modulaire est souvent employée en complément des piscines des centrales nucléaires, car elle peut être mise en place facilement et présente des coûts d'exploitation extrêmement faibles. Après l'accident de Fukushima Daiichi, les technologies d'entreposage à sec pourraient connaître un nouvel essor.

12. Même si cette possibilité pourrait être contestée après l'accident survenu à Fukushima Daiichi.

Au cours des dix dernières années, le choix d'installations d'entreposage centralisées de longue durée au lieu de continuer d'entreposer les combustibles nucléaires usés sur les sites des centrales nucléaires a fait l'objet de débats. Les pays qui ont recours ou qui procèdent au retraitement possèdent en général une installation d'entreposage unique où ils conservent tous les déchets de haute activité vitrifiés qui ont été produits ou qui leur ont été retournés. Dans certains cas, cet emplacement pourrait également servir à entreposer le combustible usé destiné à être directement stocké. Depuis 2000, on a mis en service de nouvelles installations de ce type (par exemple, à Vlissingen, aux Pays-Bas et à Würelingen, en Suisse). En 2002, l'Allemagne a décidé d'abandonner son ancienne politique qui consistait à centraliser l'entreposage du combustible usé et des déchets de haute activité dans trois installations et à revenir à l'entreposage sur les sites de réacteurs. La raison invoquée pour privilégier cet entreposage sur site est la volonté de réduire les risques au minimum en évitant de transporter ces matières. De cette manière, les centrales nucléaires seront chargées de prendre soin de ces déchets dans les installations d'entreposage à proximité avant que ces derniers ne soient envoyés dans un centre de stockage a priori fédéral (BMU, 2008).

Parmi les pays qui stockent directement leurs déchets, la Suède, qui possède une installation d'entreposage centralisée en service depuis 1985, a obtenu en 2008 une autorisation pour une piscine d'entreposage supplémentaire. La nécessité d'une installation centralisée d'entreposage a été également au centre de débats en Espagne et aux États-Unis. Aux États-Unis, plusieurs tentatives du secteur privé de mettre en œuvre un entreposage sous surveillance réversible ont été écartées. En Espagne, le gouvernement a entamé un processus de sélection d'un site en 2006.

Stockage du combustible usé et des déchets de haute activité

L'installation des déchets dans des formations géologiques stables reste la solution de stockage privilégiée pour le combustible nucléaire usé et les déchets de haute activité. Toutes les technologies mises au point pour ce stockage tiennent compte du fait que la roche hôte est l'élément ou la barrière principale pour isoler et confiner des déchets radioactifs sur des périodes de temps extrêmement longues. Chaque programme national de stockage du combustible nucléaire usé et des déchets de haute activité a tendance à centrer ses efforts sur un type particulier de roche. Le granite, l'argile, les sels et les tufs sont les formations rocheuses les plus souvent sélectionnées. La plupart des pays se sont tenus aux roches hôtes qu'ils avaient choisis au tout début de leurs programmes de recherche (Allemagne, Belgique, Canada, Finlande, Suède, etc.). Seules la France et la Suisse, qui travaillaient principalement sur les granites, ont totalement changé d'orientation au cours des 20 dernières années en axant la totalité de leurs recherches sur l'argile.

Les recherches ont porté sur une variété de conceptions de dépôts particulières à chaque type de roche. Des rapports sont régulièrement établis sur leur évaluation et sur les études de sûreté, qui font souvent l'objet d'expertises internationales. Au cours de la décennie précédente, la mise au point des technologies de stockage en formation géologique a pu bénéficier de l'expérience acquise dans des laboratoires souterrains, en particulier ceux qui ont été construits et exploités sur les sites pressentis. L'expérimentation dans des lieux possédant les mêmes caractéristiques géologiques que les centres de stockage définitif a permis d'améliorer considérablement la caractérisation ainsi que les techniques de construction et de surveillance et d'améliorer ainsi notre connaissance du comportement à long terme des différentes barrières du stockage.

Certains pays ont franchi des étapes importantes :

- La Finlande, comme la Suède, ont mis au point une conception de stockage, sélectionné un site dans une formation granitique et présenté aux autorités des dossiers de sûreté. Si les autorités de sûreté jugent le dossier acceptable, ces installations devraient entrer en service au début des années 2020.

- En France et en Suisse :
 - Des dossiers de sûreté ont été remis pour le stockage dans des formations argileuses de divers types de déchets de faible et moyenne activité, puis examinés par des comités nationaux et internationaux.
 - En France, les recherches sur la sélection, la conception et la mise au point d'un centre de stockage se poursuit. Le dossier de sûreté devrait être déposé en 2015 en vue d'obtenir une autorisation. Une zone de 30 km² a officiellement été retenue en 2009. En fonction de la décision qui sera prise par les autorités, l'installation pourra être mise en service en 2025.
 - En Suisse, la première phase du processus de sélection du site a commencé en 2008.
- Aux États-Unis, la demande d'autorisation de construction d'un stockage géologique à Yucca Mountain a été élaborée et déposée auprès de l'autorité de sûreté en 2008. Mais l'année suivante, l'administration publique a exigé son retrait. Quoiqu'il en soit, les études effectuées sur ce stockage de Yucca Mountain ont permis de réaliser d'importants progrès dans l'élaboration des dossiers de sûreté des systèmes de stockage en formation géologique, en particulier pour ce qui concerne la prise en compte des scénarios d'intrusion humaine.
- En juin 2007, le gouvernement du Canada a choisi la démarche de gestion adaptative progressive pour les déchets de haute activité, à l'incitation de la Société de gestion des déchets nucléaires du pays. Le pays a entamé la phase de sélection préliminaire d'un site de stockage des déchets de haute activité en formation géologique.

Entre 1996 et 2008, un travail d'harmonisation systématique des exigences imposées par la réglementation nationale de différents pays et du traitement des interventions humaines futures dans les dossiers de sûreté a été effectué (AEN, 2011a).

Étant donné les dates auxquelles il est prévu que les projets les plus avancés seront mis en service, on aura encore besoin d'effectuer des études et recherches et souvent de les approfondir. Il est généralement admis que l'on ne pourra optimiser les solutions et passer des résultats obtenus dans les laboratoires et installations pilotes à la mise en œuvre à échelle industrielle sans poursuivre les études et recherches et les travaux de démonstration.

Les principaux concepts introduits récemment concernant les stockages géologiques sont ceux de la réversibilité et de la récupérabilité¹³. Ces propriétés, qu'exigent les parties prenantes de certains pays, se justifient fondamentalement par trois considérations : la possibilité de tirer parti des progrès scientifiques et techniques ultérieurs ; la valorisation économique potentielle des déchets et l'impératif moral qui consiste à laisser aux générations futures la liberté de décider. La réversibilité et la récupérabilité ont donc un impact sur les spécifications des nouvelles conceptions. Parmi les pays intéressés par la récupérabilité et la réversibilité, on note diverses attitudes essentiellement au cours des dernières années. La Finlande et la Suède intègrent tout simplement ces caractéristiques à la conception des stockages géologiques. Au Royaume-Uni, ils sont discutés au cours du débat national actuel. Aux États-Unis, en France et en Suisse, la loi impose la possibilité de reprendre les déchets et, au Canada et au Japon, elle est énoncée dans les politiques publiques.

13. D'après l'AEN, la « récupérabilité » est « la possibilité d'inverser l'action de mise en place des déchets proprement dite » tandis que la « réversibilité » est définie comme étant « la possibilité de revenir sur une ou plusieurs étapes de la planification ou de l'aménagement d'un stockage géologique, à quelque stade que ce soit » (AEN, 2001).

Indépendamment des points évoqués ci-dessus et des aspects politiques abordés au chapitre 4, il faudra assurément dans les années qui viennent entreprendre les activités nécessaires pour résoudre certains problèmes majeurs en suspens si l'on veut pouvoir disposer de la capacité de stockage nécessaire :

- Autorisation. Des évolutions sont nécessaires tant du côté des autorités que des gestionnaires de déchets radioactifs pour pouvoir réglementer et être en mesure d'autoriser des stockages.
- Confiance des parties prenantes. Il est toujours capital que le public apporte son soutien aux activités de gestion des déchets, en particulier, au stockage des déchets de haute activité et du combustible nucléaire usé. L'atmosphère doit être apaisée si l'on veut obtenir une attitude plus positive des collectivités d'accueil potentielles. Des méthodologies destinées à renforcer la confiance des parties prenantes ont été mises au point et adoptées au cours des dix dernières années. Des instruments juridiques tels que ceux qui pourraient produire la Convention d'Aarhus ou l'évaluation environnementale stratégique (ESE) créeront inévitablement des occasions supplémentaires de lancer un débat plus équilibré et moins passionné.
- R-D. Les fondements techniques de la mise en œuvre de stockages géologiques sont bien établis, et l'on possède la technologie nécessaire. En revanche, on ne possède qu'une expérience limitée de l'application de ces technologies et de leur adaptation aux conditions propres aux sites sélectionnés pour y aménager des stockages définitifs. Avec la possibilité de procéder à des recherches *in situ*, la conservation des savoirs sur les périodes prolongées de l'aménagement du stockage constituera un nouveau défi (Ahn et Apted, 2011).

Évolutions de la gestion des déchets de faible et moyenne activité

La gestion des déchets de faible et moyenne activité est, dans les pays de l'AEN, une pratique bien établie qui jouit d'une expérience considérable. Comme nous l'avons vu au chapitre 2 (tableau 2.12), la plupart des pays membres de l'AEN exploitent déjà une installation de stockage de déchets de faible et moyenne activité (FMA) ou, parfois, ont entrepris de faire autoriser la construction de cette installation. La Belgique, par exemple, a sélectionné un site à Dessel. L'autorisation de Kincardine est en cours au Canada. L'Allemagne a mis en chantier un stockage de déchets non calogènes à Konrad. En Hongrie, le chantier du stockage de surface et des installations de commande du site de Bataapati a été inauguré à la fin de 2008 (WNA, 2008b). La République de Corée a sélectionné le site de Wolsong et, aux États-Unis, la procédure d'autorisation d'un nouveau stockage à Andrews, Texas, suit son cours.

La décennie qui vient de passer a démontré que les technologies de stockage des FMA avaient été bien définies et sont acquises. Le stockage de surface est le mode de stockage des FMA le plus répandu car les installations peuvent être aménagées dans des délais assez courts. Certains pays comme la Finlande, la République tchèque et la Suède ont au contraire adopté un stockage de subsurface car la pratique semble mieux acceptée par le public.

L'année 1999 a marqué une étape importante avec le démarrage du chantier du stockage de WIPP (Nouveau-Mexique, États-Unis), la première installation souterraine à recevoir les déchets de faible et moyenne activité à vie longue produits dans le cadre du programme de défense des États-Unis. Venant confirmer la maturité des technologies de stockage de FMA, le centre de stockage de la Manche, en France, qui a été fermé en 1994, poursuit son programme de surveillance institutionnelle sans que la sûreté de l'installation ne pose de problème particulier.

Au cours des dix dernières années, la gestion des FMA s'est essentiellement concentrée sur la réduction des volumes. Et, de fait, des améliorations ont été obtenues puisque certains pays sont parvenus à diminuer en moyenne les volumes de déchets de 30 à 50 %. Autre axe de progrès, le recyclage de certaines formes de déchets qui, après avoir

été décontaminés puis fondus, peuvent être compactés, voire recyclés dans des systèmes particuliers où ils serviront de conteneur pour d'autres déchets plus actifs. C'est le cas, par exemple, des ferrailles produites en grandes quantités lors des opérations de démantèlement. Pour en réduire le volume, on a notamment choisi de les fondre, une pratique qui suscite aujourd'hui davantage d'intérêt¹⁴. Par ce procédé, on peut recycler, après décontamination, divers types de métaux pour les convertir ensuite en lingots que l'on peut réutiliser ou rejeter comme une ferraille classique. Bien que cette technique produise toujours des déchets secondaires (scories) qu'il faut stocker avec les déchets de faible activité, ces déchets représentent un volume nettement inférieur à celui des ferrailles d'origine.

Certains pays ont marqué un progrès important en termes de sûreté et de rentabilité en créant une nouvelle catégorie de déchets, les déchets de très faible activité (TFA), au sein de la catégorie des FMA. Les TFA sont définis comme des déchets qui n'ont pas besoin d'être très confinés et isolés et qui peuvent par conséquent être stockés dans des installations de type « décharge en surface », avec des contrôles réglementaires réduits (AIEA, 2009b). La libération des sites de stockage des TFA peut intervenir plusieurs dizaines d'années après la fermeture. Le recours à ces stockages permet des économies importantes par rapport au système de stockage de surface en alvéoles employé traditionnellement pour les TFA, un aspect particulièrement important compte tenu des quantités astronomiques de déchets que produisent les travaux de démantèlement. La France (site de Morvilliers, entré en service en 2003) et l'Espagne (El Cabril, entré en service en 2007) ont opté pour cette technologie qui a toutes les chances d'être adoptée également par d'autres pays dans un avenir proche.

Principales tendances et répercussions des tendances en amont sur la gestion des déchets :

Retraitement :

- Poursuite de la réduction des rejets dans l'environnement et amélioration des performances d'exploitation des usines de retraitement.

Impact du retraitement et du recyclage sur la gestion des déchets (monorecyclage du Pu) :

- Peut réduire le volume total de déchets (jusqu'à un facteur 2) et diviser par 4 à 5 la quantité de déchets de haute activité.
- La chaleur de décroissance totale est analogue, mais la densité de la puissance thermique est plus grande.
- Diminue à long terme la radiotoxicité (d'environ un facteur 2) jusqu'à 1 000 ans. La radiotoxicité totale est légèrement plus élevée.

Impact de la hausse du taux de combustion sur la gestion des déchets radioactifs :

- Réduction de la masse de combustible utilisé inversement proportionnelle au taux moyen de combustion de décharge.
- Inventaire isotopique plus important par tonne de combustible utilisé (quantités supérieures de produits de fission, d'éléments transuraniens et de produits d'activation).
- Production de chaleur plus importante : à production de chaleur égale, les combustibles à haut taux de combustion doivent être refroidis plus longtemps.
- Émissions plus fortes de neutrons, avec des conséquences sur la prise en compte de la criticité et le blindage pendant le transport, l'entreposage et le stockage (ainsi que la conception des installations employées pour les séparations, étant donné la vitesse de dégradation du solvant, si l'on retraits le combustible utilisé à haut taux de combustion).
- Les conditions de fonctionnement plus éprouvantes du combustible pourraient compromettre l'intégrité à long terme de la gaine et des assemblages combustibles.

14. Par exemple, voir www.technologiya-metallov.com/englisch/oekologie_5.htm.

Entreposage du combustible usé et des déchets de haute activité :

- Développement des systèmes d'entreposage à sec industriels.
- Confirmation de la tendance à aménager des entrepôts centralisés pour les déchets de haute activité et le combustible nucléaire usé.

Stockage du combustible usé et des déchets de haute activité :

- Dans certains pays, réels progrès vers la mise en œuvre de stockages en formation géologique pour le combustible usé.
- Progrès de la recherche sur les conceptions de dépôts de stockages en fonction de la roche hôte avec, éventuellement, aménagement de laboratoires souterrains.
- Importance accrue accordée à la réversibilité et la récupérabilité des stockages, avec les avantages qui suivent :
 - tirer parti des progrès scientifiques et techniques ultérieurs ;
 - possibilité de valoriser économiquement les déchets ;
 - laisser aux générations futures la liberté de décider.
- Avancées dans la mise en place des cadres juridiques et des démarches participatives.

Évolutions de la gestion des déchets de faible et moyenne activité :

- Développement de la technologie de stockage des FMA ; des installations sont en service dans de nombreux pays.
- Évolution stable vers l'optimisation des capacités de stockage existantes.
- Progrès de la classification des déchets avec la création de la catégorie de déchets TFA.

3.3. Avenir plus lointain : options et R-D

Dans cette section, nous nous intéresserons aux options du cycle du combustible qui pourraient voir le jour à long terme, c'est-à-dire au-delà de 2020. Nous commencerons à la section 3.3.1, par un tour des ressources non classiques en uranium qui pourraient devenir économiquement viables si les conditions du marché le permettent. Les sections 3.3.2 à 3.3.5 seront consacrées à diverses étapes des cycles du combustible avancés, aux nouveaux problèmes qu'ils posent ainsi qu'aux études et recherches à entreprendre pour les résoudre. Les systèmes de quatrième génération présentés au chapitre 2 ne seront pas évoqués de nouveau ici. Le cycle du combustible au thorium sera traité séparément à la section 3.3.6, tandis que la section 3.3.7 fera le tour d'autres applications et concepts innovants dans le domaine de l'énergie nucléaire.

En recyclant davantage le combustible usé, les cycles avancés permettront de mieux exploiter le potentiel énergétique de l'uranium naturel. Les cycles fermés fondés sur les réacteurs rapides notamment sont capables de réduire dans de fortes proportions la quantité d'uranium neuf nécessaire. De même, on peut diminuer de beaucoup le volume et la radiotoxicité des déchets par une séparation sélective des éléments à vie longue, dont les actinides mineurs (par exemple, le neptunium, l'américium et le curium) et, éventuellement, certains produits de fission que contient le combustible usé. Mélangés directement avec le combustible (transmutation homogène) ou incorporés dans des cibles séparées (transmutation hétérogène), ces isotopes séparés peuvent alors être transformés en éléments à vie plus courte (transmutation) par fission ou capture d'un neutron, soit dans un réacteur, soit dans des systèmes spécialement conçus (les systèmes hybrides). Une autre solution consiste à vitrifier les isotopes séparés dans des matrices spéciales et à les conditionner et stocker séparément.

Le déploiement de ces cycles avancés, avec les systèmes de quatrième génération (voir section 2.9.1) et les technologies de séparation et de transmutation, exigent des avancées significatives de la R-D car il subsiste quelques problèmes importants à résoudre.

Voici quelques-uns des thèmes de ces recherches que nous examinerons plus avant dans les sections qui suivent :

- R-D sur des méthodes de séparation novatrices, y compris des techniques de traitement des flux de déchets destinés au stockage ou au retraitement après transmutation (voir section 3.3.3).
- Progrès des technologies de transmutation (voir section 3.3.4).
- Résolution des nouveaux problèmes de gestion des déchets liés à l'apparition des nouveaux systèmes et des technologies de séparation avancées (voir section 3.3.5). Il s'agit notamment de la mise au point de nouveaux procédés de conditionnement, de l'amélioration de la caractérisation et de l'optimisation de la quantité et de la composition des flux de déchets (y compris des déchets FMA).

3.3.1. Ressources en uranium non classiques

Par ressources classiques (AEN, 2010), on entend les ressources dont on peut tirer de l'uranium comme produit primaire, coproduit ou sous-produit important. Au contraire, la plupart des ressources non classiques sont des ressources dans lesquelles l'uranium n'est qu'un sous-produit d'importance secondaire. Il s'agit principalement de l'uranium associé à des phosphates naturels, mais cette catégorie compte également des minerais non ferreux, de la carbonatite, des schistes noirs et du lignite et d'autres sources potentielles (comme l'eau de mer et les schistes noirs). Dans la présente section, nous présenterons brièvement l'état actuel et les perspectives des ressources non classiques en nous appuyant sur l'étude effectuée pour la dernière édition de la publication de l'AIEA/AEN intitulée *Uranium : ressources, production et demande*, connue également sous le nom de « Livre rouge » (AEN, 2010). En novembre 2009, l'AIEA a organisé une réunion technique consacrée aux ressources non classiques qui a permis d'aborder un large éventail de sujets dont le potentiel de ces ressources, les recherches et développements technologiques ainsi que les aspects environnementaux (AIEA, 2009).

Les gisements de phosphate sont la seule ressource non classique qui ait produit jusqu'à présent une grande quantité d'uranium, en particulier aux États-Unis, en Belgique (traitement des phosphates marocains) et au Kazakhstan (traitement de gisements organiques marins, essentiellement des concentrations de squelettes de poissons fossiles). Lorsque le prix de l'uranium s'est affaibli dans les années 1990, ces formes d'extraction n'étaient plus rentables et la plupart des installations ont été fermées. Celles qui étaient en service aux États-Unis ont été démantelées et démolies. Toutefois, avec les perspectives d'augmentation de la demande et la hausse globale des prix de l'uranium depuis 2003 qui en résulte en partie, les entreprises publiques et privées étudient divers projets ainsi que de nouvelles techniques si bien que les ressources non classiques connaissent aujourd'hui un regain d'intérêt.

Au Brésil, l'aménagement du projet de St Quitéria se poursuit. Dès 2012, il est prévu d'y produire, avec l'acide phosphorique du gisement de phosphate/uranium d'Itaia, 1 000 t d'U/an. Le « Livre rouge 2010 » (AEN, 2010) envisage également la possibilité de récupérer à long terme de l'uranium des gisements de phosphate dans des pays non membres de l'AEN comme l'Égypte, le Pérou et l'Afrique du Sud. Par ailleurs, la Jordanie, le Maroc et la Tunisie se sont montrés intéressés par l'extraction de l'uranium des phosphates au cours de la production d'engrais. L'uranium est actuellement dispersé à de très faibles concentrations avec l'engrais à la surface des sols. À l'avenir, cet uranium pourrait être récupéré au cours de la production d'engrais et utilisé dans le cycle du combustible nucléaire. En novembre 2009, la société Cameco a investi 16,5 millions USD dans la société *Uranium Equities* afin de développer et de commercialiser le procédé breveté par l'entreprise PhosEnergy.

La récupération de l'uranium comme sous-produit de ressources non classiques, en particulier des usines de traitement de phosphates, devrait devenir rentable si les prix de l'uranium dépassent 260 USD/kg d'U (100 USD/livre d'U₃O₈). Dans ce cas, la production

d'uranium extrait avec l'acide phosphorique pourrait de nouveau devenir une source d'uranium importante et concurrentielle à condition de franchir des obstacles tels que les exigences réglementaires et la formation de personnel qualifié. Toutefois, sachant que les prix de l'uranium sur les marchés peuvent justifier l'exploitation de ces gisements, il serait bon de trouver les moyens d'estimer de façon plus rigoureuse les quantités d'uranium récupérables avec les phosphates afin de définir l'importance de ces ressources, leur accessibilité ainsi que les conditions économiques de cette production.

L'intérêt ne se limite toutefois pas aux phosphates. En Finlande, la production industrielle de sulfure polymétallique à basse teneur présent dans les schistes noirs de Talvivaara a commencé en octobre 2008. Bien qu'à l'heure actuelle, le procédé d'extraction ne permette pas de récupérer l'uranium contenu dans le minerai, cette opération pourrait être effectuée si les conditions sur le marché évoluent favorablement. En Finlande également, le ministère de l'Emploi et de l'Économie a reconduit pour deux ans la concession minière de Sokli qui porte sur l'extraction de minerais de phosphate contenant du niobium, du thorium et de l'uranium, et éventuellement la possibilité de produire de l'uranium. Le Canadien *Sparton Resources* a travaillé activement à la mise au point d'une technologie de récupération de l'uranium des cendres de charbon, produites en particulier dans une centrale chinoise, tout en étudiant également les possibilités offertes par d'autres sites de stockage de cendres adaptés. Bien que ce procédé ait été testé à une petite échelle par le passé, il faudra que les prix de l'uranium atteignent des niveaux élevés pour que ces technologies soient rentables. Quoi qu'il en soit, l'extraction de l'uranium des résidus d'extraction et des cendres de charbon ne représentera en tout état de cause qu'un petit pourcentage de la production annuelle d'uranium, à savoir quelques centaines de tonnes d'uranium chacune fois.

L'eau de mer est depuis longtemps considérée, parce qu'elle en contient de grandes quantités (environ 4.6 milliards t d'U) comme une source possible d'uranium, pratiquement inépuisable. Toutefois, comme la concentration de l'uranium dans l'eau de mer est faible (3 à 4 parties par milliard), il faudrait traiter environ 350 000 tonnes d'eau pour produire un seul kilogramme d'uranium. Pourtant, hormis son coût élevé de récupération, il n'y a pas de raison intrinsèque de ne pas procéder à l'extraction sur le littoral d'une partie au moins de ces ressources considérables, au rythme de quelques centaines de tonnes par an. L'Allemagne, l'Italie, le Japon, le Royaume-Uni et les États-Unis ont effectué des recherches sur l'extraction d'uranium de l'eau de mer dans les années 1970 et 1980. À l'heure actuelle, seul le Japon, à notre connaissance, effectue des essais pilotes destinés à améliorer le facteur de récupération et à abaisser les coûts de production à des niveaux concurrentiels.

3.3.2. Études et recherches sur la conception et la fabrication du combustible

La mise au point de combustibles avancés, dans une vision systémique, c'est-à-dire en tenant compte du recyclage (séparations) et de la forme des déchets est capitale pour la mise en œuvre des cycles du combustible avancé. L'étude récente de l'AEN intitulée *Nuclear Fuel Cycle Transition Scenario Studies – Status Report* (AEN, 2009) répertorie les domaines d'amélioration du combustible. Les tableaux 3.3, 3.4, et 3.5 ci-après, qui ont été extraits de cette étude, présentent une synthèse des combustibles avancés pour REO (figurent également dans la liste les combustibles standard actuels tels que l'UOX et le MOX), pour réacteurs rapides et pour réacteurs à gaz à haute température. On y a également porté des échéanciers estimés de mise en œuvre, les besoins de développement et les avantages perçus ainsi qu'une liste de pays intéressés par chacune de ces technologies (AEN, 2009).

Tableau 3.3 : Combustibles de REO

Type de combustible	Avantage perçu	Pays intéressés	Besoins de développement	Date de production industrielle envisagée ¹	Commentaires
Oxyde d'U	Pratique industrielle actuelle. Possibilité de diminuer les volumes de déchets. Déploiement industriel à grande échelle.	Tous les pays.	Augmentation du taux de combustion et fiabilité à ces hauts taux de combustion.	Technique exploitée à l'échelle industrielle aujourd'hui.	Taux de combustion standard (> 70 GWj/t) aujourd'hui.
Oxyde U-Pu	Expérience industrielle considérable ; permet de réduire les stocks de Pu.	Allemagne, Belgique, Corée (Rép. de), États-Unis, France, Inde, Japon, Russie (Féd. de), Suisse.	Amélioration des méthodes de téléfabrication.	Technique exploitée à l'échelle industrielle aujourd'hui.	Performance du combustible identique à celle de l'UOX.
Oxyde U-Pu-Am	Moindre intérêt ² du matériau recyclé ; gestion, dans une certaine mesure, des stocks d'actinides mineurs.	N'est nulle part pratiqué à l'échelle industrielle à l'heure actuelle. R-D en cours en France dans le cadre de la loi sur les déchets de 2006.	Méthode chimique de séparation de l'Am du Cm mise au point à l'échelle du laboratoire ; mise au point de méthodes de téléfabrication ; programmes complets d'essais de qualification du combustible ; nécessite des installations spéciales.	2030-40	Peut se heurter à la résistance des entreprises d'électricité ; les avantages en termes de gestion des actinides mineurs sont limités.
Oxyde U-TRU	Intérêt moindre ³ des matières recyclées ; seules les pertes lors du retraitement sont envoyées dans un stockage.	Recherches uniquement.	Mise au point de méthodes de téléfabrication ; programmes complets d'essais de qualification du combustible.	2035	Les très fortes émissions neutroniques de l'assemblage combustible exigeront de recourir en permanence à la télémanipulation.
Matrice inerte d'oxyde de Pu	Consommation efficace du Pu, essentiellement pour se débarrasser du Pu fissile.	Suisse (étude théorique) ; quelques études entreprises sous le parrainage des pays de l'Union européenne. Une étude de l'irradiation du combustible est en cours.	Mise au point des matériaux de la matrice inerte et des méthodes de retraitement ; mise au point des méthodes de fabrication.	2030	Les données sur les performances sous-irradiation des combustibles à matrice inerte sont très limitées.

Tableau 3.3 : Combustibles de REO (suite)

Type de combustible	Avantage perçu	Pays intéressés	Besoins de développement	Date de production industrielle envisagée ¹	Commentaires
Matrice inerte d'oxyde de TRU	Capacité de fonctionner à de hauts taux de combustion.	Recherches uniquement.	Mise au point des matériaux de la matrice inerte et des méthodes de retraitement ; mise au point des méthodes de fabrication.	2045	On possède aujourd'hui très peu de données sur les performances sous irradiation. Accumulation d'actinides de nombres de masse supérieurs. L'émission de neutrons de l'assemblage combustible exigera en permanence de recourir à la télémanipulation. Seuls des calculs ont été effectués. Le travail expérimental est très limité.

1. Il s'agit là d'estimations tirées de l'ouvrage AEN, 2009 qui peuvent cependant varier avec les progrès technologiques.
2. Au sens de l'intérêt des matières pour fabriquer des armes.
3. Voir note précédente.

Tableau 3.4 : Combustibles pour les réacteurs rapides

Type de combustible	Avantage perçu	Pays intéressés	Besoins de développement	Date de production industrielle envisagée ¹	Commentaires
Oxyde (U-Pu)	Technologie déjà au stade industriel ; pratique industrielle actuelle.	Chine, Corée (Rép. de), France, Inde, Japon, Royaume-Uni, Russie (Féd. de).	Aucun.	2025	Pas de problème. La disponibilité d'installation d'irradiation (20 ans) sera un facteur plus contraignant.
Oxyde (oxyde U-TRU)	Technologiquement le plus mûr des procédés n'ayant pas atteint le stade industriel.	États-Unis, France, Japon, Royaume-Uni. Projet d'irradiation à MONJU dans le cadre de Génération IV.	Validation des propriétés de la céramique en fonction de la charge en actinides mineurs (problème de fabrication) ; irradiation en réacteurs rapides de combustibles contenant des actinides mineurs ; disponibilité des installations d'irradiation.	2030	Recyclage homogène des TRU. La teneur en actinides mineurs (3 à 10 %) dépend de la puissance du réacteur et du caloporteur. La dose de neutrons augmente lors de la fabrication du combustible.

Tableau 3.4 : Combustibles pour les réacteurs rapides (suite)

Type de combustible	Avantage perçu	Pays intéressés	Besoins de développement	Date de production industrielle envisagée ¹	Commentaires
Métal (U-TRU-Zr)	Grande maturité technologique, excellentes caractéristiques de sûreté pour les applications dans les RNR-Na.	Corée (Rép. de), États-Unis, France, Japon.	Démonstration des capacités de fabrication de combustibles contenant des actinides mineurs (Am, par exemple) ; irradiation en réacteurs rapides de combustibles chargés en actinides mineurs. Disponibilité des installations d'irradiation.	2030	Recyclage homogène des TRU. La teneur en actinides mineurs (3 à 10 %) dépend de la puissance du réacteur et du caloporteur. L'utilisation dans des RNR-Pb exigerait de recourir à des matériaux différents pour assurer la liaison thermique et de confirmer la compatibilité chimique avec le combustible. On possède un savoir sur les liaisons au Na, mais non au Pb ou au Pb-Bi. La dose de neutrons augmente lors de la fabrication du combustible.
Nitride (UN-TRU N-ZrN)	Solubilité complète des nitrides d'actinides ; stabilité du combustible sous irradiation aux températures normales de fonctionnement ; possibilité de retraitement en milieu aqueux ou non aqueux.	Russie (Féd. de).	Mise au point de méthodes de fabrication efficaces ; essais d'irradiation dans des réacteurs rapides. Disponibilité des installations d'irradiation.	2040	Éventuels problèmes de dissociation des nitrides aux températures qui prévalent pendant les accidents. Éventuellement nécessaire de prévoir une étape d'enrichissement en ¹⁵ N. Les doses de neutrons augmentent lors de la fabrication du combustible.
Carbure (UC-TRU C-SiC)	Capacité de fonctionner à haute température.	France.	Mise au point de nouvelles formes de combustible et de méthodes de fabrication efficaces. Essais d'irradiation en réacteurs rapides. Disponibilité des installations d'irradiation.	2040	Recyclage homogène des TRU. La teneur en actinides mineurs (3-10 %) dépend de la puissance du réacteur et du caloporteur. Si employé dans un RNR-G, de nouvelles formes de combustible sont envisageables : particules combustibles avancées, concept de plaque macrostructurée, concept d'aiguille avancé. La dose de neutrons augmente lors de la fabrication du combustible.

Tableau 3.4 : Combustibles pour les réacteurs rapides (suite)

Type de combustible	Avantage perçu	Pays intéressés	Besoins de développement	Date de production industrielle envisagée ¹	Commentaires
Cibles pour recyclage hétérogène des actinides mineurs	Séparation (dans le cœur du réacteur et au cours du cycle) du combustible standard contenant du Pu et du combustible contenant des AM (à forte concentration). Une fraction seulement des réacteurs rapides qui seront déployés devront être chargés avec des cibles d'AM dans des sous-assemblages combustibles spéciaux.	France.	Mise au point des matrices : inertes ou à uranium. Possibilité de fabrication lorsque la teneur en AM est forte (Cm). Nécessité d'effectuer des essais d'irradiation. Disponibilité des installations d'irradiation.	2035-40	Difficultés éventuelles liées à la puissance thermique élevée (tant au début qu'à la fin de l'irradiation) et à la forte production d'He. Une plus forte proportion du parc de réacteurs rapides devra fonctionner avec des cibles d'AM si l'on doit limiter la teneur en AM.
Combustibles dédiés à la transmutation des AM	Utilisation pour la transmutation des AM dans une strate isolée du cycle du combustible. Si l'on recourt à des réacteurs hybrides, il sera possible d'employer quel ratio AM/Pu. Les combustibles dédiés peuvent en principe être sous forme d'oxyde, de métal, de nitrure ou de carbure.	Allemagne, Belgique, Corée (Rép. de), Espagne, France, Japon, Russie (Féd. de), Suède.	Mise au point des matrices : inertes ou à uranium. Possibilité de fabrication lorsque la teneur en AM est forte (Cm). Nécessité d'effectuer des essais d'irradiation. Disponibilité des installations d'irradiation	2035-40	Si l'on adopte du combustible sans uranium, le choix de la matrice inerte tiendra compte des contraintes de fabrication, de traitement du combustible usé et des spécifications du cœur. Avec des matrices à l'uranium, on peut parvenir à une consommation égale à 80 % de la consommation théorique maximale d'actinides mineurs.

1. Il s'agit là d'estimations tirées de l'ouvrage AEN, 2009 qui peuvent cependant varier avec les progrès technologiques.

Tableau 3.5 : Combustibles pour réacteurs à haute température

Type de combustible	Avantage perçu	Besoins de développement	Date de production industrielle envisagée ¹	Commentaires
TRISO UO ₂	L'Allemagne et les États-Unis ont une expérience antérieure de ce combustible.	Mise au point de la technologie de fabrication du combustible. Essais d'irradiation pour confirmer l'intégrité du combustible. Détermination du comportement du combustible dans l'éventualité d'un stockage direct.	2017	Possibilité de migration du noyau pendant l'irradiation à des taux de combustion élevés.
TRISO oxycarbure UCO	Similarité avec TRISO UO ₂ . Résistance à la migration du noyau.	Mise au point de la technologie de fabrication du combustible. Essais d'irradiation pour confirmer l'intégrité du combustible. Détermination du comportement du combustible dans l'éventualité d'un stockage direct.	2022	On a besoin d'une méthode plus complexe de préparation du noyau (qui consiste pour l'essentiel en un mélange d'UC ₂ et d'UO ₂).

Tableau 3.5 : Combustibles pour réacteurs à haute température (suite)

Type de combustible	Avantage perçu	Besoins de développement	Date de production industrielle envisagée ¹	Commentaires
TRISO PuO ₂	Capacité de fonctionner à de hauts taux de combustion.	Mise au point de la technologie de fabrication du combustible. Essais d'irradiation pour confirmer l'intégrité du combustible. Détermination du comportement du combustible dans l'éventualité d'un stockage direct.	2025	Utilisable pour consommer du plutonium.
TRISO oxycarbure U/TRU	Emploi pour transmutation des actinides.	Mise au point de la technologie de fabrication du combustible. Essais d'irradiation pour confirmer l'intégrité du combustible. Détermination du comportement du combustible dans l'éventualité d'un stockage direct. Mise au point d'une technologie de retraitement dans le cas du recyclage des transuraniens.	2030	Validation des analyses de la physique du cœur. Accumulation potentielle d'actinides de nombres de masse supérieurs.

1. Il s'agit là d'estimations tirées de l'ouvrage AEN, 2009 qui peuvent cependant varier avec les progrès des technologies.

3.3.3. Séparation – recherche et développement sur le traitement du combustible

Avec les techniques de retraitement actuelles qui sont fondées sur le procédé PUREX (voir section 3.2.3), l'uranium et le plutonium sont séparés des produits de fission et des actinides mineurs qui, après vitrification, constituent des déchets de haute activité. Les techniques de traitement avancées visent à séparer certains de ces autres isotopes (en particulier les actinides mineurs, mais éventuellement aussi les produits de fission) ou à les intégrer au flux de plutonium. La chimie des actinides mineurs ne permet pas de les séparer avec autant de facilité que l'uranium et le plutonium et il n'est pas facile d'établir des schémas de procédés qui soient satisfaisants. À l'échelle du laboratoire, on a réussi à mettre au point des schémas de procédé, qui doivent toujours néanmoins être démontrés à l'échelle industrielle sachant que les délais avant la commercialisation de ces produits seront alors de l'ordre d'une vingtaine d'années voire plus s'il s'agit de procédés visant une séparation intégrale des flux d'actinides.

Les travaux de recherche et de développement effectués sur les méthodes de séparation poussée progressent néanmoins, car différents pays, en Amérique du Nord (le Canada et les États-Unis), en Europe (l'Union européenne, la France et le Royaume-Uni), en Asie (la Chine, la Fédération de Russie, l'Inde, le Japon et la République de Corée) ont fourni un effort considérable au cours des dix dernières années. Ces recherches peuvent se classer en quelques grandes catégories :

- modifications apportées au procédé PUREX ;
- mise au point de nouveaux procédés aqueux (hydrométallurgique) afin de récupérer l'uranium ;
- mise au point de procédés hydrométallurgiques avancés destinés à récupérer les actinides mineurs (Am, Cm) ;
- mise au point de procédés hydrométallurgiques afin d'éliminer les produits de fission en prévision de la gestion des déchets ;
- mise au point de méthodes pyrochimiques afin de récupérer l'uranium et les éléments transuraniens.

Ces différentes catégories de travaux seront détaillées ci-dessous.

Modifications apportées au procédé PUREX

Les modifications apportées au procédé PUREX doivent principalement en améliorer les performances et, plus précisément, diminuer les quantités de déchets secondaires et pouvoir traiter une plus grande diversité de combustibles (combustibles à taux de combustion plus élevé, différentes compositions de combustibles, etc.). Au stade de la vitrification, l'utilisation à l'échelle industrielle de la technologie du creuset froid à La Hague depuis 2010 marque également un progrès important. D'autres recherches portent sur des modifications du procédé PUREX afin de trouver des solutions pour traiter le combustible nucléaire usé sans avoir à séparer du plutonium pur. Deux démarches principales ont ainsi été mises au point. La première consiste à n'extraire que l'uranium et à laisser le plutonium avec les autres produits de fission et actinides. Ce procédé, dénommé extraction de l'uranium (UREX), a été mis au point aux États-Unis au cours des dix dernières années. L'autre démarche consiste à co-extraire l'uranium et le plutonium (comme dans le procédé PUREX) puis ensuite à co-précipiter une fraction de l'uranium avec le plutonium de façon à ne jamais séparer du plutonium pur au cours du procédé. Ce procédé a été étudié comme variante du procédé UREX aux États-Unis et développé sous les noms de COEX™, en France, et NUEX, au Royaume-Uni.

- Procédé UREX

L'uranium et le technétium sont séparés de la solution de combustible usé dissoute à l'aide de phosphate de tri-*n*-butyle (TBP) en présence d'un hydrocarbure paraffinique normal (NPH). Des additifs chimiques sont employés pour réduire le plutonium à l'état trivalent dans la solution acide d'origine et pour former des complexes de plutonium et de neptunium inextractibles par le TBP. En fonction de la quantité résiduelle d'éléments transuraniens, l'uranium solide peut être alors stocké avec les déchets de faible activité. Il peut également être réutilisé pour fabriquer des combustibles nucléaires. Le plutonium et les autres éléments transuraniens restent avec les produits de fission et peuvent aller rejoindre les déchets de procédé ou subir une transmutation. Le procédé UREX a été étudié de façon approfondie ces dernières années, y compris lors d'essais de démonstration de plusieurs schémas de procédé dans un extracteur centrifuge de petite taille sur du combustible usé de réacteurs à eau ordinaire. Les résultats des essais de démonstration sont très prometteurs car ils concluent à la viabilité de cette technologie pour traiter le combustible nucléaire usé. À ce jour, ce procédé n'a été étudié qu'à l'échelle du laboratoire sur quelques kilogrammes de combustible.

- Procédés de co-extraction, COEX™ ou NUEX

On appelle procédé de co-extraction, procédé COEX™ ou procédé NUEX, la deuxième variante de la technologie PUREX. Il s'agit dans ce cas d'extraire simultanément l'uranium et le plutonium du combustible nucléaire usé dissous dans une solution à 30 % de TBP avec un diluant à base d'hydrocarbure. Au cours de ce procédé, il est possible d'ajuster la valence du neptunium de (V) à (IV), voire (VI) avec un agent réducteur ou oxydant. De même, la proportion d'uranium et de neptunium peut être ajustée, et le produit converti en oxydes utilisables dans le combustible MOX. Au cours du procédé de co-extraction, le plutonium et le neptunium sont extraits du solvant dans de l'acide nitrique dilué, contenant de l'acide acéto-hydroxamique et de l'uranium. Après desextraction du Pu/Np/U, le reste de l'uranium et du technétium sont desextraits dans de l'acide nitrique à 0,01 M. Le technétium est éliminé de l'uranium produit dans une colonne échangeuse d'ions.

Ces procédés exigent également une concentration assez forte d'acide nitrique dans le flux entrant (~ 3M) pour améliorer l'efficacité de la dissolution du combustible usé et la stabilité de la solution du dissolvant. Ils ont chacun des caractéristiques particulières, et l'on en a fait la démonstration lors d'essais d'extraction à petite échelle effectués sur du combustible nucléaire usé.

Autres procédés de récupération de l'uranium

Il existe quelques autres procédés à l'étude qui pourraient être utilisés à la place du procédé PUREX pour récupérer de l'uranium. Le premier d'entre eux est très proche de PUREX mais il utilise, à la place du phosphate tributylrique, un malonamide comme extractant. Les performances d'extraction des malonamides sont analogues à celles du phosphate tributylrique mais elles présentent l'avantage que le solvant ne contient pas de phosphore qui complique l'élimination du solvant. Les recherches sur ce nouvel extractant ont été principalement effectuées en France.

Une autre méthode possible pour récupérer l'uranium est la cristallisation. Les recherches dans ce domaine ont été menées aux États-Unis et en Fédération de Russie, bien qu'actuellement le programme le plus important ait été entrepris au Japon (recherches sur le procédé NEXT qui recouvre la cristallisation et la co-extraction de l'U, du Pu et du Np). En faisant varier la concentration de l'uranium et la température, on peut effectivement récupérer 70 % de l'uranium séparé du combustible nucléaire dissout. L'U, le Pu et le Np sont co-extraits de la solution résultante après l'étape de cristallisation. Des démonstrations à l'échelle du pilote sont en cours, mais la technologie doit encore être démontrée à l'échelle de la production réelle.

Procédés de séparation des actinides mineurs

La séparation des actinides transplutoniens des lanthanides et des produits de fission résiduels avant leur éventuelle transmutation dans des réacteurs à spectre rapide est au centre de plusieurs stratégies nationales du combustible nucléaire usé envisageables aux environs de 2050. La quasi-totalité des pays nucléaires développés ont donc effectué sur ce sujet de nombreuses recherches au cours des dix dernières années.

Deux procédés ont été largement développés et testés, le procédé TRUEX et le procédé DIAMEX qui permettent de séparer ensemble les actinides et les lanthanides. Ces deux procédés produiront une fraction relativement pure de TRU/lanthanides, et le raffinat contiendra des métaux de transition et des métaux nobles. La principale différence entre les procédés tient à la composition des extractants, les extractants à base de diamide ne contenant que des atomes de carbone, d'hydrogène, d'oxygène et d'azote de façon à faciliter l'incinération du solvant après usage et l'extractant du procédé TRUEX contenant du phosphore. Un autre extractant dont l'efficacité de séparation est très élevée pour les transuraniens et les lanthanides est le N,N,N',N'-tetraoctyldiglycolamide ou TODGA mis au point par JAERI. Cet extractant a été élaboré assez récemment, mais plusieurs laboratoires de recherche dans le monde l'étudient.

Le procédé TRUEX utilise un solvant composé d'oxyde d'octyl-(phényl)-N,N-diisobutyl-carbamoyl-méthyl-phosphine (CMPO) ainsi qu'un phosphate de tri-*n*-butyle dilué dans un hydrocarbure paraffinique. Le procédé TRUEX est d'une grande efficacité pour extraire des métaux tri-, quadri- et hexavalents de solutions d'acide nitrique. On peut y ajouter des complexants, comme l'acide oxalique, pour extraire moins de métaux de transition, comme le zirconium et le molybdène.

À l'origine, le procédé DIAMEX utilisait comme extractants dans un diluant à base d'hydrocarbure, du diméthyl-dibutyl-tétradécyl-malonamide (DMDBDMA). Un nouvel extractant a été récemment mis au point, le diméthyl-dioctyl-hexyléthoxy-malonamide (DMDOHEMA) qui possède de meilleures qualités d'extractant que le DMDBDMA. Ce nouvel extractant a été testé sur un schéma de principe de séparation à contre-courant avec des raffinats de haute activité, hautement concentrés, du procédé PUREX.

Une fois la fraction TRU/Ln séparée, on aura besoin d'un procédé après TRUEX ou DIAMEX pour séparer les actinides trivalents des lanthanides. La mise au point des techniques de séparation des actinides et des lanthanides est actuellement moins avancée que celle des autres technologies décrites ci-dessus.

Il est difficile de séparer les actinides et les lanthanides trivalents à cause des similitudes qui existent entre les propriétés chimiques de ces éléments. Divers procédés d'extraction par solvant ont été étudiés, en particulier l'extraction des lanthanides des actinides trivalents par le procédé TALSPEAK ; la co-extraction des actinides et des lanthanides trivalents avec des extraction sélective des actinides des lanthanides en inversant le procédé TALSPEAK ; l'application du procédé DIDPA (acide di-isodécylphosphorique) ; le procédé SETFICS ; le procédé PALADIN ; les procédés d'extraction sélective des actinides (SANEX) à l'aide du Cyanex 301 ; les procédés SANEX-III et SANEX-IV ainsi que les procédés qui ont recours aux bis-1,2,4-tri-azinyl-pyridines (SANEX-BTP). Des recherches supplémentaires sont menées sur le procédé GANEX (extraction groupée des actinides) qui s'apparente à la démarche combinée DIAMEX-SANEX tout en s'efforçant de fusionner ces deux approches en un seul procédé.

Séparation des produits de fission

Les produits de fission à vie courte sont les principaux responsables de la production de chaleur les 100 premières années après le déchargement du combustible usé du réacteur. Les isotopes qui produisent le plus de chaleur au cours de cette période sont le césium et le strontium. Plusieurs technologies ont été mises au point pour séparer le césium seul ou le césium et le strontium ensemble. La France a développé des méthodes d'extraction du césium à l'aide de calixarènes. Les calixarènes sont des molécules qui peuvent être modifiées pour avoir une affinité pour le césium supérieure à d'autres éléments alcalins ou terres alcalines. Les États-Unis ont mis au point un procédé analogue pour extraire, à l'aide de calixarènes, le césium des déchets de haute activité alcalins se trouvant dans des fûts sur le site de Savannah River. La possibilité d'extraire simultanément le strontium et le césium a été démontrée par deux procédés différents. Le premier, qui utilise comme extractants du dicarbollide de cobalt et du polyéthylène glycol, a été mis au point par des scientifiques tchèques et russes puis adapté à une utilisation éventuelle aux États-Unis. Le deuxième procédé (dénommé extraction des produits de fission) associe un solvant contenant un calixarène comme extractant du césium et un éther couronne comme extractant du strontium.

Traitement pyrochimique

Les procédés pyrochimiques sont une autre méthode de séparation permettant de récupérer l'uranium et, si on le souhaite, des éléments transuraniens. Elle recouvre plusieurs méthodes de séparation à sec, tout d'abord des séparations électrochimiques dans des sels fondus de chlorure ou de fluorure, l'extraction du sel fondu/métal liquide et la volatilisation des fluorures.

Les procédés pyrochimiques ont été initialement mis au point pour traiter le combustible métallique des réacteurs rapides. Après cisailage, le combustible subit une dissolution anodique dans un bain de sel fondu, par exemple un alliage eutectique de chlorure de lithium et de chlorure de sodium. Une fois dissous, l'uranium se dépose à la cathode sous forme de métal. Les éléments transuraniens (et un peu d'uranium) peuvent être récupérés sur une cathode liquide métallique telle que du cadmium. Le potentiel électrique appliqué à l'anode et à la cathode détermine les métaux qui seront récupérés sur la cathode. Les métaux ainsi produits comme des dendrites d'uranium, sont extraits du sel fondu et traités de façon à séparer l'uranium du sel plaqué sur le métal. Pour ce faire, on effectue normalement une distillation sous vide à environ 1 200 °C afin de volatiliser les sels. Les sels sont récupérés puis renvoyés dans l'électrolyseur. L'uranium métal peut alors être fondu en aiguilles ou lingots en vue d'un éventuel recyclage dans du combustible de réacteur rapide.

Les traitements pyrochimiques produisent deux flux de déchets de haute activité, un flux de déchets métalliques contenant des métaux non dissous (les coques des éléments combustibles, par exemple), et un flux de déchets céramiques employés pour immobiliser le sel usé de l'électrolyseur. Des progrès ont été récemment accomplis sur des méthodes

de réduction des combustibles de l'état d'oxyde à l'état de métal comme étape supplémentaire afin de préparer les combustibles oxydes avant le traitement pyrochimique. De nombreux pays, dont la République de Corée du Sud, les États-Unis, la Fédération de Russie, l'Inde et le Japon ont entrepris des recherches sur les procédés électrochimiques de traitement.

La méthode d'extraction par sels fondus/métal liquide était à l'origine proposée pour séparer l'uranium et le thorium des produits de fission lors du retraitement en ligne du combustible liquide des réacteurs à sels fondus. Cette méthode est également jugée prometteuse pour la séparation des actinides des produits de fission dans le cycle du combustible uranium-plutonium. Elle est fondée sur des séries d'extractions réductrices à contre-courant des composants dissous du combustible dans un sel fondu sous forme de métal liquide (en général, du bismuth, du cadmium ou de l'aluminium). L'agent réducteur type est le lithium que l'on ajoute progressivement au métal liquide. La séparation des différents composants ou groupes d'éléments chimiques du sel dépend des coefficients de distribution. Cette technologie a été initialement mise au point aux États-Unis, mais c'est aujourd'hui la France qui mène principalement les recherches.

La volatilisation des fluorures est à l'heure actuelle le seul procédé pyrochimique étudié qui ne fasse pas appel à des sels fondus. Le procédé repose sur la propriété particulière de l'uranium, du neptunium et du plutonium de donner des hexafluorures volatils tandis que la plupart des produits de fission (en particulier les lanthanides et les transplutoniens, l'Am et le Cm) présents dans le combustible irradié forment des trifluorures volatils. Il s'agit donc de procéder à une fluoration directe du combustible nucléaire usé en poudre avec du fluor pur à l'état gazeux dans un réacteur à flammes où les fluorures volatils (principalement de l' UF_6) sont séparés des fluorures non volatils. Pour séparer ensuite le plutonium des fluorures volatils, on procède à une décomposition thermique du PuF_6 en PuF_4 . L'élimination du neptunium et d'autres impuretés volatiles que contient l'uranium s'effectue alors par condensation/évaporation, sorption et finalement distillation de l'hexafluorure d'uranium. Cette méthode devrait être principalement adaptée au retraitement des combustibles oxydes avancés avec matrices inertes, des combustibles carbures et des combustibles oxydes de réacteurs rapides à très haut taux de combustion après une courte durée de refroidissement. Cette méthode a été à l'origine étudiée aux États-Unis, en France, en Tchécoslovaquie et en Union soviétique. Aujourd'hui c'est principalement la République tchèque qui avance dans ce domaine. Les Japonais poursuivent également quelques recherches (méthode Fluorex).

3.3.4. Transmutation

Transmutation dans des réacteurs – physique des réacteurs

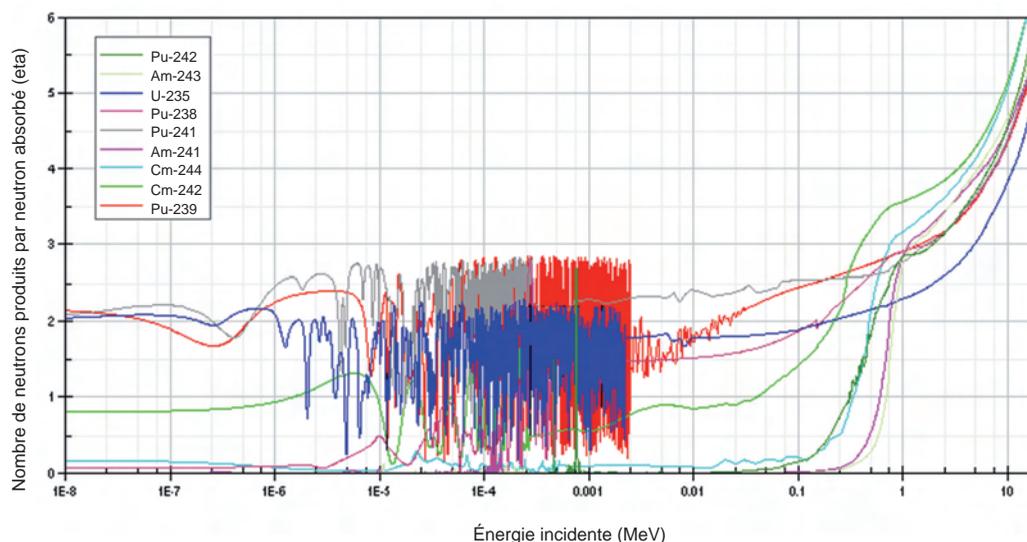
Le potentiel de transmutation de chaque isotope d'élément transurannique dépend de sa section efficace neutronique spécifique dans un spectre particulier de neutrons. Dans l'idéal, pour qu'un isotope « A » (A étant le numéro atomique de l'isotope en question) puisse être transmuté efficacement, il faut que les conditions suivantes soient remplies :

1. Il faut favoriser la fission de « A » plutôt que les réactions (n,γ) et (n,xn) .
2. Les réactions qui donnent naissance à « A +1 » et « A +2 » doivent être limitées le plus possible (les propriétés radioactives des isotopes ainsi formés doivent être étudiées avec soin).
3. Dans la mesure du possible, les isotopes qui sont soumis à cette fission totale doivent être des « producteurs de neutrons » plutôt que des « consommateurs de neutrons », de sorte que l'on puisse créer un équilibre neutronique viable dans le cœur.

Un indicateur simple de l'influence du spectre d'énergie des neutrons est le rapport $\alpha = \text{capture}/\text{fission}$. Pour la plupart des transuranniens, les valeurs du rapport qui sont les

plus intéressantes (c'est-à-dire basses) sont obtenues dans un spectre de neutrons rapides. Dans un spectre de neutrons thermiques, au contraire, les actinides mineurs sont des « poisons neutroniques » dont les rapports α sont élevés, ce qui revient à dire que les réactions de capture sont plus nombreuses que les fissions. On en trouve l'illustration sur la figure 3.5, où le facteur η^{15} – c'est-à-dire le nombre de neutrons produits par le nombre de neutrons absorbés – est porté en fonction de l'énergie du neutron incident.

Figure 3.5 : Nombre de neutrons produits par nombre de neutron absorbé $\eta=v/(1+\alpha)$, dans le cas du ^{235}U et d'un choix d'isotopes de plutonium et d'actinides mineurs



Source : D'après JEFF 3.1.

Des facteurs η élevés réalisent la condition décrite en 3. En d'autres termes, si ces isotopes sont chargés dans un cœur thermique, il faudrait, en principe, augmenter l'enrichissement des matières fissiles pour obtenir une réaction de fission auto-entretenue. En outre, le fait que les actinides mineurs se comportent comme des poisons neutroniques dans des spectres thermiques suppose également que s'accumulent d'autres isotopes de nombre de masse supérieur. Dans un spectre de neutrons rapides, comme les isotopes de transuraniens sont moins susceptibles d'absorber des neutrons lors des captures stériles, l'accumulation d'isotopes de nombre de masse supérieur sera moins prononcée.

Il n'est pas souhaitable d'obtenir de grandes quantités d'isotopes de transuraniens de nombre de masse supérieur (en particulier les isotopes à vie courte que sont l'américium et le curium) car la chaleur de décroissance du combustible utilisé et des combustibles à transmuter auxquels sont incorporés les transuraniens augmente, ce qui présente des problèmes lors de leur traitement et de leur fabrication.

Les inconvénients décrits dans l'analyse précédente et fondés sur des arguments physiques ont été confirmés par des études détaillées. Certaines de ces études qui se poursuivent encore ont pour objectif d'identifier des stratégies optimales de transmutation des transuraniens à des réacteurs à spectres de neutrons thermiques. Toutefois, la plupart des recherches de pointe tant théoriques qu'expérimentales portent sur la transmutation des

15. η représente le nombre de neutrons de fission produits par neutron thermique absorbé par l'isotope : $\eta=v/(1+\alpha)$, v est le nombre moyen de neutrons produits par fission de l'isotope donné.

transuraniens dans des réacteurs à spectres de neutrons rapides. Salvatores (2009) a effectué une analyse complète de la physique de la transmutation.

Programmes de réacteurs rapides

Tous les programmes de recherche liés au cycle du combustible avancé prévoyant la transmutation portent sur des systèmes à spectres rapides, principalement des réacteurs rapides, bien que l'on continue d'étudier certains systèmes hybrides particuliers.

Parce qu'ils sont plus adaptés au multirecyclage des matières fissiles et fertiles (comme nous l'avons vu au chapitre 2), leur déploiement futur offre la perspective de fermer le cycle du combustible, une solution qui permettrait d'améliorer sensiblement l'efficacité de l'exploitation des ressources en uranium.

Ce potentiel ainsi que les possibilités de surgénération et les bons rendements thermiques des réacteurs à spectres rapides ont incité à les développer dès les premiers jours du nucléaire. Plusieurs réacteurs de recherche à spectres rapides, fonctionnant principalement avec un caloporteur sodium, ont été construits dans les années 1950 et 1960 aux États-Unis, au Royaume-Uni, en Union soviétique et en France. Les plus puissants réacteurs au sodium ont été mis au point dans les années 1970 (par exemple le BN-600 – de 600 MWe, en Union soviétique, et Superphénix, de 1 200 MWe, en France). Toutefois, des difficultés techniques et des problèmes de matériaux rencontrés lors de leur développement, mais surtout l'abondance de l'uranium, rassurante quant à la disponibilité des ressources, ont ralenti ces travaux de conception.

Aujourd'hui, des programmes internationaux tels que l'INPRO et le Forum international Génération IV mettent de nouveau l'accent sur les réacteurs à neutrons rapides, tandis que la R-D se poursuit également au niveau national dans certains pays tels que la Chine, la Fédération de Russie, la France, l'Inde, le Japon mais aussi dans le cadre d'accords multilatéraux. En Fédération de Russie, on travaille actuellement à la conception de puissants réacteurs refroidis au sodium (de 1 200 et 1 800 MWe) tandis que la construction du BN-800, réacteur à neutrons rapides de 800 MWe, a bien avancé à Beloyarsk (elle devrait s'achever d'ici 2014). La Chine a commandé deux réacteurs de cette conception. En collaboration avec la Fédération de Russie, ce pays a récemment construit un petit réacteur de recherche refroidi avec du sodium (*China experimental fast reactor* – CEFR, 20 MWe).

La France met actuellement au point, avec des soutiens publics, un réacteur avancé au sodium en vue d'une démonstration industrielle (ASTRID), qui est un prototype de réacteur rapide de 250 à 600 MWe. Elle travaille également, dans le cadre d'un projet européen, à la conception d'un deuxième réacteur rapide, ALLEGRO, un réacteur rapide à caloporteur gaz.

L'Inde construit un prototype de réacteur rapide de 500 MWe à Kalpakkam (PFPP). Ce réacteur, qui fonctionne avec de l'oxyde d'uranium et de plutonium, possède une couverture fertile en thorium et devrait être mis en service d'ici 2012.

Au Japon, JAEA travaille sur la conception d'un réacteur de démonstration qui devrait prendre la suite du prototype de réacteur rapide de Monju, d'une puissance de 280 MWe qui, après un arrêt prolongé consécutif à une fuite de sodium, a redémarré au mois de mai 2010.

Dans certains cas (et notamment aux États-Unis et en Fédération de Russie), l'intérêt manifesté pour les réacteurs rapides est lié au développement de réacteurs de petite et moyenne puissance.

Systèmes hybrides

Les recherches sur les systèmes hybrides ont été entreprises dans certains pays, essentiellement comme moyen d'incinérer des actinides mineurs. Un système hybride

est constitué d'un cœur sous critique qui est maintenu en régime permanent en fonctionnement à puissance élevée au moyen d'une source de neutrons de spallation provenant d'un accélérateur de protons. La spallation est le phénomène physique par lequel un noyau lourd qui entre en collision avec une particule de haute énergie émet un certain nombre de nucléons. L'accélérateur qui peut être un cyclotron, ou un accélérateur linéaire, fournit un flux de protons important à des énergies situées entre 600 MeV et 1 GeV qui viennent frapper une cible de spallation en matériau lourd. Sous l'effet de cette collision, la cible émet 15 à 20 neutrons par proton incident (en fonction de l'énergie initiale du proton). Les neutrons produits par spallation déclenchent des réactions de fission et se multiplient conformément au facteur de multiplication effectif du cœur k_{eff} lorsqu'ils pénètrent dans le cœur sous critique (que l'on appelle souvent la couverture). Le facteur de multiplication effectif est donné par la formule $1/(1-k_{\text{eff}})$. Comme k_{eff} varie normalement entre 0,95 et 0,98, la source externe de neutrons peut être multipliée par un facteur de 20 à 50. Le cœur étant sous-critique et la criticité maintenue par l'accélérateur, le réacteur cesse de fonctionner dès que le flux de l'accélérateur s'interrompt. Grâce à cette propriété, les problèmes de sûreté liés à la criticité¹⁶ sont moindres et, en principe, ces systèmes n'exigent donc pas de mécanismes d'arrêt (barres de commande par exemple).

Les systèmes hybrides produisent de l'énergie par fission du plutonium, du thorium et de l'uranium, bien qu'ils ne soient pas destinés à concurrencer les autres modes de production industrielle. Ils pourraient être adoptés comme incinérateurs dédiés d'actinides mineurs car ils sont jugés particulièrement adaptés à la transmutation. L'intérêt qu'on leur accorde tient à leur capacité de produire des neutrons ayant un large spectre d'énergie suivant l'énergie des protons émis par l'accélérateur. Il est ainsi possible d'obtenir des sections efficaces de fission hors de portée dans des spectres thermiques et qui permettent d'incinérer des isotopes plus légers (y compris des produits de fission à vie longue). Ils ont également le mérite, par rapport à des réacteurs critiques, d'être moins limités par les effets de contre-réaction de réactivité, ce qui permet de charger davantage le cœur d'actinides mineurs. Après un certain temps, les noyaux qui ont subi une transmutation doivent être éliminés du cœur afin d'éviter une activation indésirable. Les produits de fission et les actinides à vie longue qui restent dans les cibles peuvent alors être utilisés dans la couverture, tandis que les produits de fission à vie courte, les isotopes stables et les poisons de fission sont séparés et traités en vue de leur entreposage (AIEA, 2009a).

Certains pays envisagent de recourir à des systèmes hybrides dans des cycles du combustible à plusieurs strates, associés à des réacteurs thermiques et des réacteurs rapides. Les systèmes hybrides serviraient à incinérer les actinides mineurs produits lors du recyclage du combustible des réacteurs thermiques et rapides et ainsi à réduire la radiotoxicité et la charge thermique des déchets destinés à un stockage en formation géologique.

Le gros des recherches sur les systèmes hybrides a été effectué dans les années 1990. Certains pays comme la Belgique, les États-Unis, la Fédération de Russie ainsi que la Chine, l'Inde, le Japon et la République de Corée poursuivent néanmoins certains travaux. Ces systèmes en sont actuellement au stade de l'avant-projet sommaire. La route sera encore longue avant de pouvoir passer au stade de l'avant-projet détaillé et démontrer les performances de ces systèmes. En tout état de cause, leur déploiement à l'échelle industrielle n'est pas envisagé avant 2050.

Parmi les projets de recherche européens entrepris pour démontrer les performances des systèmes hybrides à l'échelle du prototype, on retiendra les projets MYRRHA et

16. D'autres aspects importants de la sûreté comme la nécessité de refroidir après l'irradiation ou la contre-réaction de réactivité négative restent cruciaux dans les systèmes hybrides comme dans tous les systèmes critiques.

VENUS-F. Le projet MYRRHA (Aït Abderrahim, 2008) est conçu comme une installation d'irradiation à spectre rapide d'une grande souplesse, capable de fonctionner comme un système sous-critique (pilote par un accélérateur) mais aussi comme un réacteur critique lorsqu'il s'agit de mettre au point des matériaux et des combustibles pour des réacteurs de quatrième génération ou des réacteurs de fusion. En mars 2010, le gouvernement belge a manifesté son soutien au projet MYRRHA et promis de lui affecter une somme de 400 M EUR. Le projet GUINEVERE (*Generator of Uninterrupted Intense NEutrons at the lead VENus REactor*) (Baeten, 2008) est une installation expérimentale à puissance nulle qui doit permettre d'étudier la surveillance et la mesure absolue en ligne de la réactivité des systèmes hybrides, deux problèmes essentiels pour la sûreté des systèmes hybrides. L'installation VENUS-F a atteint la criticité pour la première fois en mars 2011. Son autorisation pour un fonctionnement sous-critique est en cours d'instruction.

3.3.5. Gestion des déchets

Les cycles du combustible avancés en sont encore aux premiers stades de leur développement, et de nombreuses questions restent en suspens, concernant les stratégies de gestion des déchets produits notamment. Dans tous les scénarios prévoyant un retraitement avancé (procédé PUREX poussé, retraitement pyrochimique, etc.) ainsi que la séparation et la transmutation dans des réacteurs rapides et/ou des systèmes hybrides, plusieurs flux de déchets sont produits :

- Les déchets de haute activité (HA) sortant des usines de retraitement et contenant des produits de fission, des impuretés du combustible et leurs produits d'activation ainsi que les pertes d'U, de Pu et d'actinides mineurs pendant le retraitement.
- Les déchets de faible et moyenne activité à vie courte produits pendant les opérations de retraitement.
- De nouveaux flux de déchets, résultant des cibles de spallation et des matrices de combustible des systèmes hybrides.

Les opérations de démantèlement des installations de séparation et de transmutation pourraient produire de grandes quantités de déchets de faible et moyenne activité à vie courte. S'il existe, en amont du système, des réacteurs de troisième génération, alors il faudra également inclure dans le tableau général, les déchets, mieux connus, du retraitement de leur combustible.

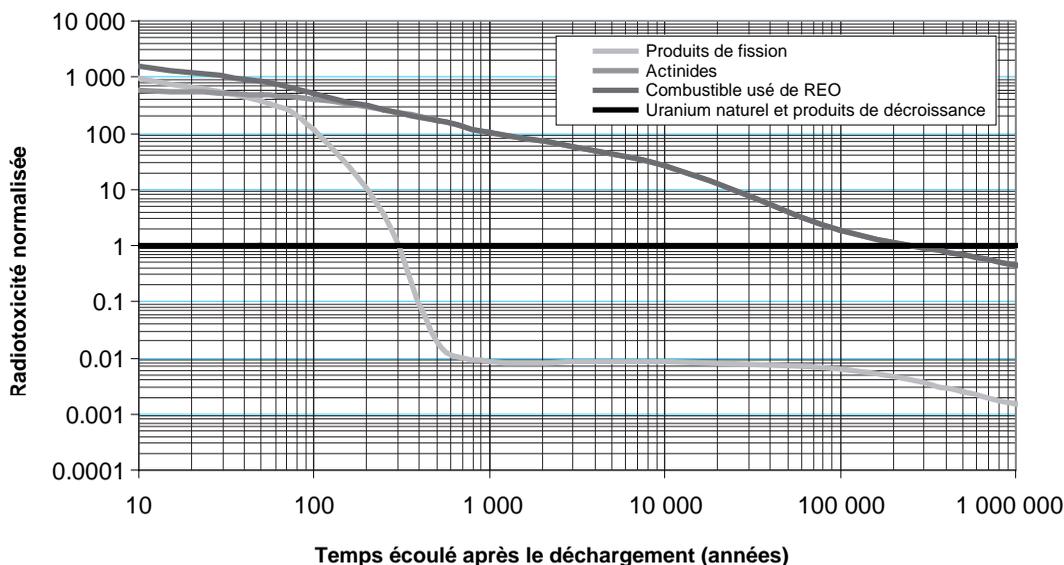
Parce qu'elles réduisent la masse des déchets transuraniens, les techniques de séparation et de transmutation sont généralement jugées redorer l'image que se fait le public de notre capacité de gérer efficacement les déchets radioactifs (AEN, 2011a), mais cela ne dispense pas de poursuivre les études pour mieux comprendre et caractériser les différents flux de déchets correspondants. Plusieurs études récentes de procédés de séparation et de parcs de réacteurs dans différentes configurations sont consacrées à ce sujet. L'AEN (AEN, 2006a et 2010a), l'Union européenne (RED-IMPACT, 2008 et PATEROS, 2008), JAEA (Nishihara, 2008 et Oigawa, 2008), l'ANL (Wigeland, 2006 et 2007) et l'AIEA (AIEA, 2010a) y ont consacré des évaluations internationales.

Un Groupe d'experts sur « les avantages et les impacts possibles des cycles du combustible intégrant la séparation et la transmutation »¹⁷ a été créé afin de comparer les résultats des différentes études (AEN, 2011a). Son rapport final est encore à l'état d'ébauche. Les membres de ce groupe s'accordent pour dire que, quel que soit le scénario de cycle du combustible avancé considéré, on aura besoin d'un centre de stockage géologique pour les déchets de haute activité qui restent et, très probablement, certains déchets de moyenne activité à vie longue. Comme le montre la figure 3.6, la radiotoxicité

17. Groupe créé au sein du Groupe de travail sur les aspects scientifiques du cycle du combustible (WPFC) du Comité des sciences nucléaires.

du combustible usé est, pour l'essentiel, imputable à long terme aux actinides dont on pourra, par conséquent, réduire fortement la quantité à l'aide de la séparation. L'élimination des actinides permettrait d'atteindre, en moins de 1 000 ans, le niveau de radiotoxicité auquel parviendraient les déchets de haute activité au bout de 10^5 années environ s'ils étaient directement stockés.

Figure 3.6 : Radiotoxicité de 51 GWj/MtML de combustible UOX usé ventilée par catégorie de produit, en fonction du temps écoulé après le déchargement



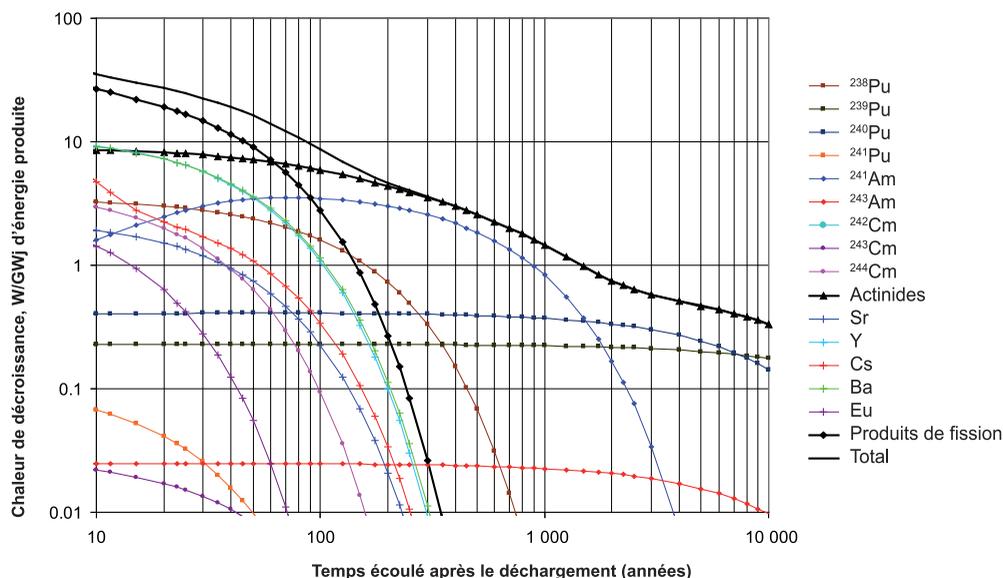
Toutefois, parvenir à cette réduction à l'échelle industrielle paraît aujourd'hui constituer un défi considérable. Il faudrait, en effet, pour cela que tous les actinides mineurs puissent être éliminés des déchets ultimes et recyclés. Les résultats réels que l'on obtient sont très sensibles aux facteurs de séparation effectifs lors du retraitement du combustible, et il n'est pas réaliste de vouloir incinérer la totalité des actinides mineurs séparés au cours de la transmutation. Il reste donc un important inventaire d'actinides mineurs séparés dans le cycle du combustible ou dans le cœur. La radiotoxicité du cœur (qui constitue lui-même un déchet à la fin de la durée de vie du système) par exemple, serait dominée par les actinides séparés (et notamment le plutonium) accumulés au fil des ans (David, 2011).

L'impact final sur le comportement d'un stockage de la baisse de la radiotoxicité des déchets de haute activité varie en fonction des environnements, de la démarche et des hypothèses adoptées au cours de l'analyse de l'évolution du stockage (AEN, 2011a). Il est généralement admis que des inventaires d'actinides moins importants permettraient de réduire fortement les conséquences d'accidents peu probables (à savoir, une plus grande mobilité des actinides dans certaines situations géochimiques ; l'impact radiologique d'une intrusion humaine) et pourraient également atténuer les répercussions des incertitudes relatives aux performances du stockage. Comme la séparation et la transmutation des actinides réduisent le danger (la radiotoxicité) des matières que l'on met en dépôt, elles ont également pour effet de limiter les conséquences de scénarios fortement perturbateurs susceptibles de mettre l'homme en contact direct avec les déchets stockés (AEN, 2011a). Par contre, l'adoption de stratégies de séparation et de transmutation ne présenterait pas d'avantage important si l'on considère les doses auxquelles serait exposée la biosphère dans les scénarios d'évolution normale des stockages géologiques.

En effet, dans ce cas, les produits de fission et d'activation à vie longue prédominent dans la dose totale¹⁸.

La séparation et la transmutation présentent un autre avantage pour la gestion des déchets de haute activité : la production de chaleur est nettement moindre que celle du combustible utilisé dans un cycle ouvert. La figure 3.7 représente la contribution en fonction du temps de la chaleur de décroissance de différents radionucléides contenus dans le combustible nucléaire utilisé de REO pour un taux de combustion de décharge de 51 GWj/MtMLi (AEN, 2011a). Cette plus faible production de chaleur devrait permettre de réduire substantiellement la longueur totale des galeries de stockage nécessaires. Si l'on envisage, par exemple, de stocker des déchets de haute activité dans des formations argileuses, la longueur de galeries dont on aura besoin pourrait diminuer d'un facteur 3.5 en adoptant un cycle entièrement fermé par rapport au cycle de référence ouvert avec REP et d'un facteur 9 avec un cycle comportant la séparation du césium et du strontium (AEN, 2006a).

Figure 3.7 : Éléments contribuant à la chaleur de croissance d'un combustible nucléaire utilisé ayant atteint un taux de combustion de décharge de 51 GWj/MtMLi



En revanche, les niveaux de rayonnements émis par les colis de déchets de haute activité après une durée de refroidissement standard (50 ans) exigeront toujours de prévoir des blindages épais lors des manutentions.

S'agissant de la gestion des produits de fission, des études et recherches ont été menées sur les possibilités et avantages de la séparation des principaux produits de fission, c'est-à-dire soit ceux qui sont exothermiques (Sr et Cs) ou ceux (I, Tc) qui sont à vie longue et très mobiles dans les milieux géologiques. En séparant les produits de

18. Dans diverses conditions géologiques de stockage (hydrologie réductrice), de nombreux ions d'actinides restent très peu mobiles. Les produits de fission et d'activation mobiles sont responsables de l'essentiel des débits de dose totaux dans le scénario de référence et les scénarios d'évolution altérée adoptés comme hypothèses dans l'étude des performances de ces stockages. La contribution des actinides à cette dose, par contre, est inférieure de quelques ordres de grandeur. C'est pourquoi dans ces cas, réduire dans de fortes proportions l'inventaire des actinides mineurs aurait un effet négligeable sur la dose à la biosphère (AEN, 2011a).

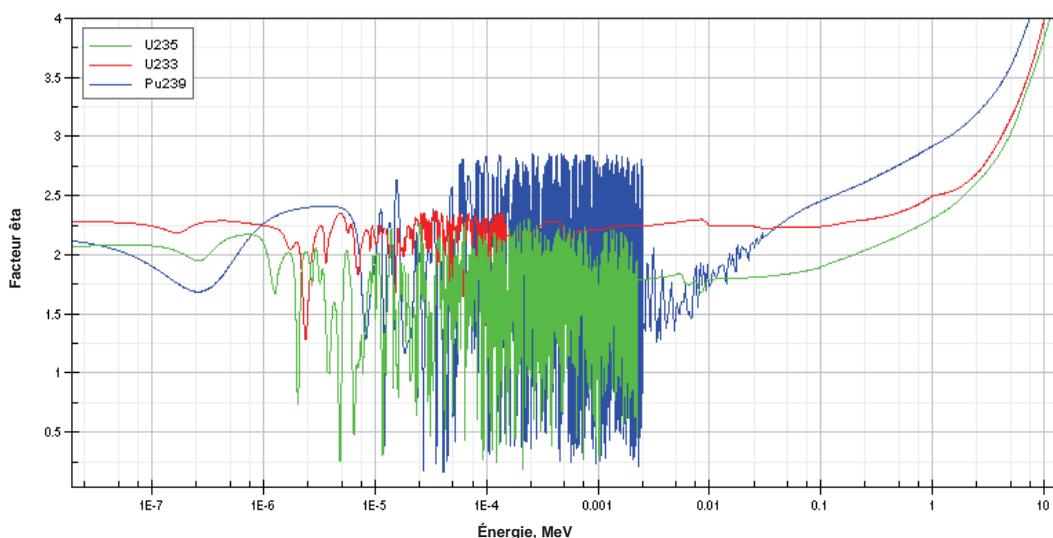
fission exothermiques, il serait possible d'abaisser considérablement la charge thermique et donc de réduire substantiellement les volumes de DHA vitrifiés (de 25 à 40 %) (AEN, 2010a). Cette solution permettrait de réduire encore (d'un facteur 9, comme nous l'avons vu plus haut) la capacité de stockage indispensable et profiterait à la durabilité de l'énergie nucléaire. Si l'on a déjà accompli de grands progrès dans ce domaine au cours de la décennie qui vient de passer, la nécessité de séparer le césium et le strontium paraît moins évidente. Le coût du traitement supplémentaire, avec l'entreposage et le stockage, devrait, selon toute probabilité, dépasser le coût correspondant à l'inclusion de ces produits de fission dans la fraction des déchets de haute activité et à l'entreposage de ces déchets pendant 50 à 100 ans, le temps qu'ils refroidissent (à supposer que la gestion de la chaleur pose un problème dans le système de stockage géologique).

L'élimination des produits de fission à vie longue (I, Tc) pour les placer ensuite dans des matrices de déchets spécialement adaptées pourrait avoir un impact spectaculaire sur les prévisions de doses imputables au stockage mais ces dernières sont déjà faibles.

Si l'on veut parvenir aux objectifs d'optimisation que promet la fermeture du cycle du combustible grâce aux technologies de séparation et de transmutation, il faudra entreprendre des études et recherches déterminantes pour résoudre les problèmes et lever les incertitudes, en particulier :

- L'introduction de quantités importantes d'actinides mineurs dans des combustibles (transmutation en mode homogène) et des cibles spécifiques (transmutation en mode hétérogène) nécessitera de manipuler des matériaux à des niveaux d'activité très élevés, avec par conséquent de nouvelles techniques de manipulation, et aussi d'adopter des mesures de protection radiologique renforcées. Cela vaut également pour les colis des déchets de haute activité dans la plupart des scénarios avancés.
- Les volumes de déchets de faible et moyenne activité que produisent le retraitement poussé, les cibles des systèmes hybrides et le démantèlement des usines de séparation et de transmutation ne sont pas bien connus même si des premières estimations montrent qu'ils pourraient largement dépasser ceux que l'on attribue à un cycle ouvert équivalent. Il faudra donc poursuivre les études puisque ces déchets peuvent avoir d'importantes répercussions sur les stockages en formation géologique où ils seront placés et pourraient d'ailleurs contrebalancer les avantages potentiels de la séparation et de la transmutation. On aura probablement besoin également de nouveaux matériaux comme des aciers à basse activation respectant des spécifications plus sévères concernant la teneur en impuretés.
- La transmutation éventuelle des produits de fission et, en particulier, des produits de fission à vie longue, reste une question en suspens. Il serait bon d'établir une feuille de route afin d'explorer les méthodes envisageables pour gérer les produits de fission. L'élimination ou la destruction de certains de ces nucléides pourrait avoir des répercussions importantes sur la conception et le fonctionnement des installations de stockage en formation géologique (capacité, configuration, charge thermique, comportement à long terme, etc.).

Les considérations ci-dessus concernent principalement les conséquences des cycles du combustible avancés et des systèmes de séparation et de transmutation sur le stockage des déchets résultants. Il conviendra également de prendre en compte un facteur important, à savoir la durée de transition très longue (plusieurs dizaines d'années) exigée pour atteindre l'état d'équilibre de scénarios avancés. Réduire les inventaires de déchets le plus possible exigera de s'intéresser de nouveau aux installations d'entreposage car il faudra prolonger la durée d'entreposage si l'on cherche à diminuer au maximum les stocks ou à optimiser l'exploitation des capacités de stockage.

Figure 3.9 : Facteur η pour le ^{233}U , le ^{235}U et le ^{239}Pu 

Source : D'après JEFF 3.1.

Le cycle au thorium est censé présenter l'avantage de produire de très faibles quantités de transuraniens, et en particulier de plutonium. Cette propriété signifie une plus grande résistance à la prolifération ainsi qu'une radiotoxicité moindre à long terme après décroissance des produits de fission. Toutefois, cette faible production de transuraniens exige de recycler l' ^{233}U hautement enrichi, ce qui présente des risques de prolifération.

La plus grande stabilité chimique et sous irradiation du ThO_2 améliore le comportement du combustible dans le cœur ainsi que dans l'installation de stockage. Par contre, ces mêmes caractéristiques compliquent le retraitement du combustible et augmentent le coût du recyclage du ^{233}U . Les forts débits de dose de rayonnement dus au ^{233}U séparé produit par les descendants du ^{232}Th et du ^{232}U ont le même effet. Inversement, la très forte radiotoxicité de ces substances peut être considérée comme un facteur favorisant la résistance à la prolifération dans la mesure où elle constitue une autoprotection contre un détournement ou un usage malveillant des matières fissiles séparées.

On a beaucoup étudié le combustible au thorium dans un cadre international et plusieurs programmes de démonstration ont même été organisés dans le prototype de REP de Shippingport (WNA, 2011a et DOE, 1987) et les réacteurs à haute température (WNA, 2011a). Au Canada, EACL connaît depuis longtemps la capacité des réacteurs CANDU d'utiliser d'autres combustibles dont le thorium (de même que le MOX plutonium/uranium, l'URT, et l'uranium faiblement enrichi, comme nous l'avons vu à la section 3.2.1). Pour lancer un cycle du thorium dans des réacteurs CANDU, l'une des solutions consiste à ajouter la composante fissile sous forme d'uranium faiblement enrichi dans des éléments séparés composant une grappe combustible mixte à l'uranium faiblement enrichi et au thorium (Boczar, 2002).

L'Europe et les États-Unis ont manifesté récemment un regain d'intérêt pour l'emploi du thorium dans des REO. Diverses propositions sont envisagées pour étudier cette solution en effectuant des essais d'irradiation d'échantillons de combustible U/Th et Pu/Th dans des réacteurs d'essai de matériaux afin d'étudier le comportement sous irradiation de ces combustibles avant de procéder à des essais d'irradiation plus importants dans des réacteurs de puissance.

La plupart des travaux récents cependant ont été effectués en Inde, un pays qui, jusqu'à très récemment¹⁹, possédait peu de ressources en uranium, mais de très importantes ressources en thorium. L'Inde a développé son programme électronucléaire de façon indépendante des autres pays et s'est concentrée sur son autonomie énergétique fondée sur la synergie entre des réacteurs à eau lourde (y compris des réacteurs à eau lourde avancés) et des surgénérateurs rapides avec des cycles avancés exploitant l'uranium, le MOX et le thorium (Banerjee, 2009). Le pays s'est donné comme objectif énergétique majeur de son programme électronucléaire l'utilisation commerciale du thorium pour la production d'énergie à grande échelle. C'est pourquoi, des assemblages au thorium ont déjà été employés dans plusieurs réacteurs à eau lourde sous pression afin d'aplanir le flux neutronique du premier cœur au démarrage. L'Inde a également employé du thorium comme couverture dans des conceptions de réacteurs rapides.

Pour mettre en œuvre des cycles au thorium, les moyens les plus commodes consisteraient à exploiter les REO ou les réacteurs à eau lourde actuels. Les pays qui possèdent des excédents de plutonium pourront également être intéressés par la possibilité d'utiliser les combustibles au thorium comme matrices pour éliminer le plutonium.

Cette voie n'implique pas la mise en œuvre de nouveaux réacteurs, et les changements à apporter se limiteraient à l'infrastructure du cycle du combustible (bien qu'en soi, ce ne soit pas un défi négligeable).

Les efforts réussis de démonstration à grande échelle de la technologie de ces réacteurs effectués dans le passé laissent penser qu'il n'y aurait pas d'obstacle technique insurmontable à l'utilisation du combustible au thorium ni à la mise en place du cycle du combustible correspondant dans les REO existants ou évolutionnaires. Toutefois, l'infrastructure industrielle, les recherches, les travaux de conception et les démarches d'autorisation ne sont pas suffisamment au point pour que l'on puisse envisager un déploiement rapide des combustibles au thorium dans les réacteurs actuels. Le retraitement et la refabrication des combustibles UTh exigent un important travail de recherche et de développement, la mise en place de systèmes de téléfabrication du combustible ainsi que de mesures de radioprotection et de non-prolifération adaptées.

Par ailleurs, la viabilité commerciale du recours au thorium dépend bien entendu du prix de l'uranium ainsi que des coûts de fin de cycle et des coûts de recyclage. Jusqu'à présent, cette technologie ne possédait pas suffisamment d'atouts pour pénétrer facilement sur les marchés et résister à la concurrence du cycle à l'uranium/plutonium qui a déjà atteint la maturité tant technique qu'industrielle.

Les solutions possibles pour intégrer des combustibles à base de thorium dans des cycles fermés, que l'on utilise des réacteurs à eau légère ou eau lourde seuls ou en symbiose avec des réacteurs rapides, présentent davantage d'intérêt si l'on considère la façon dont les ressources sont exploitées. Le Forum international Génération IV voit dans les réacteurs à sels fondus, associés à un cycle du combustible uranium/thorium, une solution de rechange à long terme aux réacteurs à neutrons rapides fonctionnant avec de l'uranium/plutonium. Un combustible à base de thorium constitue, par ailleurs, la conception de référence du combustible d'un réacteur à eau supercritique et tubes de force dont le Canada pilote le développement. Toutefois, les applications avancées du thorium avec recyclage intégral du ²³³U ne sont envisageables qu'à long terme car il faudra auparavant effectuer d'importants travaux de recherche et de développement technique ainsi que des études de faisabilité et des études économiques pour en prouver la viabilité commerciale.

19. Le 29 juillet 2011, l'Inde aurait découvert dans un État du Sud un important gisement d'uranium à faible teneur qui compterait parmi les plus grands du monde. Voir www.reuters.com/.

3.3.7. Autres développements technologiques ayant des répercussions sur le cycle du combustible

Dans cette section, nous étudierons les technologies avancées et les autres usages possibles de technologies établies qui seraient susceptibles d'avoir des répercussions sur le cycle du combustible et principalement sur l'exploitation des ressources, qu'il s'agisse de l'uranium ou d'autres ressources.

Réacteurs de petite et moyenne puissance

La quasi-totalité des réacteurs exploités ou en construction sont des réacteurs à eau ordinaire ou à eau lourde. Ces technologies établies et les conceptions évolutionnaires auxquelles elles ont donné naissance devraient dominer la puissance nucléaire mondiale jusqu'en 2050. Comme nous l'avons vu à la section 2.7.1, quelques systèmes avancés de quatrième génération pourraient être prêts pour un déploiement industriel à partir de 2030 et être plus présents sur les marchés après 2040.

La plupart des conceptions proposées aujourd'hui sur le marché par les principaux fabricants de réacteurs sont des tranches de grande puissance, c'est-à-dire 1 000 MWe ou plus. Il est généralement admis que, dans les pays développés dotés de réseaux de distribution d'électricité compatibles avec des centrales puissantes, on peut tirer parti des économies d'échelle associées à ce type d'installations de grande puissance. Ce n'est pas le cas des nombreux pays en développement où les réseaux de distribution d'électricité ne sont pas assez développés pour accueillir des centrales puissantes et où des installations de moyenne et petite puissance sont plus adaptées. Ces réacteurs pourraient donc être déployés, seuls ou par paire, dans des régions reculées sans réseaux très développés. Ils pourraient également servir à augmenter petit à petit la puissance de sites à plusieurs tranches raccordés à des réseaux développés. Ces réacteurs ont des conceptions simplifiées et seraient principalement fabriqués en usine, avec la possibilité d'abaisser des coûts si l'on envisage une production en série. Leurs coûts en capital (par tranche et non par MWe installé) ainsi que la rapidité de leur construction par rapport à des tranches nucléaires importantes faciliteraient leur financement. Les centrales de petite et moyenne puissance nécessitent en effet un investissement initial nettement moindre, qui serait donc *a priori* plus accessible aux pays en développement.

Dans l'optique d'un déploiement à grande échelle, ces réacteurs présentent également l'avantage de la résistance à la prolifération dans la mesure où certaines conceptions peuvent fonctionner de manière autonome ou semi-autonome pendant de très longues périodes (de nombreux concepts peuvent fonctionner avec une évacuation passive de la chaleur ainsi que des systèmes de sûreté passifs). De plus, ils ne nécessiteraient pas de rechargement sur site tandis que d'autres n'auraient besoin d'être rechargés qu'après plusieurs années. Souvent, le cœur est conçu comme un module autonome qui serait livré avec sa charge de combustible et qui pourrait fonctionner sans qu'il soit nécessaire d'y accéder. Une fois le cœur épuisé (après une période de 10 à 15 ans, voire plus), le module serait récupéré par le fournisseur et remplacé par un autre.

On continue de mettre au point des conceptions de réacteurs d'une puissance allant de quelques dizaines à quelques centaines de mégawatts, souvent dans le cadre de coopérations entre l'État et l'industrie. Les recherches, qui ont progressé lentement au cours des 20 dernières années, ont produit une douzaine de nouvelles conceptions de réacteurs de petite et moyenne puissance ayant atteint des stades avancés. Des industriels nucléaires dont AREVA, Babcock & Wilcox, General Atomics, NuScale, Westinghouse et DCNS travaillent sur d'autres conceptions ou en font la promotion. Des établissements nationaux de recherche mettent au point d'autres conceptions en Argentine, en Chine, en Fédération de Russie, au Japon et en République de Corée.

La Fédération de Russie a mis en chantier deux petites tranches destinées à fournir de l'électricité et de la chaleur, qui s'inspirent des réacteurs de propulsion des brise-glace.

Ces réacteurs seront installés sur des barges afin d'être déployés sur des sites côtiers isolés dans la péninsule du Kamtchatka. D'autres conceptions sont bien avancées puisque les premières démarches en vue de leur autorisation ont été entreprises. Parmi les plus avancées, on retiendra le réacteur 4S de Toshiba au Japon, qui est une « batterie nucléaire » refroidie au sodium capable de fonctionner pendant 30 ans sans rechargement. Il a été proposé de construire la première de ces centrales afin de fournir une puissance de 10 MWe à une communauté reculée d'Alaska. Les premières démarches en vue de son autorisation ont commencé. La procédure officielle d'instruction des autorisations a commencé pour trois autres conceptions en Argentine, en Chine et en République de Corée. Plusieurs autres modèles de réacteurs ont atteint le stade des négociations préalables aux autorisations aux États-Unis et en Inde. Des réacteurs de démonstration pourraient être mis en service avant 2020 si les financements sont au rendez-vous. Toutefois, en dehors de la Fédération de Russie, aucun engagement ferme n'a été pris à ce jour.

Au-delà des avantages d'un déploiement du nucléaire dans des régions peu développées, répondant aux exigences de sûreté et de résistance à la prolifération, les réacteurs de petite et moyenne puissance permettent aux concepteurs de développer des concepts plus avancés et innovants. Bon nombre d'entre eux ne sont pas fondamentalement différents, par leur conception, des réacteurs puissants. La majorité des réacteurs avancés dont le déploiement pourrait se faire à court terme sont des réacteurs à eau sous pression. Toutefois, les réacteurs de petite et moyenne puissance sont en général de conception plus innovante, sans compter qu'ils sont adaptés aux conditions et spécifications particulières à leurs débouchés prévus. Les conceptions recouvrent une variété de technologies dont quelques variantes des six systèmes de quatrième génération sélectionnés par GIF. Plusieurs conceptions de réacteurs de petite et moyenne puissance sont des réacteurs à haute température. Ces derniers sont adaptés à la production de chaleur ou à la production mixte de chaleur et d'électricité, comme nous le verrons ultérieurement. Il existe également d'autres concepts de réacteurs avancés dont des réacteurs rapides à métal liquide tels que le HPM, un réacteur rapide à nitrure d'uranium (UN) refroidi par du plomb-bismuth (Pb-Bi) mis au point par *Hyperion Power Generation*. On peut mentionner également le réacteur de type piscine refroidi par du sodium liquide de TerraPower (*Travelling Wave Reactor* – réacteur à ondes progressives). Ces réacteurs sont en général à un stade précoce de leur développement. Certains font partie des collaborations entreprises dans le cadre de GIF.

La majorité des REO déployables à court terme reposent sur des conceptions utilisant le combustible à oxyde d'uranium traditionnel avec un enrichissement de moins de 5%. Les réacteurs de moyenne puissance devraient être très proches, par leur fonctionnement, des centrales plus puissantes actuellement privilégiées de sorte que des paramètres tels que la consommation d'uranium et les volumes de déchets produits par GWe devraient être comparables. Le taux de combustion moyen projeté se situe entre 30 et 70 GWj/t, mais plutôt aux alentours de 40 GWj/t, voire légèrement supérieur. Le combustible utilisé de ces réacteurs peut être retraité avec le procédé par voie aqueuse actuel.

D'autres conceptions, toutefois, fonctionnent avec des cermet (céramique-métal) enrichis davantage (de 15 à 20%). Certaines conceptions peuvent être associées à des cycles du combustible avancés, avec incinération des matières recyclées. D'autres concepts de réacteurs de petite et moyenne puissance avancés refroidis par des métaux peuvent aussi adopter des combustibles avancés différents, comme le nitrure d'uranium ou un combustible métallique usé U-Zr, ce qui est le cas du modèle Toshiba 4S. Le recours à du combustible MOX est envisagé pour ces réacteurs dont certaines conceptions fonctionnent en cycle fermé avec des charges d'U-TRU. Toutefois, l'adoption de cycles du combustible avancés interviendra vraisemblablement une fois que la technologie sera bien établie pour les conceptions les plus courantes. La principale innovation apportée à la conception de la plupart des réacteurs de petite et moyenne puissance est l'allongement des intervalles entre deux rechargements (de 7 à 30 ans).

En résumé, si la construction de tranches modulaires sur un même site devenait une alternative concurrentielle à la construction d'une ou deux tranches puissantes, les réacteurs de petite et moyenne puissance pourraient finalement constituer une composante importante de la puissance nucléaire installée. Ils pourraient aussi faciliter le recours au nucléaire dans des conditions géographiques inadaptées à des tranches importantes, et certaines conceptions pourraient également trouver des applications autres que la production d'électricité. Toutefois, on ignore encore si ces réacteurs de petite et moyenne puissance peuvent être commercialisés à un coût total par unité d'électricité produite susceptible de concurrencer celui de centrales plus puissantes ou d'autres modes de production d'électricité.

Observons toutefois qu'aucun réacteur de faible puissance n'a pour l'instant été autorisé à fonctionner (bien qu'un petit réacteur sur barge soit en construction en Fédération de Russie) et qu'il reste des difficultés à surmonter dans leur développement, des autorisations réglementaires à obtenir et des problèmes juridiques à étudier avant de pouvoir envisager leur déploiement, notamment depuis l'accident récent de Fukushima Daiichi. À cause des innovations qu'ils comportent, ces réacteurs de petite et moyenne puissance risquent de poser des problèmes réglementaires et de subir des retards. S'agissant de leur compétitivité économique, une étude de l'AEN qui vient d'être publiée (AEN, 2011) montre que s'ils ne semblent pas pouvoir concurrencer les réacteurs puissants actuels²⁰, ils pourraient néanmoins intéresser les investisseurs privés ou les entreprises d'électricité lorsqu'il existe certaines conditions particulières sur les marchés²¹ et concurrencer de nombreuses technologies non nucléaires là où des centrales nucléaires puissantes en seraient, pour diverses raisons, incapables (AEN, 2011).

Réacteurs thermiques à haut taux de conversion

Les réacteurs thermiques à haut taux de conversion sont capables d'améliorer la production fertile de ²³⁹Pu en modifiant le spectre de neutrons thermiques de telle manière que la densité neutronique maximale intervienne à des énergies plus élevées. Cela permet d'augmenter les captures par résonance dans le ²³⁸U par rapport à l'absorption de neutrons thermiques dans le combustible, et donc d'augmenter le taux de conversion.

Le réacteur à eau à modération réduite (RMWR) est un exemple de réacteur à haut taux de conversion qui a fait l'objet d'études approfondies (Akie *et al.*, 2001) au Japon. Il s'agissait lors de la conception de s'affranchir des limitations du recyclage partiel dans les REO en réduisant le rapport modérateur sur combustible afin de faire passer le taux de conversion à 1,0 ou plus. Les concepts de cœurs au plutonium de réacteurs à modération réduite ont été mis au point tant pour des REP que pour des REB. L'espacement entre les crayons combustibles est très faible et donc le volume d'eau réduit. Le spectre de neutrons est beaucoup moins thermalisé que dans un réacteur normal de REO. Ces études ont démontré qu'il est possible, en principe, d'atteindre des facteurs de conversion de 1,0 au minimum, ce qui permettrait d'avoir un cycle surgénérateur. Ces réacteurs à modération réduite représentent donc une solution rechange éventuelle aux réacteurs surgénérateurs.

Ces réacteurs à eau à modération réduite exigent cependant des transformations majeures de la conception des assemblages combustibles. La densité du combustible doit être augmentée en adoptant une disposition triangulaire de la grille au lieu de la disposition orthogonale classique et un espacement entre crayons réduit. En outre, il est nécessaire de modifier de façon radicale les répartitions radiale et axiale de la matière fissile grâce à une configuration du cœur très large et plate (crêpe). Cette configuration augmente la fuite de neutrons et garantit la négativité du taux de vide du modérateur. On

20. Si l'on se réfère au coût moyen actualisé à un taux d'actualisation de 5 % (AEN, 2011).

21. C'est-à-dire sur des marchés libéralisés où les coûts en capital, les courts délais de construction sur site et la souplesse qu'ils permettent dans la configuration des installations comptent davantage que le coût moyen actualisé de l'électricité produite (AEN, 2011).

recourt à une configuration hétérogène axiale, composée de diverses couches axiales contenant le combustible nourricier et de de couvertures fertiles et, dans certains cas, de deux couches nourricières fissiles.

À cause de ces modifications radicales de la conception du cœur, ces réacteurs ne sont envisageables qu'à long terme. L'expérience acquise avec les REO actuels serait peu adaptable à ces réacteurs. De ce fait, un programme de développement très approfondi serait nécessaire pour démontrer la faisabilité de cette conception et notamment sa physique, sa thermohydraulique, sa conception mécanique ainsi que le comportement du combustible.

Les travaux de R-D sur ces réacteurs à eau à modulation réduite n'ont pas encore dépassé le stade conceptuel et il n'est pas prévu de le faire à court terme. C'est pourquoi cette option ne peut être envisagée que pour un avenir lointain.

Applications du nucléaire autres que la production d'électricité

Les centrales nucléaires fonctionnent généralement en continu pour produire de l'électricité en base. Toutefois, elles devraient contribuer de plus en plus au fonctionnement du secteur des transports en tant que source d'électricité à bas carbone hors période de pointe car on pourrait les employer pour charger les véhicules électriques ou hybrides à mesure que la flotte de ces véhicules grossira au cours des prochaines décennies. L'énergie nucléaire peut également faire une percée sur les marchés de l'énergie autres que l'électricité avant 2050. Parmi les applications possibles, on retiendra la chaleur de procédé (y compris dans les industries pétrochimiques), le chauffage urbain, le dessalement de l'eau de mer et la production d'électricité et de chaleur utilisée pour produire de l'hydrogène.

Il existe quelques exemples de ces utilisations de la chaleur des centrales nucléaires²², mais le potentiel de l'énergie nucléaire sur les marchés de l'énergie autres que l'électricité est jusqu'à présent resté en grande partie inexploité. Si la situation devait changer, les systèmes nucléaires devraient être adaptés aux spécifications de ces marchés. En particulier, la commercialisation des réacteurs à haute température permettrait de développer les applications thermiques de l'énergie nucléaire. Des petits prototypes de réacteurs à haute température sont en service en Chine et au Japon. De plus grands ont été construits en Allemagne et aux États-Unis voilà quelques années. La construction de deux réacteurs à haute température devait débuter en Chine en avril 2011, mais a dû récemment être reportée. Lorsque ces réacteurs seront en service, ils produiront de la chaleur et de l'électricité (200 MWe). Aux États-Unis, le projet *Next Generation Nuclear Plant* (NGNP) a pour objectif de démontrer la faisabilité du recours à un réacteur à haute température pour produire de l'hydrogène et de la chaleur de procédé à haute température. Sous réserve d'obtenir les financements nécessaires, ce NGNP pourrait être opérationnel avant 2025. L'Europe, le Japon et la République de Corée développent également la technologie des réacteurs à haute température. Toutefois, l'Afrique du Sud a dû abandonner son projet de démonstration d'un réacteur à haute température modulaire faute des moyens financiers nécessaires.

Parmi les concepts de réacteurs de quatrième génération sélectionnés dans le cadre du Forum international Génération IV pour des études approfondies, le RTHT est spécialisé dans les applications de la chaleur à haute température. Il s'agira d'une adaptation à des températures encore plus élevées de la conception des réacteurs à haute température. Toutefois, des études et recherches portant en particulier sur des matériaux résistant à la chaleur sont nécessaires pour y parvenir. Plusieurs autres concepts de

22. Par exemple, la possibilité d'exploiter des centrales nucléaires pour le dessalement a fait ses preuves sur plus de 150 années-réacteur, principalement en Inde, au Japon et au Kazakhstan (AEN, 2008).

réacteurs de quatrième génération sont également capables de produire des températures plus élevées que les réacteurs actuels, ce qui élargit l'éventail de leurs applications potentielles hors de la production d'électricité.

Principales tendances :

- Regain d'intérêt pour les ressources non classiques (phosphate, cendres de charbon, schistes noirs, etc.) sous l'effet de la hausse des prix de l'uranium (par rapport à la période 1983-2003).
- Poursuite des études et recherches sur les conceptions avancées de combustibles :
 - réacteurs actuels ;
 - réacteurs avancés (RNR et systèmes de séparation et de transmutation).
- Le procédé PUREX devrait dominer le retraitement les 20 prochaines années, voire plus :
 - introduction de la technologie du creuset froid pour améliorer la vitrification.
- Progrès de la R-D sur les techniques de séparation poussée des actinides mineurs et de certains produits de fission :
 - chimie en phase aqueuse et pyrochimie.
 - objectifs :
 - éviter la co-extraction de l'uranium et du plutonium ;
 - gérer les actinides mineurs et les produits de fission (transmutation et matrices de déchets sur mesure).
- Poursuite des études et recherches sur le recyclage et la transmutation en vue de la fermeture du cycle du combustible :
 - RNR ;
 - systèmes hybrides.
- Intérêt constant (bien que limité) pour le thorium afin de pouvoir mettre en place des cycles du combustible U/Pu complémentaires (l'Inde, en revanche, s'y intéresse de près).
- Regain d'intérêt pour les réacteurs de petite et moyenne puissance :
 - avantages pour les pays en développement et les situations reculées (petite taille, résistance à la prolifération, investissement initial moindre) ;
 - certains en phase d'autorisation ou proches de la maturité industrielle ;
 - intérêt économique à démontrer.
- Applications de l'énergie nucléaire autres que la production d'électricité : essor probable dans les décennies qui viennent :
 - chaleur de procédé ;
 - production d'hydrogène pour les transports ;
 - dessalement.

Avec le développement des applications du nucléaire autres que la production d'électricité, la contribution potentielle de cette énergie à la réduction des GES devrait encore augmenter. C'est vrai notamment de l'économie de l'hydrogène puisque les transports sont déjà l'une des principales sources d'émissions de carbone et qu'ils devraient continuer de se développer fortement. Les applications non électriques à petite échelle comme la production décentralisée d'hydrogène ou le dessalement de l'eau de mer dans des régions peu peuplées, pourraient ouvrir un important créneau à ces petits réacteurs modulaires.

Références

- AEN (2001), *La réversibilité et la récupérabilité dans la gestion des déchets radioactifs*, Agence pour l'énergie nucléaire, OCDE, Paris, France.
- AEN (2002a), *Le cycle du combustible nucléaire : Aspects économiques, environnementaux et sociaux*, Agence pour l'énergie nucléaire, OCDE, Paris, France.
- AEN (2002b), "Multiple Recycling in Advanced PWRs – Physics of Plutonium Recycle Vol VI", Agence pour l'énergie nucléaire, OCDE, Paris, France.
- AEN (2006), *Very High Burn-Ups in Light Water Reactors*, Agence pour l'énergie nucléaire, OCDE, Paris, France.
- AEN (2006a), *Cycles du combustible nucléaire avancés et gestion des déchets radioactifs*, Agence pour l'énergie nucléaire, OCDE, Paris, France.
- AEN (2008), *Perspectives de l'énergie nucléaire*, Agence pour l'énergie nucléaire, OCDE, Paris, France.
- AEN (2009), *Nuclear Fuel Cycle Transition Scenario Studies – Status Report*, Agence pour l'énergie nucléaire, OCDE, Paris, France.
- AEN (2010), *Uranium 2009 : Ressources, production et demande*, rapport commun de l'Agence pour l'énergie nucléaire et l'Agence internationale de l'énergie atomique, OCDE, Paris, France.
- AEN (2010a), *Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, Tenth Information Exchange Meeting*, Mito, Japan, 6-10 October 2008, Agence pour l'énergie nucléaire, OCDE, Paris, France.
- AEN (2011), "Current Status, Technical Feasibility and Economics of Small Nuclear Reactors", Agence pour l'énergie nucléaire, OCDE, Paris, France.
- AEN (2011a), *Potential Benefits and Impacts of Advanced Nuclear Fuel Cycles with Actinides Partitioning and Transmutation*, Agence pour l'énergie nucléaire, OCDE, Paris, France.
- Ahn, J. et M.J. Apted (2011), *Geological Repository Systems for Safe Disposal of Spent Nuclear Fuels and Radioactive Waste*, Woodhead Publishing Limited, Cambridge, Royaume-Uni.
- AIEA (2009), *Technical Meeting on Uranium from Unconventional Resources* (réunion technique de l'AIEA sur les ressources non classiques en uranium), Agence internationale de l'énergie atomique, 4-6 novembre 2009, Vienne, Autriche.
- AIEA (2009a), *Status and Trends of Nuclear Technologies. Report of the International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO)*, IAEA-TECDOC-1622, Agence internationale de l'énergie atomique, Vienne, Autriche.
- AIEA (2009b), *Classification of Radioactive Waste*, AIEA Safety Standards, Agence internationale de l'énergie atomique, Vienne, Autriche. Consultable à l'adresse www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1419_web.pdf.
- AIEA (2010), *Best Practice in Environmental Management of Uranium Mining*, IAEA Nuclear Energy Series No. NF-T-1.2, 2010, Agence internationale de l'énergie atomique, Vienne, Autriche. Consultable à l'adresse www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1406_web.pdf.

- AIEA (2010a), *Assessment of Nuclear Energy Systems based on a Closed Nuclear Fuel Cycle with Fast Reactors*, IAEA-TECDOC-1639, Agence internationale de l'énergie atomique, Vienne, Autriche.
- AIEA (2010b), *Review of Fuel Failures in Water Cooled Reactors*, IAEA Nuclear Energy Series, No. NF-T-2.1, Agence internationale de l'énergie atomique, Vienne, Autriche.
- Aït Abderrahim, H., A. Al Mazouzi, B. Arien, P. Baeten, D. De Bruyn, D. Maes, E. Malambu, P. Schuurmans, M. Schyns, V. Sobolev, G. Van den Eynde et D. Vandeplasseche (2008), *MYRRHA Technical Description*, Rapport SCK•CEN ANS/HAA/PB/DDB/3900.B043000/85/08-10, Mol, Belgique.
- Akie, H., Y. Nakano, T. Shirakawa, T. Okubo et T. Iwamura (2001), "Core Design Study on Reduced-Moderation Water Reactors", in *Proceedings of Workshop on Advanced Reactors with Innovative Fuels*, 22-24 octobre 2001, Chester, Royaume-Uni, AEN, Paris, France, pp. 205-213.
- AREVA (2010), *Used Nuclear Fuel Management Today*, Mustapahe Chiquer, Workshop on the Spent Fuel Predisposal Management-Reprocessing, Ljubljana, 28-29 octobre 2010.
- Baeten, P. et al. (2008), *The GUINEVERE Project at the VENUS Facility*, Proceedings of International Conference on the Physics of Reactors, PHYSOR'08, Interlaken, Suisse.
- Banerjee, S. (2009), *Founder's Day Address*, Bhabha Atomic Research Centre, Bombay, Inde.
- BMU (2008), *Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et sur la sûreté des déchets radioactifs*, Rapport de la République fédérale d'Allemagne à la Troisième réunion d'examen Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, Berlin, Allemagne.
- Boczar, P.G. et al. (2002), *Thorium Fuel-Cycle Studies for CANDU Reactors*, in "Thorium Fuel Utilization: Options and Trends: Proceedings of Three IAEA Meetings Held in Vienna in 1997, 1998 and 1999"; IAEA TECDOC-1319, Vienne, Autriche.
- Boczar, P.G., B. Hyland, K. Bradley et S. Kuran (2010), « Achieving Resource Sustainability in Chine Through the Thorium Fuel Cycle in the CANDU Reactor », Actes de la Conférence internationale ICONE 18, 17-21 mai 2010, Xi'an, Chine.
- Claverton Energy (2011), *Is Nuclear Power Flexible, Does it Have Load Following Capability?*, Claverton Energy Research Group. Consultable à l'adresse www.claverton-energy.com/is-nuclear-power-flexible-does-it-have-load-following-capability.html.
- Commonwealth d'Australie (2010), *Australia's In Situ Recovery Uranium Mining Best Practice Guide: Groundwaters, Residues and Radiation Protection*, Commonwealth d'Australie (Geoscience Australia), Canberra, Australie.
- David, S. (2011), *Énergie nucléaire, quels systèmes pour quel futur ?*, CNRS/IN2P3 ; Institut de physique nucléaire d'Orsay, Consultable à l'adresse www.csns.in2p3.fr/IMG/pdf/SD-CSNSM.pdf.
- Dixon B. et R. Wigeland (2008), *The Impact of Burn-up in the Performance of Alternative Fuel Cycles*, PEIS, DOE, GNEP, GNEP-SYSA-AI-NE-RT-2008-000252. Consultable à l'adresse www.ne.doe.gov/peis/references/RM865_DixonWigeland_2008.pdf.
- DOE (1987), *Water Cooled Breeder Program – Summary Report (LWBR Development Program)*, Bettis Atomic Power Laboratory, Operated for the US Department of Energy by Westinghouse Electric Corporation, Washington DC, États-Unis. Consultable à l'adresse www.osti.gov/bridge/servlets/purl/6957197-JgXpK0/6957197.pdf.
- Druenne, H. (2009), "The Interest of Higher Burn-up in a Recycling Context", actes de la Conférence Top Fuel, 6-10 septembre 2009, Paris, France.

- EACL (2009), *Nuclear Platform Research and Development – 2008-09 Highlights*, Énergie atomique du Canada Limitée, Mississauga, Ontario, Canada.
- EPRI (2008), *Executive Summary: EPRI Fuel Reliability Guidelines*, Electric Power Research Institute, Palo Alto, États-Unis. Consultable à l'adresse mydocs.epri.com/docs/CorporateDocuments/SectorPages/Portfolio/PDM/FRP%20Exec%20Sum1c.pdf.
- EPRI (2010), *Zero by 2010 Fuel Reliability Initiative Making Progress*, Electric Power Research Institute, Palo Alto, États-Unis. Consultable à l'adresse mydocs.epri.com/docs/CorporateDocuments/Newsletters/NUC/2010-07/07b.html.
- Inch, W.W.R. et P. Alava (2001), *CANFLEX Mk-IV Qualification Program and Readiness for Implementation*, actes de la 7e Conférence internationale sur le combustible CANDU, 23-27 septembre 2001, Kingston, Canada.
- Knebel, J.U. et al. (2006), EUROTRANS, "European Research Programme for the Transmutation of High-level Nuclear Waste in an Accelerator Driven-System", *Proceedings of FISA 2006 EU Research and Training in Reactor Systems*, Luxembourg, pp. 353-372.
- Kok, K.D. (dir. pub.) (2009), *Nuclear Engineering Handbook*, CRC Press, Boca Raton, États-Unis.
- MIT (2011), *The Future of the Nuclear Fuel Cycle, An Interdisciplinary MIT Study*, Massachusetts Institute of Technology, Massachusetts, États-Unis.
- Nishihara, K., S. Nakayama, Y. Morita, H. Oigawa et T. Iwasaki (2008), "Impact of Partitioning and Transmutation on REO High-Level Waste Disposal", *J. Nucl. Sci. Technol.*, vol. 45, n° 1, pp. 84-97.
- Oigawa, H. et al. (2008), *Concept of Waste Management and Geological Disposal Incorporating Partitioning and Transmutation Technology*, OECD/AEN 10th Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, 6-10 octobre 2008, Mito, Japon, Agence pour l'énergie nucléaire, OCDE, Paris, France.
- Patarin, L. (dir. pub.) (2002), *Le cycle du combustible nucléaire*, Collection Génie atomique, Institut national des sciences et techniques nucléaires, EDP Sciences, Les Ulis Cedex A, France.
- PATEROS (2008), *Partitioning and Transmutation European Roadmap for Sustainable Nuclear Energy*, FI6W-036418, SCK•CEN, Bruxelles, Belgique. Consultable à l'adresse www.sckcen.be/pateros/deliverables/view.aspx?dwnld=PATEROSD62finalJMVal.pdf&itemid=783871A0-3564-4082-8B2F-C30F915FAD58&.
- RED-IMPACT (2008), *Impact of Partitioning, Transmutation and Waste Reduction Technologies on the Final Nuclear Waste Disposal, Synthesis Report*, Forschungszentrum, Jülich, Allemagne.
- Rintamaa, R. et I. Aho-Mantila (2009), *The European NULIFE Research Network for Plant Life Management*, VTT (Teknologiasta liiketoimintaa), Finlande.
- Salvatores, M. (2009), "Physics Features Comparison of TRU Burners: Fusion/Fission Hybrids, Accelerator-Driven Systems and Low Conversion Ratio Critical Fast Reactors", *Annals of Nuclear Energy*, volume 36, 11-12 novembre-décembre 2009, pp. 1 653-1 662.
- SNETP (2007), *The Sustainable Nuclear Energy Technology Platform: A Vision Report*, Plate-forme technologique pour l'énergie nucléaire durable, Commission européenne, Direction générale de la recherche et de l'innovation, Bruxelles, Belgique. Consultable à l'adresse www.snetp.eu/www/snetp/images/stories/DocsVisionReport/snetp_vision_report_eur22842_en.pdf.
- Thibault, X., T. Meylogan, E. Briard et G. Chaigne (2009), "EDF REP Fuels – EDF Operating Experience", Actes de la conférence Top Fuel 2009, 6-10 septembre 2009, Paris, France.
- Van den Eynde, G. et al. (2008), *Neutronic Design of the XT-ADS Core*, *Proceedings of International Conference on the Physics of Reactors, PHYSOR'08*, Interlaken, Suisse.

- Wigeland, R. *et al.* (2006), “Separations and Transmutation Criteria to Improve Utilization of a Geologic Repository”, *Nuclear Technology*, 154, 95.
- Wigeland, R. (2007), “Impact on Geologic Repository Usage from Limited Actinide Recycle in Pressurized Light Water Reactors”, *Journal of Nuclear Science and Technology*, 44(3), 1.
- WNA (2008a), *Sustaining Global Best Practices in Uranium Mining and Processing*, Policy Document, World Nuclear Association, Londres, Royaume-Uni.
- WNA (2008b), “Hungary Inaugurates Permanent Waste Repository”, *World Nuclear News*, World Nuclear Association, Londres, Royaume-Uni. Consultable à l’adresse www.world-nuclear-news.org/WR_Hongrie_inaugurates_permanent_waste_repository_0910081.html.
- WNA (2010), “Chinese CANDU Reactor Trials Uranium Reuse”, *World Nuclear News*, World Nuclear Association, Londres, Royaume-Uni. Consultable à l’adresse www.world-nuclear-news.org/ENF-Chinese_reactor_trials_Candu_fuel_reuse-2403101.html.
- WNA (2010a), *In Situ Leach (ISL) Mining of Uranium*, World Nuclear Association, Londres, Royaume-Uni. Consultable à l’adresse www.world-nuclear.org/info/inf27.html.
- WNA (2011), *Advanced Nuclear Power Reactors*, Information Paper, World Nuclear Association, Londres, Royaume-Uni. Consultable à l’adresse www.world-nuclear.org/info/inf08.html.
- WNA (2011a), *Thorium*, Information Paper, World Nuclear Association, Londres, Royaume-Uni. Consultable à l’adresse www.world-nuclear.org/info/inf62.html#References.
- WNA (2011b), *Nuclear Power in France*, Information Paper, World Nuclear Association, Londres, Royaume-Uni. Consultable à l’adresse www.world-nuclear.org/info/inf40.html.

4. Progrès vers la durabilité – analyse des technologies, des politiques et des tendances internationales

Nous avons décrit au chapitre précédent les progrès techniques, passés et prévus, du cycle du combustible nucléaire qui, pour bien d'entre eux, vont dans le sens d'une plus grande durabilité. Dans le présent chapitre, nous allons procéder à une analyse qualitative de ces progrès au regard des principes de durabilité énoncés au chapitre 1, à savoir :

- environnement ;
- exploitation des ressources ;
- gestion des déchets :
- infrastructure ;
- résistance à la prolifération et protection physique ;
- sûreté ;
- économie.

Nous avons récapitulé à la section 4.1 ci-dessous les tendances particulières par rapport à la durabilité. La section 4.2 permettra d'approfondir la réflexion et d'étudier ces tendances dans les différents pays ainsi que les travaux entrepris à l'échelle mondiale pour améliorer le cycle du combustible. Une synthèse d'observations concernant les politiques suivies fera l'objet de la section 4.3.

4.1. Durabilité des évolutions des cycles du combustible nucléaire

4.1.1. Évolutions du cycle du combustible actuel et durabilité

Au chapitre 3 nous avons évalué les progrès technologiques accomplis au fil du temps dans les cycles du combustible nucléaire. Nous avons caractérisé les évolutions observées au cours des dix dernières années et qui se poursuivront jusqu'en 2020 dans les secteurs de l'extraction et du traitement, de la conversion, de l'enrichissement du minerai, de la conception et de la fabrication du combustible, de l'exploitation des réacteurs, du retraitement du combustible usé ainsi que de la gestion du combustible usé et des déchets. Les évolutions attendues dans un avenir plus lointain ont été étudiées séparément.

Le tableau 4.1 analyse ces évolutions (au cours des dix dernières années et jusqu'en 2020) en fonction de sept critères de durabilité énoncés ci-dessus. Pour chaque composante du cycle du combustible, on a fait figurer sur le tableau les principales tendances sur ces deux périodes, en indiquant le sens de cette tendance et, lorsque cela était possible, les variations numériques des paramètres correspondants. L'impact quantitatif de ces tendances est représenté pour chacun des critères de durabilité en cochant la case lorsque l'effet est jugé positif, en y inscrivant une croix lorsqu'il est jugé négatif et un tiret lorsque l'effet est neutre ou très peu perceptible. S'il s'agit de besoins d'infrastructure, le fait d'avoir coché la case signifie simplement qu'il faudrait construire une nouvelle infrastructure. Le tableau a été établi par les membres du groupe de travail à partir d'une réflexion sur les

tendances qui ressortent des chapitres 2 et 3, d'après leur savoir et leur expertise concernant ces évolutions.

Parfois, il n'est pas si facile de porter un jugement sur l'évolution en question qui peut présenter des aspects tant positifs que négatifs. Des notes en bas de page ont été alors ajoutées à titre explicatif dans ces cas. Pour plus de clarté, on a également fait référence aux parties du rapport où la tendance en question fait l'objet d'un développement (dernière colonne du tableau).

On notera que ces évaluations ont été, pour la plupart, faites avant l'accident de Fukushima Daiichi de mars 2011. Malgré cela, les résultats obtenus pour la prochaine décennie devraient se révéler globalement corrects avec certains détails pouvant être modifiés suite aux audits et évaluations effectués après Fukushima Daiichi.

Tableau 4.1 : Impact des évolutions observées sur la durabilité du cycle du combustible (dix dernières années et jusqu'en 2020)

Étape du cycle du combustible	Paramètre	Période		Tendance – direction des données ou de la tendance	Environnement	Exploitation-disponibilité des ressources	Gestion des déchets	Infrastructure	Prolifération/PP	Sûreté	Économie	Section	Page(s)	
		2000-10	2010-20									Section	Page(s)	
AMONT	Disponibilité des ressources en uranium	2000-10	2010-20	↑	- ¹	- ²	-	-	-	-	x ³	2.6.1	47-52	
		2000-10	2010-20	↑	-	✓	-	-	-	-	x	2.6.1	47-50	
	Prix de l'uranium	2000-10	2010-20	↑	✓	✓	✓	✓	-	-	✓	3.2.1	86-87	
		2000-10	2010-20	↑	✓	✓	✓	✓	-	-	✓	3.2	88-90	
	Emploi de la LIS	2000-10	2010-20	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑
		2000-10	2010-20	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑
	Renforcement des meilleures pratiques	2000-10	2010-20	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑
		2000-10	2010-20	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑
	Arrivée dans le secteur de nouvelles entreprises/nouveaux pays	2000-10	2010-20	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑
		2000-10	2010-20	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑
Prix de la conversion	2000-10	2010-20	↑	-	-	-	-	-	-	-	x	2.6.2	55	
	2000-10	2010-20	↑	-	-	-	-	-	-	-	✓	3.2.1	91	
Remplacer et moderniser les installations actuelles	2000-10	2010-20	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	
	2000-10	2010-20	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	
Nécessité de construire de nouvelles installations de conversion	2000-10	2010-20	-	-	-	-	-	-	-	-	-	3.2.1	91	
	2000-10	2010-20	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑	3.2.1	91	

Tableau 4.1 : Impact des évolutions observées sur la durabilité du cycle du combustible (dix dernières années et jusqu'en 2020) (suite)

Étape du cycle du combustible	Paramètre	Période	Tendance – direction des données ou de la tendance	Environnement	Exploitation-disponibilité des ressources	Gestion des déchets	Infrastructure	Prolifération/PP	Sûreté	Économie	Section	Page(s)
											Section	Page(s)
AMONT (Suite)	Remplacement de la diffusion par la centrifugation	2000-10	↑	✓	-	✓	✓	x ⁵	✓	✓	3.2.1	91-92
		2010-20	↑								3.2.1	93
Enrichissement	Taux de rejet	2000-10	0,3 % → 0,25 %	✓	✓	-	-	-	-	-	2.6.3	56-59
		2010-20	↓									
	Capacité d'enrichissement	2000-10	-	-	-	-	-	-	-	-	3.2.1	95
		2010-20	↑									
Conception et fabrication du combustible	Optimisation de la conception des assemblages combustibles	2000-10	↑	-	-	-	-	-	-	✓	3.2.1	95
		2010-20	↑									
	Taux de combustion	2000-10	↑	-	-	-	-	-	-	-	3.2.1	95-97
		2010-20	↑									
	Enrichissement initial	2000-10	↑	-	-	-	-	-	-	-	3.2.1	97
		2010-20	↑									
	Utilisation de combustible MOX	2000-10	↑	-	-	-	-	-	-	-	3.2.1	98-101
		2010-20	↑									

Tableau 4.1 : Impact des évolutions observées sur la durabilité du cycle du combustible (dix dernières années et jusqu'en 2020) (suite)

Étape du cycle du combustible	Paramètre	Période	Tendance – direction des données ou de la tendance	Environnement	Exploitation-disponibilité des ressources	Gestion des déchets	Infrastructure	Prolifération/PP	Sûreté	Économie	Section	
											Section	Page(s)
AMONT (suite)	Recyclage de l'URT (et, dans les REL, de l'uranium appauvri)	2000-10	-	-	-	-	-	-	-	-	3.2.1	98-101
		2010-20	↑	-	✓	-	-	-	-	✓	3.2.1	98-101
	Nouvelles améliorations du comportement du combustible	2000-10	↑	↑	-	-	-	-	-	✓	3.2.1	94
		2010-20	↑	↑	-	-	-	-	-	✓	3.2.1	94
MILIEU	Durée de la campagne en réacteur	2000-10	↑	-	-	-	-	-	-	✓	3.2.2	103
		2010-20	↑	↑	-	-	-	-	-	✓	3.2.2	103
	Produire davantage en augmentant le facteur de charge et la puissance du réacteur	2000-10	↑	↑	✓	-	-	-	-	✓	3.2.2	103
		2010-20	↑	↑	✓	-	-	-	-	✓	3.2.2	103
AVAL	Suivi de charge (Allemagne, Belgique, France et Hongrie)	2000-10	↑	-	-	-	-	-	-	-	3.2.2	103-105
		2010-20	↑	↑	-	-	-	-	-	-	3.2.2	103-105
	Prolongation de la durée de vie	2000-10	↑	↑	-	-	-	✓	-	✓	3.2.2	105
		2010-20	↑	↑	-	-	-	✓	-	✓	3.2.2	105
Capacités de retraitement	2000-10	-	-	-	-	-	-	-	-	-	2.8.1	69-70
	2000-10	↑	↑	-	✓	✓	✓	x ¹²	-	-	2.8.1	69-70

Tableau 4.1 : Impact des évolutions observées sur la durabilité du cycle du combustible (dix dernières années et jusqu'en 2020) (suite)

Section	Page(s)	110-111		111-113		112		113-114		114	
	Section	3.2.3		3.2.3		3.2.3		3.2.3		3.2.3	
Économie	✓	✓	✓ ¹⁶	-	-	✓	✓	✓	✓	✓	✓
Sûreté	✓ ¹⁴	✓	✓	-	-	✓	✓	✓	✓	✓	✓
Prolifération/PP	✓ ¹³	✓	✓	-	-	-	-	-	-	-	-
Infrastructure	✓	✓	✓	-	-	✓	✓	✓	✓	✓ ¹⁹	✓
Gestion des déchets	✓	✓	✓	-	-	✓	✓	✓	✓	✓	✓
Exploitation-disponibilité des ressources	-	-	-	-	✓ ¹⁸	-	-	-	-	-	-
Environnement	-	✓	✓	-	-	✓	✓	✓	✓	✓	✓
Tendance – direction des données ou de la tendance	↑	↑	↑	-	↑	↑	↑	↑	↑	↑	↑
Période	2000-10 2010-20	2000-10 2010-20	2000-10 2010-20	2000-10 2010-20	2000-10 2010-20	2000-10 2010-20	2000-10 2010-20	2000-10 2010-20	2000-10 2010-20	2000-10 2010-20	2000-10 2010-20
Paramètre	Capacité d'entreposage à sec et installations centralisées (entreposage du combustible usé et des déchets de haute activité)	Progrès du stockage géologique du combustible usé et des déchets de haute activité ¹⁵	Réversibilité/récupérabilité ¹⁷	Stockage des déchets FMA	Mise en œuvre d'une nouvelle catégorie pour les déchets FA et FMA						
Étape du cycle du combustible	AVAL (suite)	Gestion du combustible usé et des déchets									

1. Consommer davantage de ressources aura probablement pour effet de produire plus de résidus, sauf dans le cas de l'uranium à forte teneur et/ou de la LIS.
2. La découverte de nouvelles ressources en uranium devrait conduire à leur exploitation. Toutefois, les sociétés minières peuvent éprouver des difficultés à aménager de nouveaux projets miniers à temps pour satisfaire une hausse de la demande.
3. Les ressources à bas coût ont fortement diminué avec la hausse des coûts d'extraction ; les nouvelles évaluations indiquent de plus en plus des ressources identifiées passées dans des catégories de coûts plus élevés.
4. Il est indispensable que les nouveaux entrants adoptent les meilleures pratiques si l'on veut éviter des effets négatifs sur ces paramètres de la durabilité. L'importance de plus en plus grande des pays qui n'ont pas encore d'expérience de l'extraction minière et/ou présentent des risques géopolitiques accrus peut avoir un impact négatif sur la prévisibilité des prix de l'uranium.
5. La facilité de produire de l'uranium hautement enrichi par centrifugation est source de préoccupations.
6. Les volumes de déchets dans les usines d'enrichissement devraient diminuer. Toutefois, les résidus contiendraient de l'uranium appauvri à une teneur de ²³⁵U inférieure et donc moins facile à réenrichir.
7. Voir également commentaires relatifs à la généralisation de l'enrichissement par centrifugation.
8. Un taux de combustion plus élevé peut avoir des effets négatifs et positifs sur l'exploitation des ressources et la gestion des déchets. Ces effets sont difficiles à quantifier et jugés, de toute manière, marginaux. C'est pourquoi, nous avons décidé d'indiquer pour ces deux critères de durabilité un impact global neutre.
9. Une augmentation du taux de combustion peut signifier que l'on commence avec une teneur en bore supérieure -, ce qui signifie un coefficient de température du modérateur moins négatif, ce qui est réalisable.
10. La généralisation du MOX permet de consommer les stocks actuels de plutonium avec des effets positifs sur la gestion des déchets et les risques de prolifération mais aussi le risque de disposer d'un moindre stock de plutonium pour démarrer les réacteurs rapides.
11. À l'échelle mondiale, l'impact est marginal : rares sont les pays qui passent au suivi de charge qui permet surtout d'intégrer les énergies renouvelables.
12. Les premières tentatives pour introduire un procédé de séparation d'un mélange d'U et de Pu n'ont pas été commercialisées. Au Japon, une solution de Pu séparé est mélangée avec une solution d'U retraité dans les usines de retraitement de Tokai et de Rokkasho pour donner du MOX.
13. Le passage à des installations centralisées permet de réduire les transports de combustible usé.
14. L'entreposage à sec est une opération entièrement passive (on n'utilise pas de composants actifs). Les colis de combustible n'ont pas besoin d'être aussi étanches que pour l'entreposage sous eau.
15. Il convient de remarquer qu'il n'existe pas à l'heure actuelle de stockage en service (et que l'on ne prévoit pas non plus d'en mettre en service dans les dix prochaines années). Les études et recherches sont, et seront, axées sur l'amélioration des éléments de la durabilité représentés sur le tableau. On ne pourra profiter de ces avantages qu'au moment de l'ouverture des stockages.
16. Diminue les incertitudes concernant l'économie globale du cycle. Permet de calculer plus précisément les provisions financières à faire pour le stockage des déchets et ainsi de ne pas prélever sur les ressources financières des entreprises ou sur des fonds.
17. Les critères de réversibilité/récupérabilité sont jugés jouer un rôle important pour obtenir l'adhésion du public.
18. La récupération du combustible usé pour le réutiliser permet d'améliorer l'exploitation des ressources.
19. Cette mesure permet d'optimiser l'emploi des installations en libérant, pour les déchets de plus haute activité, une partie de la capacité d'installations précieuses de gestion des déchets respectant des exigences plus strictes.

Globalement, on a observé au cours des dix dernières années des changements et améliorations progressifs vers la durabilité qui devraient se poursuivre dans un avenir proche. Des tendances capitales sont résumées ci-dessous en fonction du domaine technologique afin de mettre en lumière les progrès accomplis et les défis qui subsistent.

Procédés de l'amont du cycle du combustible

- On a assisté à une hausse constante de la demande d'uranium qui devrait se poursuivre à l'avenir. Les sources secondaires d'uranium qui provenaient des stocks historiques et de l'uranium fortement enrichi s'amenuisent. Toutefois, les sources primaires ont augmenté et, dans l'ensemble, les ressources en uranium ont continué de croître car la prospection s'est intensifiée sous l'effet de la hausse des prix de l'uranium. Les investissements exigés pour exploiter les gisements sont, eux aussi, plus importants et notamment les investissements indispensables

pour extraire les minerais à plus faible teneur par la lixiviation *in situ*. Si, du point de vue de la sûreté et de l'environnement (pas de résidus et moindres doses de rayonnements pour les travailleurs), cette méthode a des effets positifs, elle n'est pas adaptée à tous les sites et, dans de mauvaises conditions, pourrait dégrader la qualité de l'eau. Globalement, en ce qui concerne l'approvisionnement en uranium, on note une tendance légèrement positive vers la durabilité environnementale.

- Les prix du minerai d'uranium devraient continuer de s'élever au cours des dix prochaines années si la demande s'accroît, comme plusieurs études (AEN, 2008 ; AIE, 2009 et 2010 ; AIEA, 2008) l'ont prévu. La volatilité des prix peut elle-même s'accroître. Pour satisfaire les besoins du marché prévus au-delà de 2030, tous les centres de production existants et engagés ainsi qu'une proportion importante des centres de production prévus ou prospectifs devront être aménagés à temps et produire à leur pleine capacité ou presque sur toute leur durée de vie. Cette situation pourrait avoir un effet négatif sur l'économie du cycle.
- Les prix des services de conversion ont légèrement augmenté au cours des dix dernières années et devraient continuer de le faire pendant la prochaine décennie. Cette hausse a quelques effets positifs et négatifs, mais, globalement, n'est pas très significative.
- Sur le marché de l'enrichissement, les capacités de centrifugation n'ont cessé de s'accroître pour répondre à la hausse de la demande (et remplacent les capacités de diffusion). L'enrichissement par laser approche du stade industriel mais ne devrait pas jouer un rôle significatif dans un avenir proche. Cette tendance est généralement favorable à la durabilité bien que l'on puisse redouter les possibilités de produire de l'uranium fortement enrichi par la technologie de centrifugation et surtout la technologie laser.
- Aux chapitres de la conception du combustible et de sa fabrication, des améliorations progressives ont été apportées à la conception du combustible et devraient se poursuivre, allant dans le sens d'une plus grande complexité et d'une standardisation, deux aspects qui ont eu des effets positifs sur l'économie du cycle.
- Sur le marché de la fabrication du combustible, l'objectif général reste de fournir des produits sur mesure de grande qualité qui répondent aux objectifs de sûreté, de fiabilité et de performance en améliorant sans cesse la conception des pastilles (pastilles dopées, par exemple), la résistance du combustible aux corps errants, la structure de l'assemblage combustible (par de nouvelles conceptions des espacements, par exemple) et les matériaux. Tous ces perfectionnements ont pour but de proposer aux compagnies d'électricité des combustibles fonctionnant sans défaillance.

Exploitation des réacteurs

- En ce qui concerne l'exploitation des réacteurs et la gestion des combustibles en cœur, on constate ces dix dernières années une augmentation constante du taux moyen de combustion de décharge et corrélativement du taux d'enrichissement initial moyen, une évolution qui devrait se poursuivre longtemps jusqu'à des valeurs maximales aux alentours de 75 GWj/t.
- Loin de se généraliser, l'emploi des combustibles MOX dans les REO s'est maintenu à un niveau à peine supérieur à ce qu'il était voilà dix ans. Dans les pays occidentaux, il devrait se stabiliser au cours de la décennie actuelle. Il pourrait néanmoins progresser ultérieurement si les pays sont plus nombreux à opter pour le recyclage et/ou le recours au MOX pour incinérer le Pu d'origine militaire. Le marché de l'URT ne s'est pas beaucoup développé ces dix dernières années. La hausse des prix de l'uranium pourrait toutefois inciter à utiliser davantage l'uranium de retraitement au cours de la décennie qui vient.

Gestion du combustible usé et des déchets

- Depuis 2000, la capacité de retraitement n'a pas beaucoup changé. Le procédé industriel est resté le même au cours de ces dix années, les améliorations étant principalement orientées vers plus d'efficacité et une réduction du niveau des rejets dans l'environnement. Plusieurs pays se sont accordés des délais supplémentaires pour prendre des décisions. La disponibilité de l'uranium a assurément contribué à dissuader de s'orienter vers la fermeture du cycle du combustible.
- S'agissant de l'entreposage du combustible usé et des déchets de haute activité, on observe une tendance continue à utiliser les systèmes d'entreposage à sec disponibles sur le marché mais également une tendance constante à aménager des entrepôts centralisés pour les déchets de haute activité et le combustible usé. Cela s'explique, d'une part, par des considérations économiques et, d'autre part, par des décisions politiques, liées, pour ces dernières, aux retards pris dans la mise en œuvre du stockage ultime. Le passage à des taux de combustion plus élevés crée de nouveaux problèmes liés à la quantité accrue de produits d'activation et de fission transuraniens ainsi qu'aux sources supplémentaires de neutrons et de chaleur de décroissance. Un taux de combustion supérieur présente l'avantage d'exiger moins de combustible et également de produire moins de combustible usé.
- Pour ce qui est du stockage du combustible usé et des déchets de haute activité, on a pu observer des progrès positifs vers la mise en œuvre de stockages en formation géologique avec une tendance à impliquer davantage les parties prenantes et à organiser des partenariats avec les collectivités pressenties pour accueillir une installation, de sorte que l'adhésion du public est meilleure. Toutefois, jusqu'à présent, aucun pays n'a, au cours de la décennie passée, réussi à ouvrir un stockage. Le cadre juridique et institutionnel de la gestion du combustible usé et des déchets radioactifs a été renforcé. La réversibilité des stockages ou la récupérabilité des déchets ont pris de l'importance.
- Dans le domaine de la gestion des déchets de faible et moyenne activité, on s'est efforcé principalement de réduire le volume des déchets ; des installations sont en service dans de nombreux pays. Une autre évolution a consisté à introduire une nouvelle catégorie de déchets, permettant de recycler certaines formes de déchets et de libérer de la capacité dans les installations de gestion de ces déchets.

Conséquences en termes de durabilité

On trouvera ci-dessous des commentaires relatifs aux progrès accomplis vers la durabilité grâce aux évolutions observées. Il s'agit ainsi de mettre en évidence les progrès qualitatifs accomplis et les défis qui subsistent. Ce constat ressort de l'examen des différentes colonnes du tableau 4.1 qui correspondent chacune à un critère de durabilité.

- **Environnement** : globalement, les tendances identifiées sont soit neutres, soit légèrement positives pour ce qui est des conséquences environnementales au cours de la dernière décennie et jusqu'en 2020. Les progrès dans les domaines de l'extraction (lixiviation *in situ*, amélioration substantielle des pratiques d'extraction), de l'enrichissement (la centrifugation remplaçant la diffusion), de l'exploitation des réacteurs (facteurs de charge plus élevés et relèvement de la puissance) et du stockage du combustible usé et des déchets de haute activité (progrès des stockages géologiques et démarches participatives) sont particulièrement pertinents pour ce critère de durabilité.
- **Exploitation des ressources (dont disponibilité des ressources et sécurité d'approvisionnement)** : globalement, les tendances identifiées sont soit neutres, soit indicatrices d'améliorations dans l'exploitation des ressources (en particulier, au cours de la prochaine décennie). L'allongement des cycles du combustible signifie

une exploitation des ressources légèrement moins efficiente. Le relèvement de la puissance des centrales s'est traduit par une augmentation de la demande de minerai d'uranium, de conversion et d'UTS. Avec l'épuisement des ressources secondaires en uranium, la demande de ressources primaires s'est accrue, et les prix plus élevés de l'uranium ont stimulé la prospection et la mise en service de nouvelles mines, de même que la lixiviation *in situ* a rendu possible l'exploitation de nouvelles ressources. Une éventuelle extension de l'exploitation du MOX et de l'URT aurait un fort impact positif sur l'exploitation des ressources et leur disponibilité.

- **Gestion des déchets** : la tendance globale est positive, marquée par de petites avancées dans la plupart des domaines du cycle du combustible. En particulier, en amont du cycle, l'adoption de bonnes pratiques et, de plus en plus, l'introduction de technologies moins polluantes, comme la LIS et l'enrichissement par centrifugation, ont des effets bénéfiques sur l'environnement. En aval du cycle, les usines de retraitement ont fait un réel effort pour réduire les rejets dans l'environnement. La tendance à relever le taux de combustion a des répercussions ambiguës puisque la plus faible masse de combustible usé est compensée par les problèmes liés à l'augmentation des inventaires de produits de fission et d'activation et de transuraniens ainsi que de la chaleur de décroissance et des sources de neutrons. Le recyclage de certaines formes de déchets de faible et moyenne activité a également un effet positif sur l'environnement. Toutefois, la mise en œuvre du stockage en formation géologique reste à l'évidence un défi majeur pour l'industrie puisque de nombreux sondages d'opinion révèlent qu'elle constitue toujours un obstacle fondamental au développement du nucléaire.
- **Infrastructure** : au cours des dix dernières années, de nombreux secteurs du cycle ont eu besoin de nouvelles infrastructures pour satisfaire des exigences qui avaient changé (lixiviation *in situ*, centrifugation, conception du combustible adaptée à un enrichissement plus élevé, entreposage à sec). L'évolution attendue vers un recyclage partiel dans les REO et les REL ainsi que d'autres évolutions à plus long terme exerceront une forte pression.
- **Résistance à la prolifération et protection physique (RP&PP)** : globalement, les tendances de ces dix dernières années, voire jusqu'en 2020, sont soit neutres, soit légèrement favorables à la résistance à la prolifération et à la protection physique. Le seul effet notable vient de la stabilisation de l'exploitation du combustible MOX qui a permis de consommer des stocks de plutonium existants. En outre, la tendance à opter pour des installations centralisées d'entreposage renforce la résistance à la prolifération et la protection physique. Un bon nombre de tendances identifiées auront assurément des répercussions sur les besoins d'infrastructures futurs, ce qui fournira l'occasion d'envisager d'améliorer leur conception en fonction de ces deux critères. Le recours plus systématique à du MOX et la mise en œuvre d'autres cycles du combustible avancés devraient améliorer fortement la résistance à la prolifération à l'avenir. En revanche, un développement plus important du retraitement ou de l'enrichissement comporte des risques de prolifération, une menace qui a toujours été prise en charge dans un cadre international.
- **Sûreté** : au cours de la dernière décennie, la plupart des tendances observées ont eu peu d'effet sur la sûreté du cycle du combustible, à quelques grandes exceptions près :
 - L'effet bénéfique de la généralisation et du renforcement des meilleures pratiques dans des opérations d'extraction et de traitement.
 - L'effet positif du passage à l'enrichissement par centrifugation (les cascades de centrifugeuses peuvent être considérées comme légèrement plus sûres que les

cascades de diffusion parce que l'inventaire d'UF₆ est inférieur de plusieurs ordres de grandeur).

- Les avantages tirés d'un comportement du combustible plus fiable.
- L'effet légèrement négatif de l'augmentation de l'enrichissement initial en raison de ses conséquences sur la sûreté-criticité.
- Pour ce qui est de l'exploitation des installations, les doses reçues par les travailleurs ont nettement diminué et les rejets hors site ont été réduits.
- Les effets de certaines tendances sur l'aval du cycle ont également des répercussions légèrement négatives sur la sûreté (activité plus élevée dues à l'augmentation du taux de combustion).

L'adoption des réacteurs de troisième génération, dont la probabilité de fusion du cœur est bien inférieure à celle des réacteurs de deuxième génération et qui reposent davantage sur la sûreté passive, devrait améliorer la sûreté.

- **Économie** : au cours des dix dernières années, la tendance générale est positive, les effets bénéfiques venant d'un déploiement à plus grande échelle de certaines technologies (par exemple, la lixiviation *in situ* et l'enrichissement par centrifugation, pour ce qui est de l'amont du cycle). S'agissant de l'exploitation des réacteurs, les améliorations résultent des avancées progressives introduites par les entreprises d'électricité et qui ont conduit à augmenter le facteur de charge. La hausse des prix de l'uranium et du prix de la conversion a eu un effet négatif, mais n'a eu globalement que peu d'impact sur la compétitivité de l'énergie nucléaire, car ces prix ne représentent qu'une faible proportion du coût total de production. Toutefois, les nouvelles constructions coûtent nettement plus cher, et l'industrie doit relever aussi le défi qui consiste à réduire les délais de construction et à construire en respectant les budgets prévus.

4.1.2. Tendances des options à plus long terme

D'après les tendances constatées et prévues, les principaux aspects du changement attendu à plus long terme viendront des travaux entrepris sur les technologies des réacteurs du Forum international Génération IV, car elles exigent la fermeture totale ou partielle du cycle du combustible grâce au retraitement et au recours à des réacteurs rapides pour recycler et régénérer le combustible des réacteurs. Le regain d'intérêt pour les réacteurs de faible et moyenne puissance et les réacteurs thermique à haut taux de conversion comme compléments des réacteurs rapides devrait également conduire à intensifier la R-D sur le combustible et les cycles du combustible.

Les recherches entreprises sur la séparation et la transmutation pour réduire les volumes de déchets de haute activité sont liées aux travaux sur le cycle du combustible des réacteurs de quatrième génération. Bien que ces techniques n'aient pas beaucoup progressé ces dix dernières années, elles devraient atteindre le stade de la mise en œuvre surtout parce qu'il faudra trouver des solutions pour traiter des volumes croissants de combustible usé.

Tout progrès ou déploiement ultérieur exigera des choix stratégiques qui ne sont aujourd'hui ni définis ni cohérents au niveau international. Il s'agira de résoudre des questions telles que le degré de séparation à atteindre, les modes de recyclage ainsi que le calendrier d'introduction des systèmes de quatrième génération.

Répercussions sur la durabilité

Les cycles du combustible avancés, avec séparation et transmutation et systèmes de quatrième génération, permettront de réaliser des progrès plus nets vers la durabilité,

mesurée d'après les critères de durabilité adoptés dans ce rapport. Les deux principaux avantages en termes de durabilité qu'apportera l'introduction de cycles du combustible avancés seront une réduction importante des volumes et de la radiotoxicité des déchets ainsi qu'une utilisation plus efficace des ressources existantes, ce qui devrait avoir des conséquences positives sur un bon nombre des critères de durabilité considérés, à savoir l'impact sur l'environnement, la sûreté, la disponibilité des ressources et la gestion des déchets.

- Environnement

La moindre fréquence des accidents, la diminution des rejets radioactifs et des volumes de déchets produits seront bons pour l'environnement. Les systèmes de quatrième génération et la réduction des déchets visent de meilleures performances environnementales (bien que la démonstration de ces systèmes n'ait pas encore été faite à l'échelle industrielle).

- Exploitation des ressources

Les systèmes de quatrième génération ont été décrits dans les chapitres précédents. Ils sont la clef de voûte d'une industrie nucléaire durable dans la mesure où ils garantissent la disponibilité à long terme du combustible, l'existence de solutions pour les usages non électriques de l'énergie nucléaire, des améliorations de la sûreté par la conception et qu'ils constituent des systèmes potentiellement plus efficaces et rentables.

- Gestion des déchets

Pour ce qui est des répercussions du recyclage et de la séparation et de la transmutation, une étude effectuée récemment par l'AIEA dans le cadre du projet INPRO (AIEA, 2010) comportait une évaluation comparative des paramètres liés aux aspects de la durabilité évoqués ci-dessus. Cinq scénarios ont été étudiés, dont le cas de référence qui correspond aux cycles du combustible ouverts actuels, quelques solutions évolutives avec recyclage de l'URT et du MOX et des solutions plus avancées avec séparation et transmutation et fermeture totale du cycle. Toutes ces options, supposées déployées au 21^e siècle, ont une puissance identique (60 GWe) et une production d'électricité égale (environ 400 TWhe/an). À l'aide de la méthodologie INPRO, les spécialistes de l'AIEA ont défini les caractéristiques du système en se fondant sur l'expérience acquise ainsi que sur des estimations de six pays ayant des programmes ambitieux de développement de réacteurs rapides (Chine, Fédération de Russie, France, Inde, Japon et République de Corée). Les cinq cas considérés correspondent à des scénarios à l'état stable ayant les caractéristiques qui suivent (récapitulées également sur le tableau 4.2).

1. Un parc de REP fonctionnant avec du combustible UOX en cycle ouvert (le combustible usé est stocké) – cas de référence.
2. Un parc de REP, avec retraitement du combustible UOX usé, vitrification des PF et des AM et monorecyclage du Pu (le combustible MOX usé est entreposé).
3. Un parc de REP, avec retraitement de tout le combustible UOX et MOX usé, recyclage du Pu dans des assemblages au MOX et vitrification des PF et AM. À l'état d'équilibre, ce parc se compose de 74 % de REP fonctionnant avec de l'UOX et de 26 % de REP brûlant du MOX.
4. Un parc mixte composé de 45 % de REP et de 55 % de réacteurs rapides recyclant du Pu et incinérant 90 % de l'américium (Am) dans des cibles de transmutation. Le neptunium (Np) et le curium (Cm) sont vitrifiés avec les PF.
5. Un parc de réacteurs rapides recyclant tous les AM avec le plutonium (cycle entièrement fermé). Seuls les PF sont vitrifiés.

Le tableau 4.2 présente certains des résultats de l'étude, à savoir la quantité de combustible utilisé et la consommation de ressources correspondant à chaque scénario.

Tableau 4.2 : Quantité de combustible utilisé et consommation d'uranium dans les stratégies du cycle du combustible avec recyclage à différents stades

	Pu + Am + Cm rejetés avec les déchets (masse)*	Combustible utilisé + DHA stockés (volume)*	Temps nécessaire pour que la radiotoxicité retombe au niveau de celle du minerai d'uranium naturel (années)	Consommation d'uranium (masse/unité d'électricité produite)*
1	100	100	300 000	100
2	67	31	n.a.	89
3	24	15	50 000	85
4	3	13	30 000	45
5	0.5	12	400	7

* Base = 100 pour le cas 1 : cycle ouvert.

Source : AIEA, 2010, synthèse de la section 4.5 avec permission.

Plus la masse du Pu et des AM recyclés augmente et plus les volumes à stocker diminuent (dans le scénario 5, la diminution est de dix fois par rapport au cas de référence). Cette réduction est particulièrement visible dans un cycle entièrement fermé où le Pu et les AM qui sont rejetés avec les déchets ne représentent que de faibles quantités correspondant aux pertes lors du retraitement (scénario 5). De même, plus l'on incinère d'actinides et moindre est la radiotoxicité des colis de déchets. Elle est minimale dans la configuration 5 où seuls les PF sont rejetés avec les déchets. L'impact sur le temps nécessaire pour parvenir à un niveau donné de radiotoxicité s'en ressent directement. Si l'on prend comme référence le temps qui s'écoule avant que la radiotoxicité retombe au niveau de celle du minerai naturel d'uranium, le tableau 4.2 montre comment les scénarios avec recyclage intégral pourraient écourter cette période de trois ordres de grandeur, c'est-à-dire que l'on passerait de quelques centaines de milliers d'années dans le cas du cycle ouvert à seulement quelques siècles. Enfin, en incinérant les isotopes transuraniens (Pu et AM), on consomme nettement plus du potentiel énergétique du minerai, ce qui permet d'économiser sur les ressources en uranium. La plus forte diminution des besoins en uranium (~ 95 %) est théoriquement atteignable dans le scénario 5.

▪ Infrastructure

Comme nous l'avons noté précédemment, l'introduction des systèmes de quatrième génération et de nouveaux systèmes d'incinération des actinides, qu'il s'agisse de réacteurs ou de systèmes hybrides, exigera d'importants investissements dans des technologies dont un grand nombre sont nouvelles pour l'industrie. La coopération internationale devrait, dans ce cas, jouer un rôle crucial.

▪ Sûreté et résistance à la prolifération

La sûreté reste la priorité première pour tous les systèmes et technologies nucléaires. Les niveaux de sûreté atteints aujourd'hui doivent être maintenus voire dépassés, même s'il est nécessaire d'adopter, dans certains systèmes avancés, de nouvelles approches de la sûreté des réacteurs et de la réglementation dans ce domaine qui seront différentes de

celles employées pour la technologie des REO prépondérante actuellement. L'excellence en sûreté et en fiabilité est l'un des objectifs recherchés lors de la conception des systèmes de quatrième génération. On s'efforce de parvenir à des conceptions simplifiées qui soient sûres et puissent en réduire encore les possibilités et les conséquences d'accidents graves (y compris la probabilité de fusion du cœur et son importance) ainsi que la nécessité d'une intervention hors site en cas de crise. Par ailleurs, de nouvelles technologies de fabrication de combustibles avancés qui permettraient d'augmenter fortement les marges de sûreté ainsi que les performances des stockages sont étudiées.

Au chapitre des garanties et de la résistance à la prolifération, plusieurs programmes internationaux portant sur les cycles du combustible avancés, et notamment GIF, ont pour objectif de construire des systèmes avancés et des matériaux dont le détournement et l'utilisation pour fabriquer des armes ou commettre des attentats terroristes ne présentent aucun intérêt ou, au contraire, soient difficiles. À titre d'exemple, dans les technologies de retraitement les plus avancées développées en association avec les systèmes de quatrième génération, on évite de séparer le plutonium, ce qui réduit les risques de prolifération.

De plus, on étudie aujourd'hui des démarches et concepts internationaux tels que des banques de combustible qui permettraient d'assurer l'approvisionnement en combustible et les services associés, tout en limitant la propagation de technologies sensibles comme l'enrichissement et le retraitement.

En résumé, la fermeture totale ou partielle du cycle du combustible a d'importantes répercussions sur l'infrastructure et passe par des accords politiques étant donné qu'elle est liée aux objectifs de non-prolifération et aux technologies sensibles. Toutefois, sa contribution à la disponibilité des ressources et au règlement du problème des déchets pourrait marquer un progrès majeur vers la durabilité du point de vue de l'environnement, de la sûreté et de la gestion des déchets. Ses répercussions sur les aspects économiques n'ont pas encore été démontrées.

4.2. Tendances nationales et initiatives mondiales pour améliorer le cycle du combustible nucléaire

Bon nombre de nations dans le monde sont convaincues qu'une production et une consommation d'énergie durables, produisant peu d'émissions, et répondant simultanément à des coûts raisonnables, aux impératifs de la sécurité d'approvisionnement (indépendance énergétique) et à la hausse de la demande, passent par une exploitation accrue de l'énergie nucléaire. L'engagement sur la voie du nucléaire n'est toutefois pas universel et les problèmes que posent la création et la poursuite d'un programme nucléaire ont conduit les pays à adopter différentes approches, selon qu'il s'agit de :

- Pays qui possèdent des programmes nucléaires ambitieux – la Chine, la Fédération de Russie, l'Inde.
- Pays dotés de programmes nucléaires matures bénéficiant d'un fort soutien de l'État – par exemple la Finlande, la France, le Japon et la République de Corée.
- Pays dotés d'un programme nucléaire mature et stable mais évoluant lentement – par exemple, le Canada et les États-Unis.
- Pays ayant suivi des politiques qui n'étaient pas favorables à la mise en place de programmes nucléaires ou qui ont eu un impact négatif sur ces programmes ou encore pays où la politique n'est pas clairement définie – par exemple, l'Allemagne, la Belgique, l'Italie.

4.2.1. Pays dont les programmes nucléaires se développent rapidement

La Chine, la Fédération de Russie et l'Inde suivent des programmes nucléaires ambitieux et mettent au point le cycle du combustible correspondant. La Chine et l'Inde ont grand besoin de ressources énergétiques. Comme ces pays connaissent une croissance rapide, il leur faut aujourd'hui clarifier leurs politiques concernant tous les aspects du cycle du combustible.

À titre d'exemple, la Chine qui est le plus grand pays en développement du monde, s'est donné comme objectif stratégique pour les 15 années qui viennent de poursuivre une croissance économique durable et d'améliorer le niveau de vie de sa population. D'ici 2020, le PIB et la demande d'énergie du pays devraient tous deux doubler par rapport à 2000. Les estimations montrent que la consommation annuelle d'énergie primaire de la Chine atteindra 3 milliards de tonnes de charbon standard d'ici 2020 pour une puissance installée de 900 GW. Le gros de l'électricité produite sur le continent provient de centrales thermiques classiques (80 % de centrales au charbon, 2 % de centrales au fioul, 1 % de centrales à gaz en 2006) et de centrales hydrauliques (15 %).

Une série de politiques et de mesures ont été adoptées parmi lesquelles des moyens de favoriser le développement de l'hydroélectrique, d'accélérer le développement de l'électro-nucléaire, d'encourager les nouvelles sources d'énergie et de mettre l'accent tant sur la construction que sur l'efficacité. L'électronucléaire, en tant que composante importante de la stratégie énergétique du pays, figure désormais dans la planification globale nationale des moyens de production. Ces politiques sont destinées à créer des conditions propices à un développement dynamique du nucléaire en Chine.

Lorsque la Chine a adopté l'énergie nucléaire, elle a également défini une stratégie du cycle du combustible fermé dont elle a fait état lors d'une conférence de l'Agence internationale de l'énergie atomique en 1987. Aujourd'hui, la Chine est en train d'acquiescer rapidement son autonomie pour ce qui est de la conception et de la construction des réacteurs mais aussi d'autres aspects du cycle du combustible.

La Chine a ainsi défini les grandes lignes de sa politique nucléaire :

- Les REP resteront la principale filière exploitée mais pas la seule.
- Les assemblages combustibles nucléaires sont fabriqués et vendus par des entreprises chinoises.
- Les installations et équipements seront le plus possible fabriqués par des entreprises chinoises, assurant elles-mêmes l'intégralité de la conception et de la gestion de projets.
- La coopération internationale est encouragée.

D'importants segments du cycle du combustible nucléaire ont donc été mis en place conformément à ces principes et aux exigences de la construction électronucléaire.

On trouvera ci-dessous des exemples de la mise en œuvre de ces objectifs :

- En Chine, les ressources en uranium identifiées s'élèvent à près de 68 000 t d'U. Ce n'est pas encore assez pour satisfaire une demande en hausse étant donné l'augmentation prévue de la puissance nucléaire installée. La Chine a donc investi dans des ressources en uranium à l'étranger pour être sûre de pouvoir satisfaire sa propre demande d'uranium.
- Au chapitre du combustible, la Chine fabrique tant le combustible des REP que celui des RELP. Mais elle importe actuellement des services du combustible ainsi que, par exemple, du combustible pour la filière VVER qu'elle achète au russe TVEL ainsi que des services d'enrichissement en Europe. La première charge des

nouveaux REP (AP1000, EPR et VVER) sera également fournie par les constructeurs. Mais la Chine a l'intention de devenir également autonome dans ce domaine.

- Les industries nucléaires chinoises sont aujourd'hui en mesure de concevoir et de construire seules des tranches REP de 300 MW et de 600 MW, et elles construisent des REP de 1 000 MW avec des partenaires internationaux. Tout en important une technologie nucléaire avancée qui a fait ses preuves, la Chine favorise activement l'indépendance de la conception et la fabrication nationale d'équipements.
- La CNNC a rédigé un règlement relatif au traitement du combustible usé des installations civiles qui doit servir de base à l'élaboration d'un programme public à long terme. Les activités du pays concernant le combustible usé sont les suivantes : entreposage sur les sites de réacteurs, entreposage hors réacteurs et retraitement. Une installation centralisée d'entreposage du combustible usé a été construite au complexe nucléaire de Lanzhou. Sa capacité initiale de 550 tonnes pourrait être doublée.
- Dans le cadre du développement de son programme électronucléaire, la Chine adopte des mesures responsables pour l'aval du cycle du combustible (retraitement, recyclage et mise au point de réacteurs rapides).
 - Le pays stocke à échelle industrielle les déchets de faible et moyenne activité sur deux sites : près de Yumen, au nord-ouest de la province du Gansu et dans l'installation de Beilong dans le Guangdong.
 - Les déchets de haute activité séparés seront vitrifiés, enrobés et installés dans un stockage géologique à 500 mètres de profondeur environ. La sélection du site, qui a commencé en 1986 sur trois sites pressentis en particulier, s'achèvera vers 2020. Un laboratoire de recherche souterrain sera construit entre 2015 et 2020 et restera en service 20 ans. Il est prévu de stocker les déchets de haute activité dans un centre national à partir de 2050.
- En 2006, a été ouverte au complexe nucléaire de Lanzhou une usine pilote de retraitement (50 t/an) qui utilise le procédé PUREX. Cette usine pourrait passer à une capacité de 100 t/an. Elle a été mise en service en 2009 avec des essais à chaud qui ont pris fin en décembre 2010. À cette première usine devrait succéder une importante usine de retraitement (800 à 1 000 t/an) exploitant une technologie avancée nationale qui devrait être mise en service en 2020.
- Les recherches fondamentales et études appliquées sur l'énergie nucléaire s'intensifient.
- Pour ce qui est des cycles du combustible avancés, la Chine a pris plusieurs initiatives :
 - En 2010, elle a chargé, dans l'un de ses réacteurs CANDU, 24 assemblages combustibles constitués d'uranium recyclé (retraité) pour une campagne de démonstration. C'était la première fois que l'on utilisait directement dans un réacteur thermique de l'uranium recyclé provenant de réacteurs à eau ordinaire.
 - Le réacteur rapide expérimental chinois (CEFR) de 65 MWt/20 MWe a démarré au mois de juillet 2010. Le pays établit des plans pour développer encore les réacteurs rapides.
 - En octobre 2010, la filiale belge de GDF Suez, Tractebel, a signé, avec Belgonucléaire et le Centre de recherches nucléaires SCK•CEN, un contrat prévoyant la construction d'une usine pilote de fabrication de combustible MOX en Chine.

- En décembre 2008, le gouvernement chinois (Commission d'État pour le développement et la réforme) a organisé une réunion d'experts et décidé d'intensifier les études et recherches consacrées aux utilisations du thorium comme combustible nucléaire et a débloqué pour ce faire des fonds supplémentaires.

Globalement, le pays a adopté une politique résolument pro-nucléaire et s'est activement lancé dans presque toutes les activités du cycle du combustible nucléaire. Il s'agit ainsi de soutenir et de gérer efficacement l'essor rapide du nucléaire. Les programmes de la Fédération de Russie et de l'Inde suivent la même démarche.

4.2.2. Pays dotés de programmes nucléaires arrivés à maturité et bénéficiant d'un soutien constant de l'État

Depuis les années 1970, la France a développé son industrie nucléaire et lui a accordé une place de choix dans sa politique énergétique. Voilà plusieurs décennies qu'elle a mis en service des usines de retraitement et d'enrichissement. Son industrie est aujourd'hui mature et très efficiente, grâce au soutien constant de l'État ; elle repose en grande partie sur des entreprises publiques.

De manière analogue, le Japon et la République de Corée ont développé le nucléaire parce qu'ils manquaient de sources d'énergie nationales. La recherche de la sécurité d'approvisionnement a été le moteur principal de ces politiques qui ont bénéficié de l'appui de gouvernements successifs. De plus, l'urgence impose de prendre des mesures pour combattre le réchauffement climatique, et le nucléaire est considéré comme un élément important de cette lutte au même titre que les énergies renouvelables. À l'heure actuelle, toutefois, les énergies renouvelables sont toujours jugées poser des problèmes de stabilité d'approvisionnement et de faisabilité économique. C'est pourquoi le Japon et la République de Corée ont choisi, dans leur politique énergétique, d'exploiter le nucléaire et de diversifier leurs importations. Ces deux pays ont annoncé qu'ils avaient pour objectif de produire au moins un tiers de leur électricité dans des centrales nucléaires d'ici 2030, davantage encore pour la République de Corée.

En 1974, le gouvernement français a choisi de faire reposer sa production d'électricité sur l'énergie nucléaire. Le débat de 1999 au Parlement a confirmé les trois grands piliers de la politique énergétique du pays : sécurité énergétique, respect de l'environnement et prise en compte de la gestion des déchets radioactifs. En 2005, une loi a défini les orientations de la politique et de la sécurité énergétiques du pays et renforcé le rôle du nucléaire. La création du Conseil de politique nucléaire par décret présidentiel au début de 2008 reconnaît l'importance pour la France des technologies nucléaires en termes de puissance économique et de production électrique.

Avec 58 réacteurs assurant 74 % de la production nette d'électricité du pays, la France s'enorgueillit d'être énergétiquement assez indépendante et d'avoir le coût de l'électricité quasiment le plus bas d'Europe. Les émissions par habitant de CO₂ des centrales électriques sont également très faibles puisque plus de 90 % de l'électricité sont produits dans des centrales nucléaires et hydrauliques, qui n'émettent pratiquement pas de CO₂.

Alors qu'elle était, jusqu'à la fin des années 1970, un importateur net d'électricité, la France est devenue le plus grand exportateur net aujourd'hui. Au cours de la dernière décennie, son solde exportateur a représenté jusqu'à 70 milliards de kWh chaque année¹, et le pays entend continuer d'exporter de 65 à 70 TWh/an pour assumer un rôle stratégique de fournisseur d'électricité en base peu chère et à faible émission de carbone à l'ensemble de l'Europe.

1. Principalement à destination de l'Allemagne, de l'Italie et du Royaume-Uni, mais aussi de la Belgique, de l'Espagne et de la Suisse.

En vertu de la loi fondamentale sur l'énergie atomique du Japon, la recherche, le développement et l'exploitation de l'énergie nucléaire dans ce pays se limitent à des fins pacifiques. Depuis 1956, la Commission de l'énergie atomique du Japon établit à peu près tous les cinq ans des plans à long terme pour la recherche, le développement et l'exploitation des sciences et techniques nucléaires. Neuf plans à long terme ont ainsi vu le jour, le dernier en 2000.

En octobre 2005, la Commission a défini le cadre de la politique en matière d'énergie nucléaire qui fixe les conditions de la promotion, de la recherche, du développement et de l'exploitation des sciences et techniques nucléaires. Le gouvernement l'a adopté sous la dénomination de Cadre de la politique de l'énergie nucléaire, avec les principaux objectifs qui suivent :

- l'énergie nucléaire continuera de représenter environ 30 à 40 % de la production totale d'électricité même après 2030 ;
- la promotion des activités du cycle du combustible nucléaire (retraitement national afin de récupérer les matières fissiles) ;
- le déploiement des réacteurs rapides.

Au lendemain de l'accident de Fukushima Daiichi, le gouvernement japonais a annoncé qu'il allait revoir sa politique énergétique et envisager de laisser une plus grande place à d'autres modes de production d'électricité. À l'époque où a été rédigé ce rapport, la conclusion de cet examen n'était pas connue.

En République de Corée, une série de plans nationaux ont tracé la voie du nucléaire. D'après le cinquième plan de l'offre et de la demande d'électricité présenté en 2010 par le ministère de l'Économie de la Compétitivité, la République de Corée souhaite produire jusqu'à 49 % de son électricité avec l'énergie nucléaire et prévoit un pourcentage de 59 % en 2030. Cet objectif exigera un investissement de 40 000 milliards KRW jusqu'en 2025.

Initiatives concernant le cycle du combustible nucléaire

Étant donné l'ampleur de leur programme nucléaire et l'ancienneté de leur industrie nationale, la France et le Japon ont davantage développé leurs activités du cycle du combustible que la République de Corée. La France notamment se procure sur place la plupart des services du cycle du combustible, en grande partie d'ailleurs auprès d'AREVA. La République de Corée a décidé, pour éviter les risques de prolifération, de s'abstenir de développer l'enrichissement et le retraitement, et le gouvernement a choisi plutôt de passer des accords internationaux.

Extraction, traitement et conversion de l'uranium

La France, le Japon et la République de Corée, qui ne possèdent pas de ressources importantes en uranium, doivent importer le minerai pour satisfaire les besoins de leurs centrales. Elles achètent de l'uranium à l'Australie ou au Canada ou à d'autres pays aux termes de contrats à long terme ou d'autres formes d'arrangements. Les besoins de conversion français sont satisfaits par les usines de Comurhex Malvési et de Comurhex Pierrelatte. D'autres installations produisent pour l'exportation. Ces usines servent également à la conversion de l'uranium de retraitement et à effectuer l'opération inverse sur les rejets appauvris. En 2007, AREVA a lancé un nouveau projet de conversion (Comurhex II) qui consiste à agrandir et moderniser les installations existantes. Ces usines nouvelles ou rénovées devraient commencer à produire en 2012 et viendront consolider la position de la France sur le marché mondial de l'amont du cycle du combustible. Au Japon et en République de Corée, tous les services de traitement et de conversion nécessaires pour produire du fluorure d'uranium (UF₆) avec du minerai d'uranium sont assurés par des entreprises étrangères.

Enrichissement de l'uranium et fabrication du combustible

En France, l'usine d'Eurodif, Georges Besse I, près de Tricastin, a assuré pendant 30 ans les services d'enrichissement. D'une capacité de 10,8 millions d'UTS, elle peut alimenter en uranium enrichi des réacteurs d'une puissance totale de 81 000 MWe, ce qui représente un tiers de plus que la puissance installée totale du pays. Utilisant le procédé de la diffusion gazeuse, l'usine d'Eurodif a battu le record de la consommation d'électricité en France. AREVA, qui a acquis une participation de 50 % dans la société *Urenco's Enrichment Technology Company*, se sert de la technologie de centrifugation d'Urenco pour procéder au remplacement de l'usine Eurodif par la nouvelle usine d'enrichissement George Besse II à Tricastin. Georges Besse II a été inaugurée en décembre 2010, et la production industrielle a commencé en avril 2011. Lorsqu'elle sera pleinement opérationnelle, l'usine aura une capacité nominale annuelle de 7,5 millions d'UTS et comprendra deux unités : l'unité sud, dont la construction a débuté en 2007 et qui devrait atteindre la pleine capacité (4,3 millions d'UTS/an) en 2015 et l'unité nord dont la construction a démarré en 2009 et qui sera pleinement opérationnelle en 2016 (capacité de 3,2 millions d'UTS/an). Il sera possible de porter la capacité à 11 millions d'UTS, probablement en construisant une troisième unité. L'enrichissement maximal qui y sera pratiqué sera de 6 % en ^{235}U , et l'uranium retraité sera réservé à l'unité nord.

La France produit chaque année près de 7 300 tonnes d'uranium appauvri ; montant qui devrait passer à 450 000 tonnes d'ici 2040. L'uranium appauvri est entreposé en attendant d'être utilisé dans des réacteurs rapides de quatrième génération, sachant que 100-150 tU/an serviront à fabriquer du MOX.

AREVA exploite plusieurs usines de combustible en France et en Belgique. Dans sa stratégie de renforcement de ses capacités en amont du cycle, AREVA prévoit d'importants travaux de rénovation de ces usines.

En 1992, *Japan Nuclear Fuel Ltd.* a mis en service une installation industrielle d'une capacité de 50 tUTS/an. La capacité autorisée est de 1 050 tUTS/an et pourrait un jour atteindre 1 500 tUTS/an. L'usine exploite la technologie de centrifugation. Toutefois, l'essentiel des services d'enrichissement sont encore importés.

Mitsubishi Nuclear Fuel Co. Ltd. possède une capacité de conversion de 450 t d'U/an et assure ainsi 30 à 40 % de la demande nationale de conversion au Japon. Le reste des services est assuré par des entreprises étrangères.

Près de 100 % de la demande nationale de combustibles pour REO sont assurés par : *Mitsubishi Nuclear Fuel Co. Ltd.* (REP, capacité : 440 t d'U/an depuis 1972), GNF-J (REB, capacité : 750 t d'U/an depuis 1970), *Nuclear Fuel Industries, Ltd.* (REB, capacité : 250 t d'U/an, REP, capacité : 284 t d'U/an).

En République de Corée, tous les services d'enrichissement sont également achetés à l'étranger. *Korea Nuclear Fuel Co., Ltd.* (KNFC) a fabriqué et fourni du combustible nucléaire pour tous les REP et réacteurs CANDU du pays. Pour répondre à la demande croissante de combustible nucléaire, KNFC a achevé, à la fin de 1997, la construction de nouvelles usines de combustible venant s'ajouter à l'ancienne usine de fabrication de combustible pour REP. La capacité de production annuelle est donc passée à 550 t d'U de combustible pour REP et 400 t d'U pour réacteurs à eau lourde sous pression. Avec cette capacité de production supplémentaire, KNFC possède une solide infrastructure qui lui permettra d'exporter du combustible.

Retraitement

Dès le lancement de son programme nucléaire, la France a opté pour le cycle du combustible fermé, avec retraitement et recyclage du combustible usé. Le retraitement intervient plusieurs années après le déchargement du combustible, afin que ce dernier puisse refroidir. Le combustible usé est retraité à l'usine d'AREVA à La Hague qui, avec ses deux usines UP2 et UP3, possède une capacité totale de 1 700 t/an. À la fin de 2009,

près de 27 000 tU de combustible de REO de France et de l'étranger avaient été retraitées à La Hague. Auparavant, le combustible des réacteurs à uranium naturel et caloporteur gaz avait été retraité également à La Hague (environ 5 000 tU) et à l'usine UP1 de Marcoule (plus de 18 000 tU). Cette dernière usine, qui avait été tout particulièrement équipée pour traiter ce combustible, a été fermée en 1997. En 2009, AREVA a retraité 929 tU, appartenant principalement à EDF et elle vise une production de 1 500 tU/an d'ici 2015, comme nous le verrons ultérieurement.

Le retraitement permet d'extraire 99,9 % du plutonium et de l'uranium destinés au recyclage. Il reste alors 3 % de combustible usé sous forme de déchets de haute activité qui sont vitrifiés et entreposés sur site en prévision de leur stockage. À l'heure actuelle, l'usine traite normalement du combustible usé de REP et de REP, enrichi à 3,7 % et porté à un taux de combustion de 45 GWj/t, après une période de refroidissement de quatre ans.

Au Japon, l'usine de retraitement de Tokai (TRP) ainsi que des usines étrangères assurent les services de retraitement. L'usine de Tokai possède une capacité de 0,7 tU/j et est la première usine de retraitement japonaise. Elle a été mise en service en septembre 1977 et a, depuis lors, retraité environ 1 140 t d'U de combustible usé, y compris le combustible MOX provenant du réacteur d'essai avancé de Fugen. Près de 7 140 t d'U de combustible usé des REO et d'un réacteur refroidi au gaz ont été retraitées au Royaume-Uni par BNFL et, en France, par COGEMA (aujourd'hui AREVA). Les convois de combustible usé à destination de l'Europe ont cessé en 1998, et le Japon n'a plus fait appel aux services de retraitement de COGEMA depuis 2005.

JNFL a démarré la construction de l'usine de retraitement de Rokkasho dont la capacité de retraitement est de 800 tML. Des essais sont effectués depuis 2006 sur du combustible usé réel, et environ 425 t d'U ont été retraités dans l'usine. Toutefois, la mise en service de l'usine a été retardée et la construction devrait être achevée en octobre 2012.

Il convient de remarquer que, dans les procédés employés dans les usines de retraitement de Tokai et de Rokkasho, la solution de Pu séparé est mélangée avec une solution d'U retraité pour obtenir le MOX et, de cette manière, décourager de s'emparer du plutonium séparé.

Comme nous l'avons mentionné ci-dessus, la République de Corée ne possède pas d'usine de retraitement.

Fabrication des combustibles MOX et URT

En France, le plutonium extrait lors du retraitement est immédiatement transporté à l'usine MELOX près de Marcoule où il est rapidement utilisé pour fabriquer du combustible MOX. Ce combustible est actuellement brûlé dans 20 des réacteurs de 900 MW d'EDF. Quatre réacteurs supplémentaires vont être autorisés à utiliser du MOX. Dans son usine MELOX, AREVA est en mesure de produire et de mettre sur le marché 150 t/an de combustible MOX destiné à des clients français et étrangers (l'usine est autorisée à en produire 195 t/an). En Europe, 35 réacteurs ont été chargés en combustible MOX et, en 2006, des contrats de fourniture de ce combustible ont été signés avec des électriciens japonais.

L'uranium recyclé d'EDF est converti dans les usines COMURHEX de Pierrelatte, soit en U_3O_8 pour être entreposé soit en UF_6 pour être réenrichi sur place ou à Seversk en Fédération de Russie². L'URT sous forme d' UF_6 réenrichi est alors converti en combustible UO_2 à l'usine FBFC d'AREVA à Romans (capacité de 150 tU/an) afin de le brûler dans les réacteurs de 900 MW de Cruas (depuis le milieu des années 1980). Le gros du stock d'URT

2. Environ 500 tU/an d'URT français sont expédiées sous forme d' UF_6 au Combinat chimique de Sibérie de Seversk pour y être réenrichies. Les rejets de Seversk restent sur place car ils sont la propriété de la société qui procède à l'enrichissement.

constitue toutefois une ressource stratégique qu'EDF a l'intention d'exploiter bien davantage.

Le Japon s'est doté d'une technologie de fabrication du MOX national depuis les années 1960. Bien que la technologie ait été mise au point pour le combustible MOX des réacteurs d'essais avancés et des réacteurs surgénérateurs rapides, elle peut s'appliquer à la fabrication de combustible MOX pour les REO. JNFL planifie la construction d'une usine de fabrication du MOX (l'usine J-MOX) à Rokkasho-mura dont la mise en service est prévue en juin 2015. Cette usine sera la première usine de production de MOX à l'échelle industrielle. Elle aura une capacité de 130 tML/an. Le plutonium récupéré dans les usines de retraitement à l'étranger sert à fabriquer des assemblages au MOX qui sont ensuite transportés au Japon afin de les utiliser dans des REO.

Gestion des déchets

En France, les déchets sont gérés conformément à la loi de 1991 relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs (mise à jour en 2006). Cette loi a créé l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (ANDRA) qui rend compte directement au gouvernement de sorte que le parlement puisse décider de l'orientation précise de ses activités.

En juin 2006, la France a adopté la loi de programme relative à la gestion des matières et déchets radioactifs qui régit notamment la politique nationale de gestion des déchets, la transparence et les modes de financement. Elle donne des orientations concernant la gestion des déchets radioactifs et du combustible usé et impose la réalisation et la publication tous les trois ans d'un plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs, conformément à la loi relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire.

Cette loi, en vigueur pour 15 ans, repose sur trois grands principes de gestion des déchets radioactifs : réduction des quantités et de la toxicité des déchets, entreposage des substances radioactives et des déchets ultimes et stockage en formation géologique. Elle réaffirme le principe du retraitement du combustible usé et de l'utilisation du plutonium et de l'uranium recyclés afin de réduire la quantité et la nocivité des déchets finals et préconise de construire un prototype de réacteur de quatrième génération à caloporteur sodium aux alentours de 2020 afin de tester la transmutation des actinides à vie longue. Le stockage en formation géologique profonde est officiellement institué comme la solution de référence pour les déchets de haute activité et à vie longue. La loi fixe à 2015 et 2025 les dates de l'autorisation et de la mise en service d'un centre de stockage. Les déchets stockés doivent pouvoir être récupérés. Les recherches se poursuivent principalement dans le laboratoire souterrain installé dans une formation argileuse à Bure, dans l'Est de la France, mais aussi dans un deuxième laboratoire où l'on étudie les formations granitiques. Les recherches sur la séparation et la transmutation ainsi que sur l'entreposage de longue durée des déchets après conditionnement sont approfondies.

Au Japon, les producteurs de déchets sont responsables de leur gestion. L'organisme en charge de la gestion des déchets nucléaires, le *Nuclear Waste Management Organisation of Japan* (NUMO), a été créé en octobre 2002 avec la mission de mettre en place le stockage. En décembre 2002, NUMO a lancé un appel à candidature invitant les municipalités à accepter que l'on étudie la possibilité d'aménager chez elle un stockage profond de déchets de haute activité. Les entreprises d'électricité notamment ont, entre temps, constitué des fonds pour le stockage de ces déchets. L'exploitation de ces stockages devrait commencer aux environs de 2035 et coûterait l'équivalent de 3 000 milliards JPY.

Les déchets de faible activité des centrales nucléaires japonaises, qui représentent environ 600 000 fûts de 200 litres, étaient, à la fin du mois de mars 2009, entreposés sur les sites de centrales nucléaires. Des opérations de stockage ont déjà été entreprises pour la plupart des déchets de faible activité produits par les centrales nucléaires. Ces déchets

ont été placés dans 211 000 fûts de 200 litres (à la date d'octobre 2009) et enfouis par JNFL. Pour ce qui est du reste des déchets de faible activité, des négociations ont été lancées avec les différentes parties intéressées afin d'étudier leur traitement et leur stockage.

En République de Corée, après une longue période de négociations et plusieurs tentatives avortées, une collectivité d'accueil a finalement accepté que l'on utilise son site pour le stockage des déchets de faible et moyenne activité. La procédure adoptée a recueilli toute satisfaction, car la collectivité locale y a été associée de près et les autorités ont pris des engagements à long terme auprès de la collectivité.

En République de Corée, le combustible utilisé est actuellement entreposé sur les sites des réacteurs en attendant la construction d'un centre d'entreposage d'ici 2016 et dont la capacité devrait atteindre 20 000 tML. À la fin de 2009, 11 000 tML environ avaient été entreposées, la capacité totale des piscines étant de 12 000 tML (la moitié de ces deux tonnages correspond au combustible CANDU de la centrale de Wolsong). À titre de comparaison, à la fin de 2002, les quantités entreposées s'élevaient à 6 000 tML. Après six années de refroidissement, le combustible CANDU est entreposé à sec. À long terme, on envisage un stockage en formation géologique.

Au début de l'année 2009, a été créée la *Korea Radioactive Waste Management Co., Ltd* (KRWM) à qui a été confiée la tâche d'orchestrer la résolution des problèmes de gestion et de stockage et de déchets du pays et, en particulier, de susciter un consensus national sur les déchets de haute activité. D'ici là, *Korea Hydro Nuclear Power Co., Ltd* (KHNP) sera responsable de la gestion de tous ses déchets radioactifs.

Progrès vers la durabilité

En France, le retraitement et le recyclage sont considérés comme partie intégrante de la démarche de gestion des déchets et d'utilisation d'une ressource stratégique. Sur près de 1 200 tonnes de combustible utilisé déchargées chaque année, 850 tonnes environ ont été expédiées par EDF en vue de leur retraitement immédiat, le reste est conservé pour un retraitement ultérieur afin de disposer du plutonium nécessaire au démarrage des réacteurs de quatrième génération. Sur les 850 tonnes traitées tous les ans depuis 2009, 8,5 tonnes de plutonium sont récupérées avec 810 tonnes d'uranium retraité. Le retraitement et le recyclage sont voués à se développer encore, puisque AREVA et EDF ont annoncé, à la fin 2008, qu'ils avaient renouvelé leur accord. Cet accord-cadre, qui court jusqu'en 2040, prévoit une augmentation des quantités de combustible utilisé qu'EDF destine au retraitement, de 929 tonnes (en 2009) à 1 050 t/an à compter de 2010, justifiant ainsi le projet d'AREVA de porter la capacité de l'usine de retraitement de La Hague à 1 500 t/an d'ici 2015. L'usine Melox produira également davantage de combustible MOX pour EDF : de 100 tonnes en 2009, elle passera à 120 t/an.

Les études et recherches sur l'aval du cycle du combustible concernent plusieurs activités :

- poursuite des études du comportement des déchets lors de l'entreposage ou du stockage ;
- adaptation et optimisation des procédés et technologies de recyclage actuelles afin de réduire encore les coûts et les quantités de déchets en fonction de l'évolution attendue des combustibles de REP, et notamment de la hausse du taux de combustion, de l'utilisation accrue du MOX, etc. ;
- mise au point du multi-recyclage de l'uranium et du plutonium dans des réacteurs rapides ;
- poursuite des études sur les solutions avancées de gestion des déchets (par exemple, séparation et transmutation des actinides mineurs).

Le procédé COEX est un bon exemple d'amélioration d'un procédé. Conçu pour les usines de recyclage du combustible des réacteurs de troisième génération et fondé sur la co-extraction et la co-précipitation de l'uranium et du plutonium en même temps qu'un flux d'uranium pur (ce qui permet d'éviter d'avoir à séparer du plutonium pur), ce procédé est proche du stade du déploiement industriel. Les différentes options avancées de gestion des déchets recouvrent la séparation sélective des radionucléides à vie longue et l'extraction groupée des actinides. L'une de ces techniques de séparation sélective des radionucléides à vie longue consiste à séparer l'Am et le Cm des produits de fission à vie courte, afin de les recycler avec l'uranium dans la couverture de réacteurs à neutrons rapides de quatrième génération. Cette option repose sur l'optimisation des procédés DIAMEX-SANEX et peut également être associée au procédé COEX. Dans le procédé EXAm, l'américium subit une séparation sélective afin d'être recyclé, tandis que le curium est conditionné avec les produits de fission. Ce procédé serait moins intéressant du point de vue de la diminution de la radiotoxicité mais il permettrait de manipuler des substances présentant une charge thermique nettement moindre. L'extraction groupée des actinides (procédé GANEX) vise l'objectif à long terme de la R&D, à savoir le recyclage homogène (des actinides mineurs avec l'U-Pu) dans le combustible nourricier de réacteurs à neutrons rapides de quatrième génération.

Le déploiement d'ASTRID, un réacteur rapide prototype au sodium de 600 MWe dont l'exploitation est envisagée aux alentours de 2050 témoigne de l'engagement de la France dans la mise au point des cycles du combustible de quatrième génération. En septembre 2010, le gouvernement a confirmé cet engagement en accordant à ces recherches un budget de 651,6 millions EUR jusqu'en 2017, sachant que la décision de construire sera prise à cette date. Ce programme recouvre la mise au point du réacteur et des installations du cycle du combustible associées : une ligne dédiée de fabrication du MOX, une usine pilote de retraitement du combustible usé ainsi qu'un atelier de fabrication d'aiguilles combustibles contenant des actinides destinés à la transmutation (aiguilles alpha) actuellement à l'étude. Aux côtés d'entreprises industrielles nationales et étrangères, le CEA est responsable de la réalisation du projet, et l'on prévoit de construire le prototype à Marcoule. Le CEA a entrepris de concevoir le cœur du réacteur et le combustible, tandis qu'AREVA, EDF, Alstom et d'autres entreprises collaboreront à la conception de la chaudière et des auxiliaires nucléaires ainsi qu'au système de contrôle-commande. Conçu pour respecter les critères stricts de sûreté, d'économie, et de résistance à la prolifération du Forum international Génération IV, ASTRID fonctionnera avec un haut taux de combustion, et l'on pourra éventuellement incorporer des actinides mineurs aux éléments combustibles et utiliser une boucle sodium intermédiaire.

Au Japon et en République de Corée, les entreprises d'électricité s'efforcent de diversifier leurs sources d'énergie ainsi que leur provenance, afin de s'assurer un approvisionnement stable et économique en uranium par différentes méthodes d'achat en les combinant de manière efficace.

La politique fondamentale du Japon a consisté à utiliser efficacement le plutonium et l'uranium obtenus lors du retraitement du combustible usé. Le gouvernement a étudié plusieurs scénarios et choisi de retraiter le combustible usé après l'avoir entreposé le temps nécessaire. Le retraitement du combustible usé doit avoir lieu dans le pays de façon à garantir l'autonomie des activités du cycle du combustible nucléaire. Comme nous l'avons mentionné ci-dessus, la construction de l'usine de retraitement de Rokkasho a progressé puisque le début des opérations est prévu pour le mois d'octobre 2012. En juin 2009, la Fédération des entreprises d'électricité a annoncé que neuf compagnies d'électricité commenceraient, d'ici 2015, à utiliser le Pu récupéré lors du retraitement du MOX dans 16 à 18 REO. À l'installation J-MOX de JNFL, la production du MOX devrait démarrer en 2015.

Pendant ce temps, le pays travaille à la mise au point des surgénérateurs rapides considérés comme une solution technique prometteuse. En 2006, JAEA a lancé le Projet de développement de la technologie du cycle des réacteurs rapides en coopération avec des

entreprises d'électricité japonaises. Les entreprises d'électricité ont défini leurs spécifications concernant le développement de la technologie du cycle des réacteurs rapides et financent les études conceptuelles sur les réacteurs rapides industriels. En 2007, *Mitsubishi Heavy Industry* a été choisie comme pilier du programme de développement des réacteurs rapides jusqu'à la réalisation d'un avant-projet détaillé de démonstration d'un surgénérateur rapide.

Au cours de la décennie, le Japon a ainsi étudié diverses technologies avancées de retraitement, parmi lesquelles :

- un procédé PUREX amélioré pour récupérer le Pu en présence de l'U, de façon à ne jamais avoir de Pu séparé au cours du procédé ;
- un procédé de récupération partielle de l'U par cristallisation après dissolution du combustible usé et co-extraction de l'U, du Pu et du Np par un procédé PUREX simplifié ;
- le recours à de nouvelles molécules dérivées des monoamides capables de séparer et d'extraire sélectivement l'U et le Pu sans avoir besoin de molécules réductrices supplémentaires ;
- la méthode FLUOREX consistant à extraire partiellement l'U par volatilisation de fluorure suivie de l'extraction de l'U et du Pu à l'aide de la méthode PUREX ;
- une étape d'extraction partielle de l'U par du NCP et de l'U et du Pu par précipitation du NCP après oxydation du Pu(IV) en Pu(VI) ;
- une méthode d'extraction supercritique utilisant du CO₂ à l'état supercritique contenant un complexe de TBP-HNO₃ pour extraire l'U, le Pu et les actinides mineurs directement du combustible usé à l'état de poudre.

S'agissant de la séparation et de la transmutation dans des réacteurs rapides et hybrides, la Commission à l'énergie atomique du Japon a mené des études et examens complets en 2008-2009. JAEA a mis au point un procédé de séparation des éléments transuraniens et de certains produits de fission à l'aide de molécules extractantes innovantes telles que TODGA et des adsorbants de façon à améliorer les caractéristiques économiques du procédé de séparation ainsi que la réduction des déchets secondaires. Ces travaux se poursuivent.

Le gouvernement coréen n'a pas encore défini sa politique de gestion à long terme concernant le recyclage ou le stockage définitif du combustible usé. La Commission à l'énergie atomique de République de Corée a, en revanche, fixé le principal objectif de l'entreposage du combustible usé, une solution d'attente à moyen et à long terme. Et même si la République de Corée n'a pas pris de décision définitive concernant la gestion du combustible usé, plusieurs études sur ce sujet ont été menées sur une longue période. KAERI est le principal organisme responsable des études et recherches, et le programme DUPIC (utilisation directe du combustible usé de REP dans des CANDU) est l'une des activités les plus importantes de KAERI dans ce domaine.

Malgré cela, le programme nucléaire actuel mais aussi les projets de développement dans ce domaine du pays ne seront durables que si l'on réduit dans de fortes proportions les volumes de déchets. Le combustible usé des REP est actuellement entreposé sur le site des centrales nucléaires dans des piscines de désactivation. Toutefois, bien que l'on ait agrandi les installations et densifié les râteliers, au rythme actuel de la production de déchets, la capacité d'entreposage devrait être saturée dans les années qui viennent. C'est pourquoi, les efforts se tournent vers la mise au point de traitements pyrochimiques et vers la fermeture du cycle du combustible grâce à l'introduction à plus long terme de réacteurs rapides au sodium.

4.2.3. Pays aux programmes nucléaires matures mais se développant lentement

Les États-Unis ont été des pionniers du nucléaire puisque le premier réacteur à produire de l'électricité dans le monde était l'*Experimental Breeder Reactor-I* dans l'Idaho, en 1951. Westinghouse a conçu le premier REP industriel, *Yankee Rowe*, d'une puissance de 250 MWe et qui a été mis en service en 1960 et exploité jusqu'en 1992. Pendant ce temps, l'*Argonne National Laboratory* a mis au point la conception du REB dont la première centrale industrielle, *Dresden 1* (250 MWe), conçue par General Electric, a été mise en service en 1960.

Les États-Unis ont également tracé la voie dans le domaine des méthodes de retraitement du combustible nucléaire, initialement dans le cadre de leur programme d'armement, avec le procédé PUREX. L'énergie nucléaire a connu un essor rapide aux États-Unis jusqu'en 1979, lorsque le cœur de la tranche II de *Three Mile Island* a en partie fondu, après quoi est survenu l'accident de Tchernobyl en Ukraine en 1986. Une population moins favorable à l'énergie nucléaire, des dépassements des coûts de construction et des retards dans les procédures d'autorisation des centrales ont fait que les États-Unis n'ont pas construit de centrales pendant trente ans. Face à la perspective d'un changement climatique et aux remarquables performances de sûreté des installations nucléaires au cours de ces trente années, le public fait de nouveau confiance au nucléaire qui devrait connaître un nouvel essor, bien qu'il soit désormais en compétition avec des réserves importantes de gaz de schiste.

Les États-Unis recourent actuellement à un cycle du combustible ouvert et envisagent de stocker directement le combustible utilisé dans des stockages géologiques. Jusqu'en 2010, le site pressenti pour ce stockage était Yucca Mountain au Nevada et la NRC avait entrepris d'instruire la demande d'autorisation. L'administration Obama s'achemine vers un abandon du projet de Yucca Mountain et a créé la *Blue Ribbon Commission* avec la mission de procéder à un examen en profondeur des politiques possibles pour la gestion de l'aval du cycle du combustible nucléaire et de lui présenter des recommandations concernant un nouveau plan pour résoudre ces questions. À l'heure actuelle, le combustible utilisé des réacteurs nucléaires est entreposé sur les sites de ces réacteurs à sec et sous eau. Au cas où le projet de stockage de Yucca Mountain devait être abandonné, ce combustible serait probablement entreposé soit sur les sites des réacteurs, soit dans des entrepôts régionaux ou centralisés et cela pendant les 20 à 30 prochaines années. Les États-Unis possèdent actuellement environ 60 000 Mt de combustible utilisé en stock et en produisent à un rythme d'environ 2 200 Mt/an.

Le pays n'a pas vraiment réussi à mettre en œuvre une filière industrielle du retraitement mais les recherches sur les nouvelles méthodes de retraitement bénéficient d'un soutien public depuis le début du 21^e siècle. Aujourd'hui, le débat sur le bien fondé du recyclage tourne autour des aspects économiques, de la disponibilité de l'uranium et de la non-prolifération. Les États-Unis devraient, selon toute probabilité, conserver un cycle ouvert du combustible utilisé pendant les prochaines décennies, tout en poursuivant leurs recherches sur de nouvelles méthodes de recyclage du combustible.

En amont du cycle, la capacité d'enrichissement a connu une forte augmentation avec la construction de trois nouvelles usines d'enrichissement qui devraient être mises en service avant 2020 (Urenco États-Unis, Eunice, Nouveau-Mexique ; AREVA, *Eagle Rock Enrichment Facility* ; *American Centrifuge Plant* de l'USEC à Piketon, Ohio).

Globalement, par conséquent, les États-Unis ont, au cours des dix dernières années, conservé leurs infrastructures et leurs moyens et ont fortement développé leur capacité d'enrichissement. Les premiers nouveaux réacteurs devraient voir le jour très prochainement, mais il faudra attendre des décennies avant que la gestion à long terme du combustible nucléaire utilisé ne trouve une solution.

S'agissant des mesures en faveur de la durabilité, les interventions de l'État n'ont pas favorisé les améliorations qui font l'objet de ce rapport. Les politiques en la matière

étaient variables et par conséquent incertaines. Les progrès de la durabilité sont dus principalement aux travaux effectués par l'industrie sur la technologie de centrifugation et les meilleures performances d'exploitation des entreprises d'électricité. On a continué d'investir dans la R-D mais, à ce stade, cet investissement n'a pas fait avancer le stockage des déchets ou la fermeture du cycle.

4.2.4. Pays ayant adopté des politiques neutres ou contraires au développement des programmes nucléaires

L'Allemagne a mis en service son premier réacteur en 1975. Après une première phase d'essor important du nucléaire, l'arrivée au pouvoir des socio-démocrates et des Verts succédant aux chrétiens-démocrates en 1998 a entraîné un changement radical de la politique nucléaire du pays. Le gouvernement sortant était un partisan enthousiaste de la technologie nucléaire, tandis que le nouveau gouvernement s'y opposait. Au cours de cette période, l'Allemagne a adopté une stratégie de sortie du nucléaire définissant un calendrier de ralentissement du programme nucléaire et d'abandon de l'exploitation civile du nucléaire avant 2020. La Politique énergétique nationale (2010) en définit les conditions. Plus près de nous, le gouvernement actuel, après avoir dans un premier temps donné son accord à la prolongation de 12 à 17 ans de la durée de vie restante des centrales actuelles, a décidé d'abandonner le nucléaire d'ici 2020. L'Allemagne a, en revanche, mis en place d'importantes incitations à l'utilisation des énergies renouvelables, si bien qu'aujourd'hui les centrales nucléaires fonctionnent en suivi de charge.

La recherche et le développement sont désormais centrés sur la sûreté de l'exploitation des REO ainsi que sur des études destinées à abaisser les volumes des déchets dans les installations de stockage, y compris par la séparation et la transmutation. Ces activités se déroulent, en partie, dans le cadre de projets de la Commission européenne.

Les politiques énergétiques nationales ont décidé du sort de l'industrie nucléaire allemande actuellement condamnée. Les événements de Fukushima Daiichi le confirment. De la même manière, les tentatives du pays pour trouver un site de stockage pour les déchets de haute activité sont au point mort, car l'opinion publique est désormais hostile aux propositions initiales qui consistaient à aménager ce stockage à Gorleben.

La **Belgique** a très vite joué un rôle actif sur la scène nucléaire en Europe tant par les recherches qu'elle menait que par les centrales nucléaires construites. Elle s'est dotée de trois réacteurs d'essai (BR1, 2 et 3). Le réacteur BR2 est toujours en service ainsi que d'autres installations expérimentales comme Thétis et VENUS.

Fort de l'expérience acquise sur ces réacteurs d'essai, la Belgique s'est lancée dans un programme électronucléaire et a construit sept centrales qui ont été mises en service de 1975 à 1985. Ces réacteurs ont assuré environ 54 % de la production totale d'électricité de la Belgique. Dans le passé, deux des réacteurs ont été chargés partiellement en MOX, en application d'une décision de 1993 du parlement qui avait approuvé le recyclage du plutonium extrait du combustible usé. Toutefois, depuis le moratoire de 1999 concernant le retraitement, cette pratique a pris fin et les derniers éléments combustibles au MOX ont été chargés en 2006.

La Belgique participe activement à des travaux scientifiques et technologiques entrepris dans un cadre international, y compris sur la séparation et la transmutation, les réacteurs innovants à spectres rapides, établissant des synergies avec les recherches sur le RNR-Pb, un concept mis au point dans le cadre du Forum international Génération IV et de la Commission européenne. Ces travaux doivent se poursuivre avec la proposition de projet MYRRHA qui a évolué vers une conception fondée sur une installation de 100 MWth capable de fonctionner en modes sous-critique et critique.

À part la fabrication du combustible, la Belgique ne travaille pas sur l'amont du cycle du combustible. Elle ne possède pas de gisements d'uranium qui puissent être extraits

dans des conditions rentables, mais a, par le passé, produit de l'uranium tiré de phosphates importés du Maroc.

La Belgique a acquis une expérience substantielle de la fabrication du combustible nucléaire dans deux usines : FBFC et Belgonucléaire. FBFC, qui appartient désormais à AREVA, a une capacité de production de 500 tonnes d'uranium par an, fabrique du combustible destiné à des REP et des REB et possède une chaîne d'assemblage de combustibles MOX. Belgonucléaire a exploité une usine de combustible MOX entre 1986 et 2006. Sur toute sa période d'activité, l'entreprise a produit environ 650 tonnes de MOX pour les centrales nucléaires d'Allemagne, de Belgique, de France, du Japon et de Suisse.

Pour ce qui est des stratégies de l'aval du cycle du combustible, la Belgique a, dans un premier temps, suivi la voie du retraitement-recyclage. Synatom a ainsi conclu des contrats de retraitement avec Cogema du milieu des années 1970 à la fin des années 1980. Depuis le débat au parlement consacré au retraitement en 1993, le retraitement et la solution de stockage direct devaient être traités à égalité. En 1998, le gouvernement belge a décidé qu'il n'était plus possible de conclure de contrat de retraitement sans son accord officiel. Depuis lors, le combustible usé des sites nucléaires est entreposé sur place, à sec, sur le site de Doel, et sous eau, à Tihange.

Les déchets vitrifiés produits à La Hague dans le cadre de contrats de retraitement ont été réexpédiés en Belgique entre 2000 et 2007 et sont entreposés chez Belgoprocess. Comme prévu dans la convention multilatérale signée en 2008, en rapatriant le dernier chargement de déchets de haute activité, Synatom a rempli toutes ses obligations.

À l'issue d'une enquête publique close à la fin septembre 2010, NIRAS/ONDRAF doit présenter, en 2011 un plan de gestion des déchets au gouvernement qui doit prendre une décision concernant la gestion à long terme des déchets de moyenne activité à vie longue et des déchets de haute activité. En 2008, un rapport a été rédigé et l'on a commencé à préparer la consultation publique. Depuis, la recherche et les travaux sur la sûreté se poursuivent dans le domaine du stockage géologique des déchets de haute activité et des déchets à vie longue, notamment dans un laboratoire souterrain (200 mètres en-dessous de la surface) situé chez SCK•CEN et exploité dans le cadre d'une collaboration entre SCK•CEN et NIRAS/ONDRAF. L'objectif est de présenter d'ici 2013 un premier dossier de sûreté et de faisabilité aux autorités de sûreté.

Le pays a également lancé un projet de stockage en surface des déchets de faible et moyenne activité à vie courte. La conception détaillée et les études de sûreté font actuellement l'objet d'une expertise avant le dépôt d'une demande de construction et d'exploitation en 2011. Le site choisi, à savoir Dessel, a été également associé au projet afin de pouvoir y intégrer des mesures destinées à favoriser le développement social et économique de la région.

Depuis une série de décisions du gouvernement, l'avenir de la production électronucléaire en Belgique est très incertain. En 2003, a été adoptée une loi prévoyant l'abandon progressif de la production électronucléaire et la fermeture des centrales nucléaires après 40 ans de fonctionnement. Aux termes de cette loi, trois premiers réacteurs devraient être mis hors service en 2016, ce qui amputerait le pays d'une puissance installée de presque 1 800 MWe. Les autres tranches seraient contraintes de fermer en 2026. En 2008 toutefois, un organisme d'expertise, le groupe GEMIX a été constitué par le gouvernement belge. Il lui a été demandé d'étudier le parc énergétique idéal pour le pays et d'étudier plusieurs scénarios nucléaires en s'intéressant de préférence à la sécurité énergétique, la compétitivité et la protection de l'environnement et du climat. Le rapport final, qui a été publié par GEMIX à la fin de 2009, démontrait que, en l'absence des trois plus anciennes centrales nucléaires, la Belgique devrait faire face à une grave pénurie d'énergie d'ici la fin de 2015. Sur ce, le gouvernement belge a décidé de reconsidérer la loi de sortie du nucléaire et de prolonger de dix ans la durée de vie en service des trois réacteurs de puissance les plus anciens. Toutefois, le parlement n'a jamais confirmé cette décision, en raison de la crise

politique qui régnait à l'époque, si bien que la loi originale sur l'abandon du nucléaire reste en vigueur.

Par conséquent, tant l'Allemagne que la Belgique ont opté pour des politiques de sortie du nucléaire avec des modalités d'application variables. Dans ce contexte, tout progrès sur la voie de la fermeture du cycle du combustible et bien sûr du développement du nucléaire était exclu.

4.2.5. Efforts entrepris au niveau mondial

En dehors des initiatives nationales, très variables du fait des politiques nationales de développement du nucléaire, d'autres activités ont été entreprises au niveau international, notamment GIF, l'INPRO et l'IFNEC. Afin d'illustrer les progrès accomplis vers la durabilité, nous avons résumé ci-dessous quelques exemples de ces initiatives internationales, y compris des approches originales et des échecs.

- **Le Partenariat mondial pour l'énergie nucléaire (GNEP) et le Cadre international pour la coopération en matière d'énergie nucléaire (IFNEC)** : GNEP a commencé avec une proposition des États-Unis en 2006 de lancer un partenariat international afin de favoriser l'emploi du nucléaire et de fermer le cycle du combustible pour réduire les quantités de déchets nucléaires et atténuer les risques de prolifération. Dans le cadre de cette initiative, on a étudié des moyens de garantir un approvisionnement en combustible nucléaire à tous les pays sans pour autant aggraver le risque de prolifération. Ce partenariat a finalement donné naissance à une nouvelle initiative du nom de IFNEC, où les États participants pourront explorer des approches leur apportant des avantages mutuels afin de garantir l'exploitation de l'énergie nucléaire à des fins pacifiques dans des conditions qui soient efficaces et respectent les normes de sûreté, de sécurité et de non-prolifération les plus sévères.
- **L'initiative mondiale pour l'infrastructure nucléaire** : ce programme, lancé en 2006 et parfois connu comme « l'initiative russe », prévoit la création de centres internationaux de services du cycle du combustible nucléaire qui seraient assurés dans le cadre de coentreprises financées par plusieurs pays. Ces centres internationaux seraient consacrés à des services d'enrichissement et de recyclage/retraitement et/ou d'entreposage du combustible ainsi qu'aux recherches et formations du personnel correspondantes. Il s'agit ainsi de limiter le risque de prolifération.
- **L'initiative relative à la menace nucléaire (NTI)** : la NTI est née en 2001 de la crainte que le public ait perdu de vue, avec la fin de la guerre froide, la menace que représentent les armes nucléaires. Elle a été lancée par M. Sam Nunn, alors au Sénat américain, afin d'inciter des organisations privées à participer au renforcement de la sécurité mondiale en réduisant le risque de prolifération des armes nucléaires, biologiques et chimiques. Cette initiative a notamment pour objectif de créer des banques de combustible nucléaire assurant un approvisionnement en combustible à tous les pays et les dispensant de se doter chacun d'usines d'enrichissement du combustible.
- **Le Plan stratégique européen pour les technologies énergétiques (Plan SET)** : le Plan SET est la solution trouvée par l'Union européenne pour accélérer le développement des technologies en bas carbone et les imposer sur les marchés. Il propose une planification stratégique commune et décrit une vision de l'Union européenne leader mondial dans un éventail varié de technologies énergétiques propres, efficaces et à bas carbone, facteur de prospérité et acteur majeur de la croissance et de la création d'emplois. Cette vision laisse une large place à la fission nucléaire. L'Initiative européenne pour une industrie nucléaire durable a été lancée dans le cadre du Plan SET, afin de démontrer la durabilité à long terme de cette énergie. Cette initiative est pilotée par des membres de la **Plate-forme technologique pour**

l'énergie nucléaire durable (SNETP), un programme européen parallèle aujourd'hui axé sur la recherche européenne concernant les systèmes nucléaires. Les objectifs du SNETP sont définis dans le rapport *SNETP Vision Report* (SNETP, 2007) et concordent globalement avec ceux de GIF, à savoir :

- parvenir à une production d'énergie durable ;
- parvenir à des performances économiques nettement meilleures ;
- améliorer l'efficacité d'utilisation des ressources naturelles ;
- produire de l'électricité et de la chaleur de procédé dans une même installation ;
- améliorer constamment les niveaux de sûreté ;
- réduire au minimum les déchets et optimiser la résistance à la prolifération.

On peut en conclure globalement que les efforts entrepris à l'échelle mondiale au cours des dix dernières années n'ont produit que des modifications et améliorations progressives de la durabilité. Il est à noter cependant que la perspective mondiale a pris de l'importance, à mesure que l'on appréhendait plus finement les complexités et les défis que présente la durabilité.

4.3. Commentaires relatifs aux politiques

Dans cette section, nous analyserons l'influence du contexte des politiques (nationales et mondiales) sur le choix de la technologie nucléaire pour produire de l'électricité, en particulier sur l'adoption d'une technologie nucléaire spécifique présentant de l'intérêt du point de vue de la durabilité. La question de l'adoption d'une technologie est complexe et, de fait, les technologies ne sont pas développées et ne s'imposent pas comme par miracle, en dehors du cadre d'une politique publique (intégrant la sécurité nationale, l'énergie et les cadres juridiques, réglementaires et institutionnels du pays) et sans tenir compte des attitudes du public, des besoins énergétiques, de la confiance des investisseurs et des progrès technologiques.

Au cours des 40 dernières années, les raisons qui ont motivé différents pays à adopter certains éléments du cycle du combustible ont évolué. Les pays qui ont été les premiers à intégrer le cycle du combustible à leur politique nucléaire étaient en général des États détenant l'arme nucléaire qui avaient besoin de retraiter et d'enrichir tout autant que d'exploiter des centrales nucléaires. La technologie nucléaire civile est issue du programme américain *Atoms for Peace* (des atomes pour la paix) et s'est répandue dans le monde après la Deuxième Guerre mondiale. Ces premiers pays ont désormais atteint la maturité ; les technologies nucléaires militaires ont été reprises par le nucléaire civil ou transférées à ce secteur. Il s'agit notamment des États-Unis, de la Fédération de Russie, de la France et du Royaume-Uni, bien que le retraitement ait été suspendu aux États-Unis et que le chemin vers la gestion des déchets ait été semé d'embûches. Les États qui ont acquis ensuite l'arme atomique ont également inclus le retraitement et l'enrichissement de leurs programmes nucléaires. C'est le cas notamment de la Chine et de l'Inde. Avec le renforcement du système des garanties internationales et des régimes de non-prolifération, ces composantes plus sensibles du cycle du combustible sont moins souvent adoptées quand elles ne sont pas abandonnées. D'ailleurs, plusieurs initiatives internationales favorisent des solutions permettant aux pays de faire l'économie d'un cycle du combustible intégral.

Depuis cette première phase, les événements dans le monde ont déterminé le rythme d'adoption, entre autres, de la technologie nucléaire (par exemple, les chocs pétroliers de 1973 et de 1979) et incité de nombreux pays à améliorer leur sécurité énergétique. C'est le cas en particulier des États-Unis, de la France, du Japon et de la République de Corée. Toutefois, après les accidents de *Three Mile Island* et de Tchernobyl, le développement du nucléaire a marqué une pause, en particulier dans les pays occidentaux, et s'est déplacé

pour l'essentiel vers l'Est. En Italie, par exemple, l'accident de Tchernobyl a conduit au référendum de 1987 par lequel le pays a décidé d'arrêter ses réacteurs.

Plus près de nous, le développement des programmes nucléaires se justifie par une combinaison de facteurs – les besoins énergétiques, la volonté d'améliorer la sécurité d'approvisionnement et les mesures prises pour atténuer les effets du dérèglement climatique. C'est le cas de la Chine, de l'Inde et de la République de Corée ainsi que de plusieurs pays en développement. Ces derniers se sont concentrés sur le développement de l'électro-nucléaire et non directement des autres parties du cycle du combustible.

4.3.1. Durabilité environnementale et sécurité énergétique

Jusqu'à la fin des années 1990, le développement durable était réservé au domaine de l'environnement. Après cette date, l'objectif s'est déplacé vers les politiques énergétiques. Au cours de cette période, l'inquiétude concernant l'épuisement des ressources nationales et une forte dépendance vis-à-vis des importations d'énergie a mis en évidence les problèmes de sécurité énergétique que pose toute politique destinée à régler les problèmes du dérèglement climatique et de la durabilité. De nombreux pays, au premier rang desquels les membres de l'Union européenne, ont donc entrepris d'inscrire la diversification des énergies dans leurs projets de développement durable afin de parvenir à la sécurité énergétique.

L'énergie nucléaire vantée pour sa capacité de réduire les émissions de gaz à effet de serre a fait alors son entrée dans la sphère de l'environnement et dans les débats sur un avenir décarboné et les moyens de parer au dérèglement climatique. Malgré la contribution positive de cette énergie, elle n'a pourtant pas été acceptée parmi les mécanismes préconisés pour prévenir le changement climatique, comme le mécanisme pour un développement propre du Protocole de Kyoto. Les risques de prolifération que présentent certaines parties du cycle du combustible et l'inquiétude persistante des décideurs concernant l'absence de solution définitive pour gérer les déchets radioactifs en sont la cause. Toutefois, de nombreux pays ont pris des mesures afin d'encourager les technologies à bas carbone dont le plus célèbre est le Système d'échange de quotas d'émissions de gaz à effet de serre de l'Union européenne. La réflexion sur ce sujet s'est étendue à d'autres pays. Le Royaume-Uni a introduit des réformes du marché de l'électricité afin d'autoriser la conclusion de contrats à long terme de fourniture d'énergie produite par des technologies à bas carbone, comme le nucléaire. Ce type de changement dans les politiques relatives aux marchés de l'énergie améliorera les perspectives de développement de l'énergie nucléaire.

Aujourd'hui, les débats stratégiques concernant l'énergie nucléaire tournent dans de nombreux pays autour :

- des facteurs énergétiques ou climatiques favorisant l'insertion du nucléaire dans un parc énergétique diversifié ;
- de la capacité des régimes réglementaires de garantir la non-prolifération, la sécurité et la sûreté ;
- des obstacles à la croissance du nucléaire comme la gestion des déchets et l'adhésion du public.

Nous avons vu au chapitre 2 les avantages du nucléaire qui restent les raisons principales de l'intérêt porté à cette énergie. Les obstacles à son développement sont liés aux éléments de la durabilité définis dans ce rapport. La section 4.1 a décrit brièvement les conclusions globales que l'on peut tirer concernant l'évolution vers la durabilité d'un point de vue technologique, tandis que la section 4.2 exposait comment les pays mettent en œuvre des politiques favorisant ou non la croissance du nucléaire. Les sections qui suivent seront consacrées aux aspects réglementaires et à la gestion des déchets.

4.3.2. Sûreté, sécurité et non-prolifération

Sûreté

Les conventions et normes internationales sont aujourd'hui un facteur primordial d'amélioration des régimes juridiques et réglementaires de l'énergie nucléaire. Elles sont pour l'essentiel élaborées sous les auspices de l'AIEA, mais d'autres organismes internationaux y contribuent également. Elles revêtent la forme de conventions (ratifiées par les États membres), de normes (intégrées à la législation des États membres) et de recommandations (destinées aux organisations nucléaires pertinentes). Les domaines concernés sont la sûreté, la sécurité, les garanties ainsi que les régimes de responsabilité civile définis aujourd'hui par des conventions internationales que signent des groupes de pays.

La sûreté est l'un des impératifs primordiaux et prioritaires de toute politique. L'accent mis sur la sûreté et la culture de sûreté au cours des dix dernières années ressort clairement des initiatives nationales, internationales et industrielles. Les fonctions réglementaires ont été mises en valeur, et la tendance générale est de promouvoir et de renforcer par la loi l'autonomie et l'indépendance des autorités de contrôle dans tous les pays membres de l'AEN. L'harmonisation des démarches réglementaires a également pris un élan considérable avec, par exemple, la mise au point du programme multinational d'évaluation (MDEP)³ et la création du Groupe des régulateurs européens dans le domaine de la sûreté nucléaire (ENSERG)⁴.

Dans les statuts de l'AIEA, il est prévu deux mandats spécifiques pour le pilier « sûreté et sécurité nucléaires » : la rédaction de recommandations faisant autorité sur la meilleure façon de garantir la sûreté (et la sécurité) des technologies nucléaires pacifiques et l'application de ces recommandations dans le monde entier. La réalisation de ces mandats a produit des conventions internationales et normes de sûreté ainsi que des missions d'assistance et d'expertises.

L'amélioration de la sûreté dans le monde repose également sur l'élaboration et l'adoption d'instruments juridiquement contraignants relatifs à la sûreté. Depuis 1986, quatre conventions ont été ratifiées qui portent sur la sûreté nucléaire, les interventions en cas d'urgence et la gestion des déchets radioactifs :

1. *La Convention sur la notification rapide d'un accident nucléaire* met en place un système de notification des accidents nucléaires susceptibles de provoquer des rejets transfrontières qui pourraient rejaillir sur la sûreté radiologique d'un autre État.
2. *La Convention sur l'assistance en cas d'accident nucléaire ou de situation d'urgence radiologique* définit un cadre international de coopération entre Parties ainsi qu'avec l'AIEA qui est destiné à faciliter l'accès à une aide et un soutien rapides dans l'éventualité d'un accident nucléaire ou d'une situation d'urgence radiologique.
3. *La Convention sur la sûreté nucléaire* par laquelle les parties contractantes exploitant des centrales nucléaires terrestres s'obligent à préserver un niveau de sûreté élevé en définissant des références que tous les États doivent respecter.
4. *La Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs* est la première convention internationale juridiquement contraignante portant sur la sûreté de ces activités. Il s'agit d'un engagement des

3. Initiative multinationale des autorités de sûreté nationales destinée à concevoir des approches innovantes pour mobiliser les moyens et savoirs acquis par les autorités de sûreté nationales lors de l'examen des nouveaux concepts de réacteurs.

4. Le Groupe des régulateurs européens dans le domaine de la sûreté nucléaire a pour objectif de parvenir à une conception commune sur la sûreté des installations nucléaires et de la gestion du combustible usé et des déchets radioactifs entre autorités de sûreté nucléaire européennes.

États participants à établir et préserver un niveau de sûreté élevé constant lors de la gestion du combustible usé et des déchets radioactifs dans le cadre du régime de sûreté mondial destiné à garantir une protection efficace des individus et de l'environnement.

Au niveau européen, les 27 États membres de l'Union européenne ont adopté une législation européenne juridiquement contraignante fondée sur le Traité instituant la Communauté européenne de l'énergie atomique (Traité EURATOM) afin d'harmoniser les normes relatives à la sûreté nucléaire et à la gestion des déchets radioactifs au sein de l'Union européenne :

1. *Directive 2009/71/Euratom du Conseil du 25 juin 2009 établissant un cadre communautaire pour la sûreté nucléaire des installations nucléaires* fondée sur la Convention sur la sûreté nucléaire, vise entre autres, à garantir que les États membres prendront les dispositions nationales appropriées afin d'atteindre le niveau de sûreté nucléaire élevé nécessaire pour protéger les travailleurs et le grand public contre les dangers résultant des rayonnements ionisants émis par les installations nucléaires.
2. *Directive 2011/70/Euratom du Conseil du 19 juillet 2011, établissant un cadre communautaire pour la gestion responsable et sûre du combustible usé et des déchets radioactifs* qui vise à s'assurer que les États membres de l'Union européenne prendront les dispositions appropriées afin de garantir, dans la gestion du combustible usé et des déchets radioactifs, le niveau de sûreté indispensable pour assurer la protection des travailleurs et du grand public contre les dangers résultant des rayonnements ionisants.

Avant la catastrophe de Tchernobyl, des instruments portant sur la responsabilité civile nucléaire avaient été élaborés qui, depuis le début des années 1960, sont devenus plus exhaustifs. Sous les auspices de l'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire, certains de ses pays membres ont établi le régime de Paris/Bruxelles, qui recouvre la Convention de Paris sur la responsabilité civile dans le domaine de l'énergie nucléaire, la Convention complémentaire de Bruxelles sur la responsabilité civile dans le domaine de l'énergie nucléaire ainsi que les Protocoles de 2004 portant modification de ces conventions (pas encore en vigueur). Sous les auspices de l'AIEA, certains de ses États membres ont créé ce que l'on appelle le régime de Vienne (qui inclut la Convention de Vienne relative à la responsabilité civile en matière de dommages nucléaires et son Protocole d'amendement) et élaboré la Convention sur la réparation complémentaire des dommages nucléaires (pas encore entrée en vigueur). Pour établir une passerelle entre les régimes de Paris/Bruxelles et le régime de Vienne et afin de faire bénéficier les pays Parties à la Convention de Vienne des dispositions de la Convention de Paris (et *vice versa*), le Protocole commun relatif à l'application de la Convention de Vienne et de la Convention de Paris (appelé Protocole commun) a été adopté en 1988.

L'accident de Fukushima Daiichi

Avec les événements de Fukushima Daiichi en mars 2011, la priorité donnée à la sûreté et la culture de sûreté dans l'industrie nucléaire devrait être encore renforcée, et cela dans le monde entier. L'accent devrait être mis aussi sur la gestion des accidents.

Comme ce fut le cas pour les accidents de *Three Mile Island* et de Tchernobyl, le temps dira comment les attitudes nées de la crise de Fukushima Daiichi se répercuteront sur les décisions des pouvoirs publics. Ces attitudes pourraient être positivement influencées par les activités entreprises aujourd'hui pour renforcer les normes de sûreté et la coopération internationale. Il est possible aussi qu'à l'inquiétude pour la sûreté nucléaire réponde l'inquiétude pour le changement climatique et le réchauffement mondial.

Garanties

Pour ce qui est des garanties, jusqu'au début du siècle, les mesures internationales prises contre la prolifération consistaient presque exclusivement à vérifier les stocks de matières nucléaires dans des installations déclarées. Après la première guerre du Golfe et la découverte du programme nucléaire clandestin de l'Irak qui avait échappé au système de garanties traditionnel de l'AIEA, ce dernier a été élargi à des évaluations complètes du cycle du combustible et de l'infrastructure (le « Protocole additionnel ») et finalement à toutes les installations d'un État (« garanties intégrées »).

Les progrès du système des garanties telles que la surveillance automatique ou la télésurveillance sont souvent des concepts d'origine stratégique ou économique ayant des applications qui dépendent de la technologie. Certaines avancées de la technologie des garanties trouvent leur origine uniquement dans la technologie, notamment la nécessité de vérifier du combustible neuf ayant des signatures radiologiques très différentes dans des cycles fermés de celles que les régimes d'inspection distinguaient auparavant. De même, appliquer le système de garanties au cycle du combustible au thorium exigera de pouvoir vérifier du combustible usé et du combustible neuf non fissile contenant des isotopes de l'uranium différents (^{233}U et ^{232}U), avec les chaînes de décroissance correspondantes. Enfin, même si la gestion du combustible « en vrac » (sels fondus, lits de boulets) exigera d'importantes modifications de l'instrumentation et de l'approche employées afin de pouvoir établir une comptabilité satisfaisante des matières nucléaires, les garanties pourraient finalement se révéler plus simples à mettre en œuvre du fait de la faible teneur en matière fissiles des combustibles à contrôler.

Assurément, la facilité avec laquelle une technologie se prête aux garanties et en améliore par conséquent son efficacité et son efficacité ultimes constituera l'axe de progrès le plus important dans les nouveaux systèmes nucléaires. À cet égard, l'architecture des installations et le cycle du combustible sont les deux domaines où l'on devrait progresser le plus. Et de fait, tout système avancé devrait intégrer les enseignements de la mise en œuvre des garanties dans les générations précédentes de réacteurs et qui étaient centrées pour l'essentiel sur les mouvements du combustible et l'entreposage du combustible dans l'installation.

Ces récentes avancées des concepts de non-prolifération ont été accompagnées d'une évolution dans la conception de la protection physique. Une fois de plus, les événements mondiaux sont intervenus pour accélérer le processus, en l'occurrence, les attentats du 11 septembre 2001 qui ont mis en évidence des faiblesses imprévues de l'infrastructure sociale. De même que pour la non-prolifération, l'AIEA et les concepteurs d'installations nucléaires se sont intéressés davantage aux caractéristiques intrinsèques des installations nucléaires, tout en apportant d'évidentes améliorations aux mesures traditionnelles de protection.

Là encore, l'accent est mis sur le combustible, ses déplacements et son entreposage ainsi que sur l'architecture des installations, l'objectif étant soit de réduire le plus possible l'attractivité des cibles ou les conséquences d'un attentat visant ces cibles. On s'est intéressé davantage aux cibles non traditionnelles et notamment au cyberterrorisme, au vol d'informations et aux complicités internes.

Enfin, ces progrès des concepts et démarches, tant pour ce qui concerne la prolifération que la protection physique, ont exigé de développer parallèlement des méthodologies d'évaluation et d'analyse. Comme ces méthodologies s'adressent à diverses communautés d'utilisateurs, depuis les décideurs jusqu'aux concepteurs, elles doivent être suffisamment adaptables tout en restant efficaces et efficaces. Le projet INPRO de l'AIEA et le Groupe de travail sur la résistance à la prolifération et la protection physique du Forum international Génération IV ont largement contribué à fournir des outils dans ce domaine. Dans le cas de la non-prolifération et de la protection physique, il a été démontré que ces deux méthodologies fonctionnent en harmonie, l'INPRO proposant une liste de contrôle intégrale

pour les évaluations et le Groupe de travail de GIF une méthode d'évaluation complète qui répond à certaines exigences de l'INPRO.

4.3.3. Gestion des déchets radioactifs et du combustible usé

Stockage du combustible usé et des déchets de haute activité

L'installation du combustible usé et des déchets de haute activité dans des stockages géologiques a été retenue ces dix dernières années comme la stratégie de stockage privilégiée par la plupart des pays membres de l'AEN. Les différentes mesures prises dans les années 1990 pour gagner l'adhésion du public à cette stratégie ont permis d'obtenir, chez les différentes parties prenantes, une attitude plus positive au cours de cette période et ainsi de progresser vers une décision. Au début de l'année 2001, le parlement finlandais a approuvé une décision de principe du gouvernement concernant la conformité de la sélection proposée du site d'Eurojoki pour y construire le stockage géologique du combustible usé. SKB, l'agence suédoise de gestion des déchets, a annoncé, au mois de juillet 2009, qu'elle préparait une demande d'autorisation de construction d'un dépôt à Forsmark, puisque la municipalité d'Östhammar s'était prononcée en faveur de cette installation. Dans les deux cas, le stockage devrait entrer en service vers 2020 (AEN, 2008).

Depuis 2001, d'autres pays ont officiellement confirmé qu'ils privilégiaient le stockage en formation géologique, adoptant à cet effet des dispositions juridiquement contraignantes ou annonçant leur décision par une déclaration stratégique du gouvernement. C'est le cas notamment du Canada, de la France, du Japon, du Royaume-Uni et de la Suisse. S'appuyant sur ces dispositions juridiques, tous ces pays ont entamé un processus de désignation d'un site en tenant compte des exigences techniques et des exigences des parties prenantes. En France, un laboratoire souterrain fonctionne d'ores et déjà près de Bure dans une formation d'argilite du Callovo-Oxfordien présentant des capacités de confinement remarquable avec la perspective d'aménager ensuite un stockage géologique de déchets de haute activité et de moyenne activité à vie longue dans la région. Pour l'installation du stockage souterrain futur, une zone de 30 km² a été approuvée. Le dépôt de la demande d'autorisation de construction du stockage géologique est prévu d'ici la fin de 2014 qui devra respecter, comme le prescrit la loi, l'impératif de réversibilité. La réussite de ces programmes, conjuguée au démarrage ou au redémarrage potentiels des programmes belge et allemand, permettrait la mise en service de trois installations nationales de stockage entre 2020 et 2025 (en Finlande, en France et en Suède) et de quelques stockages supplémentaires d'ici 2040 (voir également AEN, 2008).

Les États-Unis ont essuyé un revers dans ce domaine. En 2002, suivant une procédure définie dans le *Nuclear Waste Policy Act*, le Congrès des États-Unis a choisi le site de Yucca Mountain afin d'y installer un stockage national. En 2009, toutefois, le nouveau gouvernement a décidé de ne pas poursuivre ce programme, déclarant le site inadapté à la création d'un stockage en formation géologique. Par conséquent, le dépôt de la demande d'autorisation auprès de l'autorité de sûreté (NRC) a été retiré et une commission a été établie afin de proposer des recommandations pour concevoir des solutions de rechange sûres pour la gestion du combustible nucléaire usé et des déchets nucléaires sur le long terme aux États-Unis.

De nombreux pays ont encore consolidé les cadres juridiques et institutionnels en place pour la gestion du combustible nucléaire usé et des déchets radioactifs. La création ou la restructuration d'organisations indépendantes chargées de la gestion du combustible usé et des déchets radioactifs pendant les années 1990 et au début des années 2000 ont marqué un progrès dans ce domaine⁵.

5. Par exemple, la Société de gestion des déchets nucléaires (SGDN) au Canada, PURAM en Hongrie, NUMO au Japon et le *Radioactive Waste Management Directorate* (RWMD) établi par la *Nuclear Decommissioning Authority* au Royaume-Uni.

Parallèlement aux progrès vers la mise en œuvre de stockages géologiques nationaux, le concept de centres régionaux et internationaux de stockage des déchets de haute activité et du combustible nucléaire usé a également pris un relief particulier ces dernières années. Certains pays dotés de programmes nucléaires modestes y voient une solution technique et économique pratique. Malgré les problèmes politiques qu'ils posent et la difficulté qu'il y aura à remporter l'adhésion publique, les stockages internationaux resteront pour les petits pays un moyen séduisant de gérer leurs déchets.

Sur la scène internationale, la Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs, depuis qu'elle est entrée en vigueur, en 2001, orientera les efforts communs des pays qui ont ratifié le texte, en les incitant à valider et harmoniser leurs pratiques et politiques (par l'intermédiaire d'expertises internationales).

Retraitement du combustible usé

Traditionnellement, on répartissait les pays selon qu'ils avaient adopté ou non une politique nationale de retraitement. L'Allemagne, la France, le Japon et le Royaume-Uni et, parmi les pays non membres de l'AEN, la Fédération de Russie et l'Inde ont pratiqué de longue date une politique de retraitement. La Belgique, les Pays-Bas et la Suisse ont également fait retraiter de grandes quantités de leur combustible usé. En revanche, le Canada, l'Espagne, la Finlande et la Suède ont soit d'emblée décidé de ne pas retraiter soit abandonné le retraitement assez tôt.

Le gouvernement allemand a décidé, en 1999, de mettre un terme au retraitement, et cette décision a été inscrite dans la loi en 2002 dans un amendement à la loi atomique (BMU, 2008). Cette décision a eu des répercussions importantes sur certains pays européens comme la Belgique, les Pays-Bas et la Suisse, ébranlant la politique jusqu'alors adoptée. Si, en Belgique, le moratoire qui avait été déjà adopté a été confirmé, la politique n'a pas changé aux Pays-Bas et la Suisse a résolu le problème en adoptant, dans la loi sur l'énergie nucléaire de 2003, une disposition interdisant toute exportation de combustible usé destiné au retraitement sur une période de dix ans à compter du mois de juillet 2006 (DSN, 2008).

Dans les pays scandinaves (Finlande et Suède), la politique de gestion du combustible usé a toujours été orientée vers le stockage direct du combustible usé dans des installations souterraines. De même, l'Espagne est restée opposée au retraitement même si elle a honoré des engagements découlant de contrats anciens.

Les États-Unis ont décidé d'abandonner le retraitement à la fin des années 1970, mais ils ont conservé une puissante industrie nationale du retraitement et poursuivi les études et recherches sur ce sujet, en particulier sur les technologies avancées de séparation des transuraniens. Un rapport récent du *Boston Consulting Group* (BCG, 2006) se fondant sur des informations protégées d'AREVA est parvenu à la conclusion que la solution du recyclage du combustible usé à l'aide du procédé COEX™ par voie aqueuse pourrait être aussi rentable que le stockage direct (Kok, 2009). Il est admis que les solutions avancées pour les réacteurs et le cycle fermé, et notamment la séparation et le retraitement du combustible irradié, peuvent améliorer la gestion des déchets et gagner l'adhésion du public et, pour cette raison, ne devraient pas être écartées (MIT, 2011).

Les pays dotés d'usines de retraitement (France et Royaume-Uni) ou qui ont l'intention de passer du stade pilote au stade industriel (Japon) n'ont cessé de favoriser le retraitement. En France en particulier⁶, le recours des matières recyclées a récemment nettement augmenté car 22 centrales nucléaires ont été autorisées à consommer du MOX

6. Aux termes de la loi française, le plan national de gestion des déchets radioactifs et des matières valorisables doit respecter la consigne suivante : « La réduction de la quantité et de la nocivité des déchets radioactifs est recherchée notamment par le traitement des combustibles usés et le traitement et le conditionnement des déchets radioactifs ».

(contre 21 qui l'utilisent actuellement) et quatre centrales ont été autorisées à utiliser de l'URT. En 2010, 17 % environ de la production nucléaire ont été obtenus avec des matières recyclées dans ce pays (WNA, 2011). De plus, le MOX et l'URT usés sont actuellement entreposés en attendant leur retraitement et l'utilisation du plutonium dans les réacteurs rapides de quatrième génération même si l'on envisage d'autres solutions possibles pour un deuxième recyclage ou la réutilisation du Pu de deuxième génération dans les REO.

Plusieurs pays hésitent à arrêter une stratégie définitive et n'ont donc toujours pas choisi leur politique de stockage. Bien que cette démarche leur permette de tirer parti des progrès des technologies et solutions avancées, elle ne peut être que provisoire. En attendant une solution définitive, il faudra accorder toute l'attention nécessaire aux répercussions potentielles d'un entreposage prolongé sur les installations d'entreposage et leur conception ainsi que sur l'intégrité du combustible usé ou du plutonium séparé ainsi entreposés.

Références

- AEN (2008), *Perspectives de l'énergie nucléaire*, Agence pour l'énergie nucléaire, OCDE, Paris, France.
- AIE (2009), *World Energy Outlook 2009*, Agence internationale de l'énergie, OCDE, Paris, France.
- AIE (2010), *Energy Technology Perspectives 2010, Scenarios & Strategies to 2050*, Agence internationale de l'énergie, OCDE, Paris, France.
- AIEA (2008), *Energy, Electricity and Nuclear Power Estimates for the Period up to 2030*, Agence internationale pour l'énergie atomique, Édition 2008, Vienne, Autriche.
- AIEA (2010), *Assessment of Nuclear Energy Systems Based on a Closed Nuclear Fuel Cycle with Fast Reactors*, IAEA-Tecdoc-1639, Agence internationale pour l'énergie atomique, Vienne, Autriche.
- BCG (2006), *Economic Assessment of Used Nuclear Fuel Management in the United States*, Rapport établi par le Boston Consulting Group pour AREVA, Paris, France.
- BMU (2008), *Joint Convention on the Safety of Radioactive Waste Management – Report of the Federal Republic of Germany to the Third Review Meeting*, Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU), Berlin, Allemagne.
- CNUED (1992), *Sommet « Planète Terre »*, Conférence des Nations Unies sur l'environnement et le développement, Convention-cadre des Nations Unies sur les changements climatiques (CCNUCC), Rio de Janeiro, Brésil.
- DSN (2008), *Third National Report of Switzerland in Accordance with Article 32 of the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management*, Division principale de la sécurité des installations nucléaires (DSN), CH-5232 Villigen-HSK, Suisse.
- Kok, K.D. (éd.) (2009), *Nuclear Engineering Handbook*, CRC Press, Boca Raton, États-Unis.
- MIT (2011), *The Future of the Nuclear Fuel Cycle*, étude interdisciplinaire du MIT, Massachusetts Institute of Technology, Massachusetts, États-Unis.
- SNETP (2007), *The Sustainable Nuclear Energy Technology Platform: A Vision Report*, Plate-forme technologique pour l'énergie nucléaire durable, Commission européenne, Direction générale de la recherche, Bruxelles, Belgique. Document consultable à l'adresse : www.snetp.eu/www/snetp/images/stories/Docs-VisionReport/sne-tp_vision_report_eur22842_en.pdf.
- WNA (2011), *Nuclear Power in France*, World Nuclear Association, Londres, Royaume-Uni Document consultable à l'adresse www.world-nuclear.org/info/default.aspx?id=330&terms=france.
- WNU (2005), *A Worldwide Perspective*, Nuclear Safety, Ken E. Brockman, Director Division of Nuclear Installation Safety, WNU, Idaho Falls, États-Unis.

5. Conclusions et recommandations

Nous avons, dans ce rapport, étudié les évolutions du cycle du combustible nucléaire au cours des dix dernières années, des dix prochaines années ainsi qu'à plus long terme en nous concentrant plus particulièrement sur les dimensions de la durabilité. Pour ce faire, nous avons passé en revue les progrès techniques vers la durabilité et les initiatives entreprises dans le monde qui concernent le cycle du combustible, notamment les stratégies et politiques nationales et leurs effets sur la durabilité. Une évaluation qualitative des répercussions de ces évolutions en termes de durabilité a été effectuée pour sept domaines principaux :

- environnement ;
- exploitation des ressources ;
- gestion des déchets ;
- infrastructure ;
- résistance à la prolifération et protection physique ;
- sûreté ;
- économie.

Comme les méthodologies et outils quantitatifs permettant d'évaluer les avancées vers la durabilité ne font pas l'unanimité et les méthodes proposées exigent des volumes considérables de données, les opinions divergent. Il serait intéressant de pouvoir disposer d'une méthode plus quantitative mais également d'application plus facile.

Recommandation 1

Il serait bon de continuer à travailler à la mise au point d'un jeu d'indicateurs simples et universellement reconnus qui puissent être employés pour évaluer les diverses dimensions de la durabilité du cycle du combustible nucléaire.

Globalement, si l'on a bien progressé sur tout le cycle du combustible, on ne peut pas dire que la recherche de la durabilité ait constitué à elle seule une raison majeure de changer de politique ou de technologie au cours des dix dernières années. Cette situation ne devrait pas évoluer beaucoup dans un avenir proche. Les initiatives des pouvoirs publics destinés spécifiquement à favoriser la durabilité sont assez rares.

Il va sans dire que la mise au point et l'adoption de technologies au niveau national sont le résultat de facteurs complexes interconnectés dont les politiques énergétiques et environnementales d'ensemble, les attitudes publiques et politiques, la confiance des investisseurs et la maturité de ces technologies ainsi que les effets d'événements de portée mondiale (les chocs pétroliers des années 1970 ou les accidents de *Three Mile Island*, de Tchernobyl et de Fukushima Daiichi, par exemple). C'est pourquoi les politiques publiques relatives au cycle du combustible ne peuvent être considérées en dehors de ce contexte ou sans tenir compte de facteurs comme la croissance de la demande d'énergie, l'amélioration de la sécurité d'approvisionnement y compris, pour de nombreux pays, la volonté de réduire leur dépendance vis-à-vis des importations d'énergie et de combattre les effets du dérèglement climatique.

Il ressort de l'examen des situations nationales entrepris au chapitre 4 que les principales considérations stratégiques qui ont pesé sur les politiques énergétiques et devraient continuer de le faire sont les suivantes :

- la disponibilité de sources d'énergie et la sécurité d'approvisionnement ;
- les préoccupations environnementales, y compris la nécessité de réduire les émissions de gaz à effet de serre (CO₂) ;
- la compétitivité économique ;
- l'adhésion du public et la sensibilisation aux bienfaits de l'énergie nucléaire, pièce constitutive d'un parc énergétique diversifié.

Dans ce contexte plus vaste, la technologie nucléaire présente un certain nombre de mérites pour régler ces aspects géopolitiques qui déterminent les politiques nationales :

- Il s'agit d'une technologie parvenue à maturité qui n'exige pas de nouvelles percées technologiques.
- Elle émet très peu de GES et constitue, de ce fait, un moyen de limiter le dérèglement climatique.
- Le risque d'interruption de la fourniture est moindre car le combustible est produit dans un éventail varié de pays et peut être entreposé d'une manière relativement simple à cause de sa très haute densité énergétique.
- Elle améliore la sécurité d'approvisionnement en raison notamment de l'abondance et de la répartition géographique de l'uranium ainsi que de l'impact très limité du prix de l'uranium, de ses variations possibles et de sa volatilité sur le prix de l'électricité produite. De ce point de vue, l'énergie nucléaire est une source quasiment nationale d'électricité.
- Il s'agit d'une source qui ne présente pas les défauts de l'intermittence et de l'imprévisibilité (propres à l'énergie éolienne et à l'énergie solaire avec, pour corollaire, la nécessité de prévoir des systèmes de stockage de l'énergie ou des systèmes de secours).
- Elle peut concurrencer d'autres sources d'énergie sur le plan économique, en particulier si l'on tient compte de la tarification du carbone et que l'on maîtrise les coûts de financement.

La prise de conscience de la contribution potentielle du nucléaire à la production d'énergie à bas carbone qui est indispensable au développement mondial a récemment conduit certains pays à revoir leur politique énergétique nationale et à entreprendre de construire des centrales. Assurément, le développement de l'énergie nucléaire se heurte à des obstacles à la fois techniques, financiers et politiques qu'il faudra donc surmonter si la croissance prévue doit un jour se concrétiser (AIE/AEN, 2010).

Après les événements survenus en mars 2011 à Fukushima Daiichi, l'industrie nucléaire mondiale devrait mettre davantage encore l'accent sur la sûreté et la culture de sûreté, et les interventions en cas d'urgence prendre plus d'importance. Certains gouvernements devraient réévaluer et renforcer leurs normes de sûreté ainsi que leur coopération internationale. Diverses activités ont été entreprises à la suite de Fukushima Daiichi sous l'égide de l'AIEA, de l'AEN, de la WANO, de l'INPO et des autorités de sûreté dont la WENRA et la NRC, aux États-Unis.

5.1. Évolutions

Les pays dotés de programmes nucléaires ont adopté et développé certains éléments du cycle du combustible pour des raisons différentes qui, de plus, ont varié au fil des années. Dans les pays dont les programmes nucléaires sont bien établis, on constate en général une évolution progressive des technologies dans le cadre d'importants programmes de recherche nationaux sur les procédés avancés entrepris par détenteurs d'infrastructures

complètes du cycle du combustible. Certains pays à l'économie florissante se sont récemment lancés dans des programmes de construction ambitieux, adoptant ou développant les technologies des réacteurs, et certains ont également entrepris des recherches sur les technologies du cycle du combustible afin de pouvoir traiter leurs volumes croissants de combustible usé. Avec le renforcement des régimes internationaux des garanties et de non-prolifération, le recours aux activités plus sensibles du cycle du combustible comme l'enrichissement et le retraitement a toutefois été limité, voire a totalement cessé, dans d'autres pays nucléaires. Dans ce cas, l'accent a été mis sur le développement des centrales nucléaires, principalement dans le cadre de programmes internationaux, et non directement sur les autres parties du cycle du combustible.

Bien que la technologie n'ait pas connu récemment de percée importante et ne devrait pas en connaître dans un avenir proche, le secteur nucléaire n'a cessé d'évoluer, principalement à l'initiative de l'industrie, par des modifications progressives des principales filières de réacteurs et des technologies du cycle du combustible destinées à les optimiser.

5.1.1. Amont du cycle du combustible

La disponibilité en temps utile d'uranium naturel joue un rôle de plus en plus important pour la sécurité d'approvisionnement des entreprises d'électricité et des États, comme en témoignent les contrats d'approvisionnement dont le terme est de plus en plus long et la constitution de stocks stratégiques afin de se prémunir contre une hausse des prix de l'uranium naturel.

Pour parer à l'épuisement des ressources secondaires, on s'est efforcé principalement d'augmenter la capacité de ressources primaires grâce à de nouveaux projets miniers ou au développement de la capacité existante de façon à pouvoir répondre à la demande mondiale d'uranium. Cela nécessite toutefois des investissements importants.

Sachant que bon nombre de réacteurs sont construits dans les pays non membres de l'AEN et compte tenu du fait que le cycle du combustible dominant reste le cycle direct, il est à prévoir que la demande d'uranium des pays non membres de l'OCDE se répercutera sur celle des pays membres au cours des dix prochaines années et, assurément, au cours des décennies suivantes. Il faut donc s'attendre à de nouvelles hausses des prix de l'uranium ainsi qu'à une plus grande volatilité de ces prix qui auront des effets sur les décisions prises par les pays membres de l'AEN concernant le cycle du combustible. À cet égard, il est significatif que les constructeurs de réacteurs puissants s'efforcent aujourd'hui de garantir leur approvisionnement en uranium en investissant dans l'extraction de ce minerai.

Les capacités de production devraient suffire à court terme à satisfaire la demande, y compris dans les scénarios de forte croissance. Toutefois, cela suppose que les projets, actuels ou engagés, de développement de la capacité de production soient réalisés sans délai. Même si les conditions du marché sont propices, cela constituera un défi pour l'industrie car les ressources disponibles se font rares avec la crise financière actuelle et, de plus, l'aménagement d'une mine d'uranium dure un temps considérable dans la plupart des pays. À quoi il faut ajouter la difficulté de maintenir la production minière à sa pleine capacité ou presque.

Recommandation 2

Les États souhaitant soutenir le développement nucléaire doivent :

- a) veiller à l'efficacité des procédures d'approbation indispensables ;
- b) veiller à la mise en place d'un plan à plus long terme pour garantir la durabilité des ressources compte tenu des échelles de temps propres à l'exploitation des centrales nucléaires ;
- c) encourager les efforts et investissements technologiques nécessaires pour pouvoir exploiter des ressources en uranium classiques et non classiques.

Globalement, pour ce qui concerne l'extraction de l'uranium, on note une évolution légèrement positive vers la durabilité, liée en particulier au développement de la lixiviation *in situ* et à l'entrée en vigueur des meilleures pratiques, avec pour conséquences des performances environnementales meilleures ainsi qu'une moindre exposition professionnelle aux rayonnements.

Le marché globalement plus fort de l'uranium a stimulé l'aménagement de capacités de production et le lancement d'activités de prospection qui, à leur tour, ont contribué à élargir la base de ressources. Cette phase de développement a encouragé de jeunes entreprises minières et des pays producteurs nouveaux à entrer sur le marché, une évolution susceptible de présenter des difficultés dans la mesure où les nouveaux entrants ne seront pas toujours au fait des normes internationales et méthodes optimales actuelles. C'est pourquoi, il importe tant d'adopter et de diffuser les meilleures pratiques.

Recommandation 3

Il serait bon que les pouvoirs publics et l'industrie travaillent main dans la main afin de s'assurer que tous les acteurs adoptent les meilleures pratiques d'extraction, en particulier les nouveaux entrants sur le marché et les pays en développement dont les systèmes réglementaires sont moins établis.

S'agissant de la conversion et de l'enrichissement, la capacité semble suffire si la tendance vers le remplacement de la diffusion gazeuse par la centrifugation se poursuit au rythme actuel et elle augmentera si l'enrichissement par laser parvient au stade de la mise en œuvre industrielle. Toutefois, cette dernière technique ne devrait pas jouer un rôle important au cours des dix prochaines années.

5.1.2. Exploitation des réacteurs

Les REO associés à un cycle du combustible direct restent et resteront à court terme le type de réacteur dominant dans le monde puisque les programmes de construction envisagés aujourd'hui reposent principalement sur cette technologie.

Le recyclage partiel, à savoir l'utilisation d'URT et de combustible MOX, ne s'est pas répandu principalement à cause de décisions politiques mais aussi des capacités de fabrication limitées et de questions de compétitivité industrielle. En effet, tous les avantages de l'aval du cycle du combustible liés à la gestion des déchets et à la souplesse du cycle du combustible ne sont pas internalisés par certaines entreprises d'électricité. Toutefois, ces techniques devraient se développer, et l'ont déjà fait ces dernières années dans certains pays (en France, en particulier, mais également dans d'autres pays comme le Japon) apportant des avantages en termes d'exploitation des ressources et de gestion des déchets. Des pays connaissant une croissance rapide et qui exploitent l'énergie nucléaire, comme la Chine et l'Inde, ont adopté le retraitement et le recyclage.

Parmi les tendances positives observées au cours de la dernière décennie, on retiendra : l'optimisation des conceptions et du comportement des assemblages combustibles, l'augmentation progressive des facteurs de charge et le relèvement de la puissance des réacteurs, l'adoption de taux de combustion élevés et de campagnes de combustible plus longues ainsi que la prolongation de la durée de vie des centrales. Les évolutions dans ce domaine devraient se poursuivre au cours des prochaines décennies. Bien que la plupart de ces changements soient dus à la volonté de l'industrie de gagner en efficacité, en fiabilité et finalement d'accroître la rentabilité de ces systèmes et installations, ils ont bien souvent conduit, dans une mesure différente, à améliorer des aspects de la durabilité que sont la sûreté, l'environnement, l'exploitation des ressources et la gestion des déchets. Certains d'entre eux ont également présenté de nouvelles difficultés, notamment celles liées à l'augmentation du taux de combustion qui peut éventuellement exiger de ré-autoriser certaines usines d'enrichissement (en raison des risques de criticité résultant l'augmentation de l'enrichissement initial du combustible) ; on citera également les implications de cette

hausse du taux de combustion sur l'aval du cycle, entre autres l'augmentation des inventaires de produits d'activation et de fission transuraniens que contient le combustible usé, l'élévation de la chaleur de décroissance et la multiplication des sources de neutrons.

Bien que ce soit l'économie de l'exploitation des centrales nucléaires qui ait conduit à relever les taux de combustion, cette politique pourrait être mise en échec par les répercussions complexes et interdépendantes qu'elle a sur l'aval du cycle du combustible. Les changements résultants des conditions d'entreposage, de transport, de conditionnement et de retraitement du combustible devraient modifier et compliquer les spécifications applicables à ces processus et de ce fait en rehausser le coût.

Recommandation 4

On a besoin de dégager une vision holistique de l'économie du cycle du combustible (y compris la gestion des déchets à long terme) comportant une évaluation minutieuse des avantages et inconvénients.

Plus généralement, comme les filières REO et les installations du cycle du combustible associées resteront prédominantes jusqu'à la fin du siècle, éventuellement associées à d'autres réacteurs comme les réacteurs de petite et moyenne puissance et aux réacteurs à haut taux de conversion, il importera de poursuivre les recherches destinées à les améliorer de façon à optimiser l'exploitation des ressources et la gestion des déchets et, simultanément, régler certains des problèmes que posent les tendances récentes.

Les quelques décennies qui viennent verront également l'introduction des réacteurs des générations III et III+ ainsi que l'abandon de la plupart des conceptions de deuxième génération à l'exception des plus récentes. En soi, cette évolution contribue fortement au progrès d'aspects de la durabilité tels que la sûreté, l'économie et la protection de l'environnement puisque ces conceptions récentes bénéficient déjà des enseignements tirés des précédentes générations de réacteurs. Toutefois, il faudra pour cela des conditions favorisant les technologies à bas carbone sur les marchés ainsi que des moyens de s'assurer que les risques liés à la construction de centrales nucléaires ne sont pas perçus par les investisseurs comme exagérément élevés.

Recommandation 5

Dans les pays qui souhaitent poursuivre le développement du nucléaire, les pouvoirs publics doivent, par leur politique budgétaire, soutenir une politique énergétique permettant à l'industrie de mieux gérer le risque, le risque correspondant à la mise en œuvre d'une nouvelle technologie exigeant d'importants délais de réalisation. Il sera également possible de recourir à des incitations pour encourager l'investissement dans des technologies à bas carbone, dont le nucléaire.

5.1.3. Aval du cycle du combustible

Actuellement, cinq pays seulement possèdent une capacité de retraitement. Cette technologie a évolué vers une plus grande efficacité, la réduction des rejets dans l'environnement, une souplesse accrue ainsi qu'une amélioration des déchets vitrifiés ultimes. Au niveau industriel, aucun changement technologique majeur n'est intervenu, mais des études et recherches approfondies ont été effectuées, au cours de la décennie passée, afin de perfectionner constamment les usines actuelles exploitant le procédé PUREX et de mettre au point des méthodes de séparation poussée avec l'objectif, par exemple, de passer à des technologies permettant d'éviter de produire du plutonium seul. Les progrès dans ce domaine seront subordonnés à l'avènement des réacteurs de quatrième génération et des cycles du combustible avancés.

Le stockage du combustible usé et des déchets de haute activité reste un problème important puisqu'aucune installation n'a encore été construite¹. Aujourd'hui les gouvernements sont plus nombreux à reconnaître que le stockage en formation géologique est la solution qui s'impose. Malgré un revers remarqué (Yucca Mountain), des progrès encourageants ont été accomplis dans plusieurs pays (Canada, Finlande, France, Royaume-Uni, Suède et Suisse) ; l'expérience acquise dans les laboratoires souterrains a permis des progrès technologiques. Bien que, au stade actuel, il n'existe pas de véritable consensus sur leur application et que les approches adoptées varient avec les pays, les concepts de récupérabilité et de réversibilité ont suscité un grand intérêt car ils ouvrent la possibilité de tirer parti des progrès scientifiques et techniques futurs, de valoriser économiquement les déchets et de laisser aux générations futures la liberté de décider.

Pour ce qui est de la participation aux décisions et du renforcement des cadres juridique et institutionnel de la gestion du combustible usé et des déchets radioactifs, la décennie passée a marqué des progrès. Cette évolution doit se poursuivre si l'on veut pouvoir continuer de prétendre progresser vers la durabilité.

Recommandation 6

Les progrès vers la mise en œuvre de stockages en formation géologique doivent conserver la priorité car la durabilité future de l'énergie nucléaire en dépendra, quelles que soient les stratégies du cycle du combustible qui seront adoptées.

En attendant l'aménagement de stockages définitifs, on aura besoin de faire fonctionner sur de longues périodes les installations d'entreposage des déchets. Il est donc essentiel d'acquérir des connaissances sur l'intégrité et la récupérabilité à long terme du combustible usé ainsi que sur les mécanismes par lesquels le combustible et sa structure se dégradent dans les différents systèmes d'entreposage. Pour pouvoir prendre des décisions concernant le cycle du combustible en toute connaissance de cause, il faudra pouvoir être assuré de l'intégrité du combustible nucléaire pendant un entreposage de longue durée et de la possibilité de le transporter et de le retraiter (MIT, 2011).

Recommandation 7

Il convient de poursuivre les recherches sur l'entreposage de longue durée du combustible usé, y compris des études approfondies des mécanismes de dégradation et des inspections régulières du combustible usé (en particulier du combustible à haut taux de combustion).

Recommandation 8

Il convient de poursuivre les études, recherches et démonstration et, souvent, de les intensifier afin d'optimiser les solutions et de pouvoir passer de résultats tirés d'expériences en laboratoire et dans des installations pilotes à la mise en œuvre industrielle dans des dépôts de stockage des déchets.

Parmi les futurs défis à relever, on retiendra :

- Autorisation. L'activité réglementaire et la capacité d'autoriser des stockages exigeront des évolutions tant du côté des autorités de sûreté que des gestionnaires de déchets radioactifs.

1. Si l'avenir de la gestion des déchets radioactifs est subordonné à la résolution du problème des déchets de haute activité, les politiques adoptées doivent tenir compte également des autres catégories de déchets radioactifs et prévoir des solutions de gestion à long terme qui soient satisfaisantes. Les technologies de traitement, d'entreposage et de stockage des déchets de très faible activité, de faible activité et de moyenne activité sont au point, et la plupart des pays possèdent, pour ces déchets, des installations de stockage.

- Confiance des parties prenantes. L'adhésion du public aux activités liées à la gestion des déchets et, en particulier, au stockage des déchets de haute activité et du combustible nucléaire usé restera cruciale.
- La conservation des savoirs sur les périodes prolongées que représente l'aménagement d'un dépôt constituera un nouveau défi.

On a également évoqué ces dernières années le concept des stockages régionaux et transnationaux, une solution qui revêt une importance particulière pour des pays de petite taille ou peuplés où l'installation de stockages en formation géologique ne serait ni rentable, ni réalisable du point de vue de l'environnement.

5.2. Cycles du combustible avancés

Comme les projections n'ont pas révélé de contraintes immédiates liées à la pénurie des ressources, il y a peu de raison d'investir massivement dans des cycles du combustible avancés (y compris le cycle au thorium) et/ou dans la fermeture du cycle du combustible.

Toutefois, il est clair aujourd'hui qu'il n'y aura pas de progrès majeur vers la durabilité sans technologies avancées du cycle du combustible. Or, on ne peut compter sur les seules forces du marché pour mettre au point et adopter ces solutions avancées car ces dernières sont subordonnées à la politique énergétique nationale et à des choix stratégiques qui, à l'heure actuelle ne sont pas encore définis ni harmonisés à l'échelle mondiale. Par ailleurs, les possibilités dont dispose l'industrie pour mettre la durabilité à l'ordre du jour sont limitées.

Le déploiement industriel des réacteurs de quatrième génération marque une étape importante dans ce domaine. Ces réacteurs sont conçus afin d'améliorer la sûreté, la rentabilité, la durabilité, la résistance à la prolifération et la protection physique des systèmes nucléaires futurs (GIF, 2002). Ils portent également l'espoir d'étendre les applications nucléaires au-delà de la seule production actuelle d'électricité (par exemple, production de chaleur de procédé et d'hydrogène) et ainsi de faire jouer au nucléaire un rôle nettement plus important qu'aujourd'hui (AEN, 2002 et 2009). Plusieurs de ces réacteurs reposent sur des spectres de neutrons rapides et peuvent fonctionner en cycle fermé. La fermeture complète du cycle du combustible grâce aux réacteurs surgénérateurs rapides et à leurs cycles du combustible pleinement intégrés permettrait de réduire fortement les besoins en uranium neuf et de prolonger, de ce fait, les ressources tout en réduisant les volumes de déchets. Toutefois, même dans les pays possédant une infrastructure et une industrie nucléaires bien développées, la transition des systèmes thermiques aux systèmes à neutrons rapides (c'est-à-dire certains systèmes de quatrième génération) exigera d'importants efforts d'adaptation et la mise en service de nouvelles installations. Les infrastructures qu'il faudra revoir et, éventuellement, réaménager, recouvrent les laboratoires et autres équipements de recherche, les régimes juridiques et réglementaires ainsi que les ressources humaines (AEN, 2009).

Les programmes d'enseignement, de formation et de gestion des connaissances ont une importance pour le secteur nucléaire en général, mais la mise au point de systèmes avancés à neutrons rapides exigera des qualifications et compétences particulières qu'il faudra acquérir lors de cursus universitaires et techniques particuliers. La gestion des ressources humaines sera donc une des clés de la réussite de stratégies mises en place ou de la renaissance du nucléaire et de la transition des systèmes thermiques aux systèmes à neutrons rapides.

Recommandation 9

Les pouvoirs publics doivent veiller à l'existence de cadres réglementaires appropriés, avec les ressources correspondantes (tant l'infrastructure que le capital humain) dans les pays qui souhaitent passer à des systèmes à neutrons rapides.

Pour pouvoir prendre des décisions rationnelles, on a besoin d'une analyse précise des possibilités offertes par la transition des réacteurs thermiques aux réacteurs rapides et des problèmes soulevés (au niveau des politiques). À titre d'exemple, la gestion des matières fissiles et fertiles recyclables exige une infrastructure et des installations qui risquent de ne pas être techniquement et économiquement réalisables dans tous les pays qui exploitent ou exploiteront des centrales nucléaires. Par conséquent, l'aménagement d'installations multinationales, régionales et/ou internationales multiplierait les possibilités pour tous les pays, y compris ceux qui se sont engagés dans des programmes de construction de réacteurs de petite et moyenne puissance, et, à l'échelle mondiale, pourrait conduire à des solutions optimisées. Des aspects essentiels tels que la sûreté, la résistance à la prolifération et la protection physique pourraient être plus efficacement traités par la coopération internationale, dans le cadre notamment de conventions internationales définissant des régimes réglementaires (AEN, 2007 et 2002).

L'adoption de réacteurs rapides et de systèmes hybrides pour incinérer les déchets peut viser précisément des solutions de gestion avancées dont l'objectif est de réduire la masse et la radioactivité des déchets qu'il faudra finalement stocker.

Employés dans des parcs symbiotiques avec les REO, les systèmes avancés peuvent constituer des solutions gestion des déchets innovantes. Les systèmes à double strate, par exemple, regroupent les radionucléides fortement radioactifs dangereux (Pu et actinides mineurs) dans une partie séparée du cycle du combustible où ils peuvent être incinérés par multirecyclage et donc ainsi éliminés des déchets ultimes.

Au cours de la dernière décennie, de nombreux pays ont consacré d'importants travaux à la recherche et au développement de méthodes de séparation poussée. Toutefois, pour accélérer le progrès, il va devenir vital d'effectuer des recherches coordonnées sur les méthodes de retraitement avancé et de passer à la réalisation des processus à échelle réelle.

Les recherches dans ce domaine, qui sont d'une part motivées par la volonté de passer à des technologies permettant de ne pas extraire du plutonium pur et donc d'améliorer la résistance à la prolifération du retraitement, visent également la mise au point de techniques de séparation poussée des actinides mineurs (mais éventuellement aussi de certains produits de fission).

La séparation et la transmutation sont des techniques qui permettent de séparer sélectivement ces radioisotopes puis de les transformer en éléments à vie plus courte en leur faisant subir une fission ou la capture d'un neutron (dans des réacteurs rapides ou des systèmes hybrides), des techniques qui promettent de réduire de manière substantielle la radiotoxicité à long terme, la chaleur et le volume des déchets.

Il convient de remarquer cependant que l'intégration d'actinides mineurs lourds dans les combustibles et les cibles nécessitera la manipulation de matières très radioactives exigeant, par conséquent, de nouvelles techniques de manipulation et des mesures de radioprotection renforcées.

Globalement, d'importantes études et recherches sont encore nécessaires pour faire progresser les systèmes de quatrième génération, les combustibles avancés, les méthodes de séparation et les technologies de transmutation mais aussi pour pouvoir résoudre les problèmes liés à la gestion des déchets de ces nouveaux systèmes, à savoir la mise au point de nouveaux procédés de conditionnement, la caractérisation et l'optimisation des flux de déchets produits dans les nouveaux cycles du combustible, etc. Ces recherches passent par la poursuite de la coopération internationale dans le cadre de programmes tels que GIF et INPRO dont l'importance s'accroît car ils permettent d'unir les efforts de recherche et développement pour la réalisation d'objectifs communs. Elles doivent également bénéficier du soutien actif des gouvernements afin d'acquérir les connaissances technologiques indispensables à la mise en place de ces nouvelles applications nucléaires.

Recommandation 10

La coopération internationale concernant les réacteurs avancés et les techniques de séparation doit être davantage favorisée car il s'agit du moyen le plus efficace de fermer le cycle du combustible et de réduire les stocks de déchets radioactifs à vie longue.

Recommandation 11

Les recherches entreprises sur les cycles du combustible avancés doivent suivre des démarches holistiques intégrées, comprenant des évaluations des technologies employées sur tout le système, depuis la mise au point de combustibles avancés jusqu'au recyclage (séparations) et aux colis de déchets.

Cycle du combustible au thorium

En fonction du prix de l'uranium, mais aussi des coûts du recyclage et de l'aval du cycle, il se pourrait que le cycle du combustible au thorium devienne industriellement viable. À ce jour pourtant, les incitations ont été insuffisantes pour permettre à cette technologie de pénétrer facilement sur le marché.

La réussite de la démonstration à grande échelle de cette technologie dans le passé ne laisse pas entrevoir d'obstacles techniques insurmontables interdisant de recourir au combustible thorium et à son cycle dans les REO actuels ou évolutifs. Toutefois, le retraitement et la refabrication de combustibles UTh exigent un important effort de recherche et de développement ainsi que l'acquisition de capacités de téléfabrication du combustible, des mesures suffisantes pour garantir la protection radiologique et la non-prolifération et une infrastructure industrielle. Pour l'heure les recherches, la conception et les autorisations n'ont pas suffisamment avancé pour que l'on puisse envisager d'employer à court terme des combustibles au thorium dans les réacteurs actuels.

Si l'on considère l'exploitation des ressources, les solutions les plus séduisantes consistent à utiliser des combustibles à base de thorium dans des cycles du combustible fermés composés de réacteurs à eau légère ou à eau lourde seulement ou dans des parcs de production symbiotiques intégrant également des réacteurs rapides. Le Forum international Génération IV considère les réacteurs à sels fondus fonctionnant avec un cycle du combustible uranium-thorium comme une solution pouvant remplacer à long terme les réacteurs à neutrons rapides alimentés en uranium-plutonium. Toutefois, il ne sera possible d'exploiter les applications avancées du thorium avec recyclage intégral du ^{233}U qu'à long terme, étant donné qu'elles exigent encore des efforts de recherche et de développement technologique considérables de même que des études économiques et des analyses de faisabilité afin d'approuver la viabilité commerciale.

Références

- AEN (2002), *Le cycle du combustible nucléaire : Aspects économiques, environnementaux et sociaux*, Agence pour l'énergie nucléaire, OCDE, Paris, France.
- AEN (2007), *Gestion des matières fissiles et fertiles recyclables*, Agence pour l'énergie nucléaire, OCDE, Paris, France.
- AEN (2009), *Nuclear Fuel Cycle Transition Scenario Studies – Status Report*, Agence pour l'énergie nucléaire, OCDE, Paris, France.
- AIE/AEN (2010), *Coûts prévisionnels de production de l'électricité*, Édition 2010, Agence internationale de l'énergie et Agence pour l'énergie nucléaire, OCDE, Paris, France.
- GIF (2002), "A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems", Paris, France. Consultable à l'adresse www.gen-4.org.
- MIT (2011), *The Future of the Nuclear Fuel Cycle, An Interdisciplinary MIT Study*, Massachusetts Institute of Technology, Massachusetts, États-Unis.

Annexe 1. Liste d'experts

Concetta FAZIO	Forschungszentrum Karlsruhe (FZK) Gmbh, Allemagne.
Deepak SHARMA	University of Technology Sydney, Australie.
Françoise RENNEBOOG	SYNATOM S.A., Belgique.
Gert VAN DEN EYNDE	Institute for Advanced Nuclear Systems, SCK•CEN, Belgique.
Robert A. SPERANZINI	Énergie atomique du Canada Limitée (EACL), Canada.
Mariano MOLINA	ENRESA, Espagne.
Terry TODD	Idaho National Laboratory, États-Unis.
Pascal ANZIEU	Commissariat à l'énergie atomique (CEA-Saclay), France.
Christine LOAËC	Commissariat à l'énergie atomique (CEA-Saclay), France.
Luc VAN DEN DURPEL	AREVA DRZ, France.
Kouji HIRAIWA	The Institute of Applied Energy (IEA), Japon.
Hideaki MINEO	Japan Atomic Energy Agency (JAEA), Japon.
Jae Min AHN	Korea Hydro & Nuclear Power Co., Ltd (KHNP), République de Corée.
In-Tae KIM	Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI), République de Corée.
Won Il KO	Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI), République de Corée.
Tae Joon LEE	Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI), République de Corée.
Jan ŮHLIR	Stav jaderného výzkumu Řež a.s., République tchèque.
Kevin HESKETH	National Nuclear Laboratory (NNL), Royaume-Uni.
Zvonko LOVASIC	Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA).
Christian KIRCHSTEIGER	Commission européenne.
Zsolt PATAKI	Euratom.

Annexe 2. Acronymes

ABWR	réacteur à eau bouillante avancé
ACR	réacteur CANDU avancé
ACV	analyse du cycle de vie
AEE	Agence européenne pour l'environnement
AEN	Agence pour l'énergie nucléaire
AGR	réacteur à gaz avancé
AIE	Agence internationale de l'énergie
AIEA	Agence internationale pour l'énergie atomique
AM	actinides mineurs
AMC	analyse multi-critère
APWR	réacteur à eau sous pression avancé
ATR	réacteur d'essai avancé
CANDU	CANada Deuterium Uranium
CEFR	réacteur rapide expérimental chinois
CIEU	Centre international d'enrichissement d'uranium
CNNC	China National Nuclear Corporation
DAES	Département des affaires économiques et sociales de l'Organisation des Nations Unies
EACL	Énergie atomique du Canada Limitée
ENTSO-E	European Network of Transmission System Operators for Electricity
EPR	European Pressurised Reactor
ESBWR	réacteur à eau bouillante économique simplifié
EURATOM	Communauté européenne de l'énergie atomique
FA-VC	faible activité, vie courte
FMA-VC	faible et moyenne activité, vie courte
FMA-VL	faible et moyenne activité, vie longue
GCR	réacteur refroidi au gaz
GES	gaz à effet de serre
GIEC	Groupe d'experts intergouvernemental sur l'évolution du climat
GIF	Forum international Génération IV
GNEP	Partenariat mondial pour l'énergie nucléaire
GPL	gaz de pétrole liquéfié
HA	haute activité
HTC	haut taux de conversion
IDED	Indicateurs du développement énergétique durable

IDH	Indice de développement humain
IFNEC	Cadre international pour la coopération en matière d'énergie nucléaire
INPO	Institute of Nuclear Power Operations
INPRO	Projet international sur les réacteurs nucléaires et les cycles du combustible innovants
IPG	interaction pastille-gaine
IVC	inventaire du cycle de vie
JAEA	Japan Atomic Energy Agency
JNFL	Japan Nuclear Fuel Limited
KAERI	Korea Atomic Energy Research Institute
KNFC	Korea Nuclear Fuel Co., Ltd.
KRWM	Korea Radioactive Waste Management Co. Ltd.
LIS	lixiviation <i>in situ</i>
LWGR	réacteur à modérateur graphite refroidi à l'eau légère
MDEP	Programme multinational d'évaluation des conceptions
METI	Ministry of Economy, Trade and Industry (Japon)
MHI	Mitsubishi Heavy Industries
ML	métal lourd
MOX	combustible à mélange d'oxydes
NDC	Comité chargé des études techniques et économiques sur le développement de l'énergie nucléaire et le cycle du combustible
NEEDS	New Energy Externalities Developments for Sustainability (Nouveau développement d'externalités d'énergie pour un développement durable)
NEF	National Enrichment Facility
NORM	Naturally Occurring Radioactive Material (matériau radioactif d'origine naturelle)
NRC	Nuclear Regulatory Commission (États-Unis)
NTI	Initiative relative à la menace nucléaire
NUMO	Nuclear Waste Management Organization of Japan
OCDE	Organisation de coopération et de développement économiques
ONU	Organisation des Nations Unies
OTEP	offre totale d'énergie primaire
PBMR	réacteur modulaire à lit de boulets
PF	produit de fission
PFBR	réacteur surgénérateur rapide prototype
Plan SET	Plan stratégique européen pour les technologies énergétiques
PNUD	Programme des Nations Unies pour le développement
PUREX	Plutonium and uranium extraction
R-D	recherche et développement
RBMK	filère russe de réacteurs à neutrons thermiques et graphite
REB	réacteur à eau bouillante
REGRT-E	Réseau européen des gestionnaires de réseau de transport d'électricité

REL	réacteur à eau lourde
REL P	réacteur à eau lourde sous pression
REO	réacteur à eau ordinaire
REP	réacteur à eau sous pression
RESC	réacteur refroidi à l'eau supercritique à neutrons thermiques
RHT	réacteur à haute température
RNR	réacteur à neutrons rapides
RNR-G	réacteur à haute température refroidi au gaz
RNR-Na	réacteur rapide refroidi au sodium
RNR-Pb	réacteur à neutrons rapides refroidi au plomb
RPNP	réacteur de petite et moyenne puissance
RRA	ressources raisonnablement assurées
RSF	réacteur à sels fondus
RTHT	réacteur à très haute température
SFR	Spent Fuel Repository (stockage de Forsmark)
SILEX	Separation of Isotopes by Laser EXcitation
SMP	Sellafield MOX Plant
SNE-TP	Plate-forme technologique pour l'énergie nucléaire durable
TBP	phosphate de tri- <i>n</i> -butyle
TFA	très faible activité
TMI	Three Mile Island
TRU	transuranien
UE	Union européenne
UFE	uranium faiblement enrichi
UHE	uranium hautement enrichi
UOX	oxyde d'uranium
URE	Uranium RÉenrichi, uranium de retraitement réenrichi
URT	uranium de retraitement
USEC	United States Enrichment Corporation
VVER	réacteur refroidi et modéré avec de l'eau
WNA	World Nuclear Association

Unités

milliard	1 000 millions
G	giga = 10^9
k	kilo = 10^3
M	méga = 10^6
m	milli = 10^{-3}
T	téra = 10^{12}
GWe	gigawatt électrique

GWth	gigawatt thermique
GWj/t	gigawatt-jour par tonne
kWh	kilowattheure
Mtep	million de tonnes d'équivalent pétrole
UTS	unité de travail de séparation
tML	tonne de métal lourd
tep	tonne d'équivalent pétrole
tU	tonne d'uranium

PUBLICATIONS ET INFORMATIONS À L'AEN

Ouvrages imprimés

L'AEN publie une large sélection de rapports sur support papier, gratuits et payants. Le catalogue des publications est disponible en ligne sur le site www.oecd-nea.org/pub.

Site internet et produits électroniques

Outre une présentation de l'Agence et de son programme de travail, on trouvera sur le **site internet de l'AEN** des centaines de rapports téléchargeables gratuitement sur des questions techniques ou de politique.

Le **bulletin électronique mensuel de l'AEN** présente les derniers résultats, événements et publications de l'AEN. Abonnez-vous gratuitement au bulletin sur www.oecd-nea.org/bulletin/.

Consultez aussi notre page **Facebook** sur www.facebook.com/OECDNuclearEnergyAgency ou suivez-nous sur **TWITTER** @OECD_NEA.



Vers un cycle du combustible nucléaire durable : Évolution et tendances

L'intérêt porté au développement de l'énergie nucléaire pour satisfaire une demande croissante d'énergie et faire face au changement climatique conduit à s'intéresser de plus près au cycle du combustible nucléaire et aux initiatives prises pour assurer la durabilité de cette énergie à long terme. Les décisions concernant les futurs programmes électronucléaires ne pourront plus se passer d'une analyse stratégique de l'intégralité du cycle du combustible, comme le font déjà les projets internationaux consacrés aux réacteurs de quatrième génération. À l'heure actuelle, 90 % des réacteurs installés dans le monde fonctionnent avec de l'oxyde d'uranium et en cycle ouvert. Or, si la fermeture du cycle est un objectif général recherché depuis des décennies, les progrès dans cette direction sont lents. Ce rapport fait état des évolutions intervenues dans le cycle du combustible au cours des dix dernières années, de celles auxquelles on pourrait s'attendre dans les dix ans et des perspectives ultérieures. Il analyse les progrès technologiques et les mesures prises par les pouvoirs publics (aux niveaux national et international), et les examine par rapport à des critères de durabilité afin de dégager des tendances et de recommander des voies à suivre.