

Le cycle du combustible nucléaire

Aspects économiques,
environnementaux et sociaux



Développement de l'énergie nucléaire

Le cycle du combustible nucléaire

Aspects économiques, environnementaux et sociaux

ORGANISATION DE COOPÉRATION ET DE DÉVELOPPEMENT ÉCONOMIQUES

En vertu de l'article 1^{er} de la Convention signée le 14 décembre 1960, à Paris, et entrée en vigueur le 30 septembre 1961, l'Organisation de coopération et de développement économiques (OCDE) a pour objectif de promouvoir des politiques visant :

- à réaliser la plus forte expansion de l'économie et de l'emploi et une progression du niveau de vie dans les pays Membres, tout en maintenant la stabilité financière, et à contribuer ainsi au développement de l'économie mondiale ;
- à contribuer à une saine expansion économique dans les pays Membres, ainsi que les pays non membres, en voie de développement économique ;
- à contribuer à l'expansion du commerce mondial sur une base multilatérale et non discriminatoire conformément aux obligations internationales.

Les pays Membres originaires de l'OCDE sont : l'Allemagne, l'Autriche, la Belgique, le Canada, le Danemark, l'Espagne, les États-Unis, la France, la Grèce, l'Irlande, l'Islande, l'Italie, le Luxembourg, la Norvège, les Pays-Bas, le Portugal, le Royaume-Uni, la Suède, la Suisse et la Turquie. Les pays suivants sont ultérieurement devenus Membres par adhésion aux dates indiquées ci-après : le Japon (28 avril 1964), la Finlande (28 janvier 1969), l'Australie (7 juin 1971), la Nouvelle-Zélande (29 mai 1973), le Mexique (18 mai 1994), la République tchèque (21 décembre 1995), la Hongrie (7 mai 1996), la Pologne (22 novembre 1996), la Corée (12 décembre 1996) et la République slovaque (14 décembre 2000). La Commission des Communautés européennes participe aux travaux de l'OCDE (article 13 de la Convention de l'OCDE).

L'AGENCE DE L'OCDE POUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE

L'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire (AEN) a été créée le 1^{er} février 1958 sous le nom d'Agence européenne pour l'énergie nucléaire de l'OECE. Elle a pris sa dénomination actuelle le 20 avril 1972, lorsque le Japon est devenu son premier pays Membre de plein exercice non européen. L'Agence compte actuellement 27 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, le Portugal, la République de Corée, la République tchèque, le Royaume-Uni, la Suède, la Suisse et la Turquie. La Commission des Communautés européennes 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.

© OCDE 2002

Les permissions de reproduction partielle à usage non commercial ou destinée à une formation doivent être adressées au Centre français d'exploitation du droit de copie (CFC), 20, rue des Grands-Augustins, 75006 Paris, France. Tél. (33-1) 44 07 47 70. Fax (33-1) 46 34 67 19, pour tous les pays à l'exception des États-Unis. Aux États-Unis, l'autorisation doit être obtenue du Copyright Clearance Center, Service Client, (508)750-8400, 222 Rosewood Drive, Danvers, MA 01923 USA, ou CCC Online : <http://www.copyright.com/>. Toute autre demande d'autorisation ou de traduction totale ou partielle de cette publication doit être adressée aux Éditions de l'OCDE, 2, rue André-Pascal, 75775 Paris Cedex 16, France.

AVANT-PROPOS

L'énergie nucléaire fait partie de l'approvisionnement énergétique mondial depuis près de cinquante ans. Cependant, au cours des vingt dernières années, les préoccupations exprimées par le public vis-à-vis de cette source d'énergie ont créé des obstacles socio-politiques à son utilisation. Les préoccupations récentes relatives au développement durable et au changement climatique ont toutefois suscité un renouveau d'intérêt pour l'énergie nucléaire.

Nombre des éléments qui conditionnent le rôle de l'énergie nucléaire dans un système énergétique durable ont trait au cycle du combustible. La plupart des questions soulevées par le développement durable sont liées au cycle du combustible, par exemple l'utilisation des ressources naturelles, la compétitivité, les déchets produits, l'acceptation du public et la non-prolifération. En outre, le développement de nouveaux types de réacteurs ayant des caractéristiques améliorées s'accompagne normalement d'évolutions similaires dans le domaine du cycle du combustible.

Compte tenu de ces considérations, le Comité de l'AEN chargé des études techniques et économiques sur le développement de l'énergie nucléaire et le cycle du combustible a estimé qu'une analyse nouvelle des options du cycle du combustible semblait nécessaire. Il a entrepris une étude sur les principaux développements dans le domaine du cycle du combustible ayant trait à l'amélioration de la compétitivité et la durabilité des systèmes énergétiques nucléaires.

Ce rapport présente les différentes évolutions du cycle du combustible dans la perspective de développements à moyen et long terme susceptibles de répondre aux besoins de la société pour la mise en place de systèmes énergétiques durables. Il propose des critères et des indicateurs qui pourraient servir à évaluer différents systèmes énergétiques nucléaires et à établir des priorités. Il complète d'autres études de l'AEN sur le rôle de l'énergie nucléaire dans un contexte de développement durable et s'adresse aux personnes impliquées dans l'élaboration des politiques et la prise de décision relative à l'énergie nucléaire.

Cette étude a été préparée par un groupe d'experts (voir liste en annexe A) de l'industrie nucléaire, d'agences gouvernementales et d'organismes de recherche engagés dans différentes branches d'activités liées au cycle du combustible. Elle ne reflète pas nécessairement l'opinion officielle des organisations internationales ou des pays Membres qui ont participé à l'étude. Elle est publiée sous la responsabilité du Secrétaire général de l'OCDE.

Remerciements

Le Secrétariat tient à remercier Monsieur Gérard Pauluis (Synatom, Belgique) qui a assuré la présidence du groupe d'experts en charge de l'étude ainsi que l'ensemble des membres de ce groupe pour leur contribution aux travaux de l'Agence. Le groupe remercie également Monsieur Pierre Haldi (ETHZ, Suisse) pour son assistance en matière d'analyse et de prise de décision multi-critères

TABLE DES MATIÈRES

Avant-propos	3
Exposé de synthèse	9
1. Introduction	13
2. Les différentes étapes du cycle du combustible	21
3. Critères d'évaluation de l'énergie nucléaire en tant que source d'énergie durable	59
4. Recherche et développements relatifs au cycle du combustible	87
5. Les différents cycles du combustible	125
6. Conclusions et recommandations	151
Annexe A – Liste des membres du groupe d'experts	157
Annexe B – Calculs du cycle du combustible	159
Références	161
Liste des sigles	169
Liste des tableaux	
2.1 Ressources, production et capacités théoriques de production d'uranium.....	26
2.2 Répartition de la production d'uranium par technologie ou source	26
2.3 Estimation des ressources mondiales de thorium en 1992.....	31
2.4 Usines et procédés de conversion	33
2.5 Usines d'enrichissement civiles actuelles	34
2.6 Usines de fabrication de combustible	37
2.7 Usines industrielles de retraitement de combustible.....	48
2.8 Projets et sites de dépôts pour déchets de faible et de moyenne activité dans les pays Membres de l'OCDE	52

2.9	Sites de dépôts de déchets de haute activité et de laboratoires	53
2.10	Coûts unitaires minimum et maximum estimés du cycle du combustible	57
3.1	Ensemble des critères pour l'évaluation sous l'angle de la durabilité des technologies liées à l'énergie	61
3.2	Liste des critères retenus	64
3.3	Vue d'ensemble des critères quantitatifs s'appliquant aux diverses étapes des cycles du combustible	74
3.4	Principaux indicateurs de performances environnementales de l'OCDE	78
3.5	Principaux indicateurs environnementaux de l'OCDE relatifs à l'énergie	78
3.6	Résumé des doses estimées pour les principales étapes du cycle du combustible de chaque option	84
4.1	État d'avancement des technologies utilisées pour l'enrichissement de l'uranium	92
4.2	Aperçu de la maturité des techniques de fabrication du combustible	103
4.3	État d'avancement de la R&D sur les techniques de séparation par voie aqueuse	106
4.4	Caractéristiques des procédés de retraitement par voie aqueuse ou sèche	108
4.5	Caractéristiques de l'HTTR	110
4.6	Caractéristiques techniques du GT-MHR	111
4.7	Principales caractéristiques du GT-MHR d'un REO	112
5.1	Cycles du combustible envisagés dans la présente étude.....	126
5.2	Estimations des coûts des modèles actuels et futurs de RNR et du cycle de combustible avancé associé.....	140
5.3	Caractéristiques du cycle du combustible	141
5.4	Production de plutonium dans les cycles à combustible UO_2 et à mélange de ThO_2 et d' UO_2	148

Liste des figures

2.1	Approche systémique du cycle du combustible nucléaire	24
2.2	Ventilation du coût de production d'électricité dans les centrales nucléaires.....	25
2.3	Production, demande et prix de l'uranium.....	30
2.4	Incidences de la conception et de la fabrication du combustible sur les besoins en uranium enrichi et naturel	38
2.5	Les innovations en amont du cycle (augmentation du taux de combustion ou utilisation de combustible MOX par exemple) ont des conséquences significatives sur la gestion du combustible irradié.....	44
2.6	Stocks de plutonium séparé.....	48
3.1	Comparaison entre les doses annuelles reçues par le personnel de l'usine de retraitement de la Hague et les doses reçues par des travailleurs des mines d'uranium et des centrales nucléaires	81
3.2	Cadre de l'analyse intégrée appliquée au projet GABE.....	86
4.1	Particules combustibles enrobées TRISO	103
4.2	Schéma de principe des procédés avancés de retraitement par voie aqueuse à partir du procédé PUREX.....	105

4.3	Comparaison des éléments transuraniens déchargés des REO et des RNR à métal liquide [91] (le Pu représente 91 % des transuraniens dans le cas des REO et 89 % dans le cas des RNR à métal liquide).....	115
4.4	Schéma du concept AMSTER de réacteur à sel fondu	117
4.5	Composition du plutonium dans un combustible constitué de 70 % de ThO ₂ et de 30 % d'UO ₂ à un taux de combustion de 72 MWj/kg	120
4.6	Composition du plutonium dans un cœur d'UO ₂ à un taux de combustion de 45 MWj/kg	121
5.1	Cycle ouvert (CO).....	127
5.2	Cycle du combustible CANDU (RELP)	127
5.3	Cycle du combustible avec monorecyclage du plutonium (CCR)	128
5.4	Performances des cycles du combustible parvenus à maturité (CO, CCR et CANDU) relatives à un choix d'indicateurs.....	131
5.5	Cycle du combustible MIX sans recyclage des AM	132
5.6	Cycle du combustible MIX avec recyclage des AM.....	133
5.7	Comparaison des critères choisis pour les cycles du combustible de type CCR, MIX et MIX-AM	134
5.8	Cycle du combustible DUPIC.....	136
5.9	Cycle du combustible mixte REO + RNR avec recyclage multiple en mode homogène du combustible TRU	138
5.10	Cycle de combustible mixte REO + RNR avec irradiation de cibles d'AM (mode hétérogène).....	139
5.11	Parc composé à 100 % de RNR	140
5.12(a)	Demande de services du cycle du combustible pour différentes options.....	142
5.12(b)	Comparaison des cycles du combustible en fonction des quantités de déchets TRU à stocker (kg/TWhe)	142
5.12(c)	Comparaison des cycles du combustible en fonction de l'utilisation de ressources naturelles et de la quantité de TRU dans les déchets, par l'angle inférieur gauche constituant un objectif souhaitable si l'on veut exploiter à long terme de l'énergie nucléaire	143
5.13	Cycle du combustible à double strate.....	144
5.14	Radiotoxicité des déchets provenant de différents cycles du combustible par rapport à celle de l'uranium naturel (par TWhe)	144
5.15	Comparaison des teneurs en actinides (g/tML) des combustibles usés des cycles UO ₂ , MOX et Th/U	147
5.16	Schéma de principe du recyclage dans le réacteur AMSTER.....	148
5.17	Bilan massique d'un REP à cycle ouvert de type classique et d'un système AMSTER autogénérateur avec support à 50 % d'U et 50 % de thorium.....	149

EXPOSÉ DE SYNTHÈSE

Voici près de cinquante ans que l'énergie nucléaire fait partie des sources d'énergie utilisées dans le monde. Cependant depuis une vingtaine d'années, à cause de la méfiance croissante du public à son égard des considérations socio-politiques interviennent dans son exploitation. Pendant ces vingt dernières années, le monde a été en mesure de faire face à une demande d'énergie croissante en recourant davantage aux combustibles fossiles. Cependant, les préoccupations suscitées depuis quelque temps par le changement climatique ont provoqué un regain d'intérêt pour le rôle que l'énergie nucléaire pourrait jouer dans les futurs parcs énergétiques.

Du point de vue du développement durable, l'énergie nucléaire présente des spécificités qui diffèrent notablement de celles des autres moyens de production d'énergie. Ces spécificités tiennent en grande partie au cycle du combustible nucléaire. Le présent rapport vise à décrire les progrès et tendances du cycle du combustible nucléaire qui sont susceptibles d'améliorer la compétitivité et la durabilité des systèmes de production d'énergie nucléaire. Il vient compléter d'autres rapports de l'AEN sur le rôle de l'énergie nucléaire dans un contexte de développement durable qui ont été publiés à l'appui du projet horizontal de l'OCDE sur le développement durable. À ce titre, il s'adresse aux lecteurs qui prennent part à l'élaboration des politiques et à la prise de décisions concernant le développement et l'exploitation de l'énergie nucléaire.

Ce rapport a été rédigé par un Groupe d'experts composé de représentants de l'industrie nucléaire, d'organismes publics et de centres de recherche qui travaillent sur divers aspects de la mise au point du cycle du combustible nucléaire. Le Groupe a reconnu d'emblée qu'il conviendrait, dans toute description des progrès et tendances du cycle du combustible nucléaire, d'accorder une attention particulière aux aspects non techniques, c'est-à-dire aux facteurs de durabilité.

Après une brève introduction, le présent rapport décrit, au chapitre 2, les ressources mondiales en matières premières nécessaires pour la fabrication du combustible nucléaire et la consommation de ces ressources pour les programmes électronucléaires. Les « ressources classiques connues » en uranium permettent d'assurer pendant 80 ans environ l'exploitation de la puissance nucléaire installée actuelle, soit de l'ordre de 400 réacteurs dans l'ensemble du monde. Les « ressources classiques non découvertes » permettraient d'exploiter ces réacteurs pendant une période trois fois plus longue, cependant que le recours au recyclage et aux réacteurs à neutrons rapides pourrait multiplier par cent le rendement d'utilisation de ces ressources. Parallèlement, le recours aux ressources non classiques et à de nouvelles technologies, telles que l'extraction de l'uranium de l'eau de mer ou l'introduction du thorium, serait aussi susceptible de se traduire à long terme par des améliorations du même ordre de grandeur. Toutefois, la récupération de l'uranium contenu dans l'eau de mer est de caractère éminemment spéculatif et ne sera peut-être jamais rentable.

Le rapport décrit plus en détail, au chapitre 2, les diverses étapes constitutives du cycle actuel du combustible nucléaire et, au chapitre 4, les évolutions du cycle du combustible nucléaire dans l'optique d'une amélioration de sa compétitivité et de sa durabilité.

Les programmes de développement industriel à court terme qui sont menés dans différents secteurs du cycle du combustible nucléaire offrent des perspectives intéressantes de nouvelles réductions des

coûts et permettent aussi souvent une meilleure protection de l'environnement. Les incidences sur l'environnement de l'extraction et du traitement du minerai d'uranium se limitent principalement aux résidus d'extraction et de traitement et à la libération de radon. Les nouvelles techniques d'exploitation minière et mesures de protection de l'environnement dans ce domaine ont ramené ces incidences à des niveaux qui sont comparables à ceux correspondant au fond naturel de rayonnement.

En ce qui concerne l'enrichissement de l'uranium, la mise au point de la technologie de centrifugation a permis de diminuer les coûts, principalement grâce à une réduction de la consommation d'énergie d'un facteur de cinquante par rapport à la technologie de diffusion gazeuse. Ce procédé s'imposera vraisemblablement dans l'enrichissement à moyen terme. Toutefois, l'enrichissement par laser ne devrait pas être exclu à plus long terme car il permet de réaliser des économies encore plus importantes et de procéder à un réenrichissement sélectif de l'uranium de retraitement.

Les performances, la fiabilité et la sûreté de la conception et de la fabrication du combustible ne cessent de progresser. L'optimisation du combustible est orientée vers l'intégration de la partie initiale et de la partie terminale du cycle, ainsi que vers l'amélioration des caractéristiques de fonctionnement des centrales nucléaires. À cet égard, des formes de combustible novatrices sont à l'étude, en partie dans le cadre d'une stratégie du cycle de vie, en vue de réduire les quantités de combustible utilisé et donc les responsabilités à long terme, de parvenir à une meilleure économie des ressources et, parallèlement, d'améliorer le taux de disponibilité des centrales et les coûts du cycle du combustible. Bien que l'avantage économique relatif du retraitement puisse varier au fil du temps, cette étape du cycle offre la perspective de diminuer la consommation spécifique d'uranium en tant que ressources naturelle.

S'agissant de la partie aval du cycle, les solutions proposées aujourd'hui en matière de stockage des déchets sont, pour l'essentiel, propres aux différents pays, en raison du principe selon lequel le producteur de déchets doit prendre en charge ses propres déchets. Pour le stockage définitif des déchets de haute activité à vie longue, plusieurs solutions techniques viables ont été proposées et ont suffisamment progressé pour que les experts scientifiques et techniques soient convaincus de leur faisabilité et de leur sûreté. Cependant, faute d'un consensus suffisamment affirmé de la société et des milieux politiques, leur mise en œuvre a été repoussée.

Bien que ce Groupe ne puisse prétendre être pleinement représentatif des multiples parties intéressées qui participent au processus de décision concernant l'énergie nucléaire et les autres options énergétiques, il s'est efforcé, en adoptant une démarche qui va au-delà des seuls aspects économiques et techniques, de jeter les fondements d'une technique d'aide à la décision de portée plus générale, à savoir l'analyse multicritère (AMC). Les représentants de différentes composantes de la société (parties prenantes) pourraient recourir à cette technique pour évaluer les caractéristiques de durabilité d'un projet donné. L'analyse multicritère repose sur la définition des critères liés à une stratégie de développement durable et de leurs principaux indicateurs quantitatifs. La méthodologie ainsi que les critères et indicateurs choisis pour l'évaluation des progrès du cycle du combustible nucléaire sont présentés au chapitre 3.

Bien que ce rapport ne vise pas à présenter une classification unique, en fonction de leurs qualités intrinsèques, des cycles du combustible possibles en usage ou à l'étude, car cette tâche relève de la compétence des décideurs et autres parties prenantes, le chapitre 5 donne un aperçu des cycles du combustible nucléaire offrant des possibilités et des perspectives intéressantes à moyen et à long terme en liaison avec des évolutions des réacteurs qui sont susceptibles de répondre aux attentes de la société. Leurs principaux avantages sont recensés, tout comme leurs inconvénients présumés. Si le cycle du combustible des HTGR constitue, pour l'essentiel, la relance d'un ancien concept très évolué susceptible d'atteindre la maturité industrielle au cours des dix à vingt prochaines années, d'autres cycles du combustible avancés font appel à de nouveaux concepts de réacteurs qui pourraient fort bien atténuer encore les conséquences à long terme de l'électronucléaire sur l'environnement. Ces

nouveaux concepts nécessiteront d'importants travaux de R&D à long terme sur le cycle du combustible, et leur mise en œuvre demandera probablement des dizaines d'années ; il s'agit notamment du cycle du combustible au thorium, des réacteurs à sels fondus, ainsi que de la séparation et de la transmutation des radionucléides à vie longue. En outre, certains de ces cycles du combustible, essentiellement ceux fondés sur la séparation et la transmutation, ne pourront probablement pas, avant une longue période de fonctionnement, atteindre l'équilibre et aboutir réellement, comme ils sont supposés le faire, à une réduction sensible de la radiotoxicité potentielle des déchets.

Le Groupe d'experts, après avoir compilé et examiné les informations et données décrites dans le présent rapport, est parvenu aux conclusions suivantes (voir chapitre 6) :

- si l'on se réfère à un large ensemble de critères, il apparaît que l'électronucléaire est une source d'énergie durable très prometteuse. Certains nouveaux types de réacteurs et les cycles du combustible correspondants permettront d'étendre le champ d'application de l'énergie nucléaire à des domaines autres que la production d'électricité, notamment à la production d'hydrogène, si bien que cette énergie est susceptible de jouer un rôle nettement plus important dans une perspective de développement durable ;
- il existe, pour la partie initiale du cycle du combustible nucléaire, un marché mondial qui répondra vraisemblablement aux besoins pendant la prochaine décennie, mais la capacité des installations de faire face à la demande au-delà posera un problème, notamment si une renaissance de l'électronucléaire se produit ;
- les pouvoirs publics et l'industrie ont adopté des mesures appropriées de protection de l'environnement dans le cycle du combustible nucléaire, y compris le transport. Aucun problème technique important ne subsiste, et les cycles actuels du combustible peuvent être considérés, pour l'essentiel, comme des activités commerciales développées et dont les incidences sur l'environnement sont très faibles ;
- le cycle du combustible nucléaire offre encore des possibilités d'optimisation économique et environnementale. Des améliorations importantes dans plusieurs domaines, tels que les performances du combustible (taux de combustion), les techniques de retraitement et les concepts de stockage des déchets, sont à l'étude ;
- plusieurs solutions techniques viables ont été proposées pour le stockage définitif des déchets de haute activité à vie longue. Elle sont suffisamment développées pour que les experts scientifiques et techniques soient convaincus de leur faisabilité et de leur sûreté. Cependant, il n'existe pas de consensus affirmé quant à leur mise en œuvre ;
- le financement futur des travaux de R&D à long terme pour exploiter pleinement le potentiel offert par l'énergie nucléaire comme partie intégrante du futur parc énergétique constitue un problème majeur. La réduction des fonds octroyés par les pouvoirs publics à la R&D dans le domaine de l'énergie nucléaire, ainsi que l'aptitude limitée de l'industrie, dans le contexte actuel d'un marché orienté vers la concurrence, à financer la R&D à long terme, appelle à reconsidérer le rôle de la R&D financée sur fonds publics. Pour l'essentiel, il est nécessaire d'intensifier la collaboration internationale en matière de R&D nucléaire publique afin de développer pleinement les options nucléaires de type avancé dans le cadre des contraintes financières existantes ;
- l'analyse multicritère des différentes options de cycle du combustible peut être un outil approprié pour améliorer la confiance du public en laissant ce dernier participer à l'évaluation des options. Il s'avère toutefois nécessaire d'améliorer la quantification des critères et indicateurs ainsi que la disponibilité des données concernant les nouveaux perfectionnements apportés aux cycles du combustible avancés pour que cette méthodologie soit véritablement applicable.

1. INTRODUCTION

La possibilité de se procurer de l'énergie en grande quantité et à un coût acceptable constitue un facteur de développement crucial pour les sociétés modernes, mais la production et la consommation d'énergie impliquent des arbitrages entre les facteurs économiques, sociaux et environnementaux. Dans les pays en développement, la pression démographique et l'industrialisation se traduisent par d'importants besoins énergétiques nouveaux, principalement satisfaits à l'heure actuelle par les combustibles fossiles, qui dégagent des gaz à effet de serre dans l'atmosphère. Les préoccupations suscitées, au plan de l'environnement, de l'économie et de la santé, par la combustion des combustibles fossiles contribueront à accroître la demande de mesures sérieuses d'économies d'énergie et, en fin de compte, de nouvelles technologies énergétiques qui ne produisent pas de carbone. Le concept de développement durable consiste à intégrer ces facteurs économiques, sociaux et environnementaux antagonistes dans une démarche d'arbitrage équilibrée à l'échelle mondiale.

À l'heure actuelle, les pouvoirs publics comptent principalement sur la maîtrise de la demande, l'hydroélectricité et les sources d'énergie renouvelables pour limiter la pollution et les rejets de gaz à effet de serre. Cependant, les possibilités offertes par la maîtrise de la demande et l'hydroélectricité sont limitées, cependant que les sources renouvelables sont dispersées et encore onéreuses. Aux yeux de nombreux experts, l'énergie nucléaire apparaît comme étant la seule technologie pleinement confirmée qui serait à même de fournir de grandes quantités d'électricité sans rejeter de gaz à effet de serre, d'oxydes de soufre ou d'azote qui sont à l'origine des pluies acides et du smog urbain et ont des incidences sur le changement climatique. En fait, l'énergie nucléaire permet déjà d'éviter de l'ordre de 8 % de la totalité des gaz à effet de serre qui seraient émis si, à la production actuelle d'électricité d'origine nucléaire venait se substituer une production assurée par des centrales thermiques classiques. Cependant, l'exploitation de l'énergie nucléaire est remise en cause par une partie du public et certains représentants des États en raison de préoccupations concernant la disponibilité des réserves, les coûts, les risques d'accidents dans les réacteurs, les problèmes de gestion et d'évacuation des déchets radioactifs et les liens potentiels avec la prolifération des armes nucléaires. Les milieux de l'industrie nucléaire se rendent parfaitement compte que, pour assurer la « renaissance » de l'électronucléaire, il est indispensable au préalable de retrouver le soutien de l'opinion publique et des gouvernements. Cela signifie qu'il faudra en évaluer tous les aspects (économiques, sociaux, environnementaux) dans le cadre d'une vaste comparaison, les exposer de façon claire et transparente au public et en débattre de façon ouverte, afin de pouvoir dégager un nouveau consensus fondé sur les sensibilités des différentes parties prenantes.

Alors que la question de l'énergie nucléaire par rapport aux autres modes de production d'énergie est développée de façon générale dans d'autres études de l'AEN/OCDE [1,2], le présent rapport est axé sur les questions relatives au cycle du combustible nucléaire. En fait, nombreuses sont les dimensions de la durabilité de l'énergie nucléaire qui ont trait au cycle du combustible, la pression exercée sur les ressources naturelles, l'économie, l'évacuation des rejets dans l'environnement, l'acceptation du public, la résistance à la prolifération, pour n'en citer que quelques-unes. En outre, la mise au point de nouveaux types de réacteurs plus satisfaisants sur certains points entraînera en général une importante évolution concomitante du cycle du combustible.

1.1 Le développement durable

La principale difficulté que soulève l'élaboration d'une politique de développement durable tient à la nécessité d'intégrer de manière équilibrée ses trois dimensions (économique, sociale, environnementale), en mettant à profit leurs interactions et en procédant au besoin aux arbitrages pertinents. L'énergie a des liens avec ces trois dimensions du développement durable car, d'une part, les services énergétiques sont d'une importance primordiale pour le développement économique et social et, de l'autre, la production et la consommation d'énergie peuvent avoir des effets sur l'environnement. L'AEN a examiné le rôle de l'énergie nucléaire dans une perspective de développement durable [1] et elle est parvenue à la conclusion que l'énergie nucléaire présente un certain nombre de spécificités qui correspondent bien au concept clé du développement durable, à savoir « *un développement qui répond aux besoins du présent sans compromettre la capacité des générations futures de répondre aux leurs* ».

Le développement durable a pour premier objectif de préserver ou d'accroître l'ensemble des actifs (qu'ils soient naturels, produits, humains ou sociaux) transmis aux générations futures. Il s'agit donc non seulement d'optimiser l'exploitation des ressources naturelles épuisables qui sont destinées à la production d'énergie, mais aussi d'utiliser les ressources humaines ou résultant d'activités humaines avec le maximum d'efficacité et de rentabilité. La quantité d'énergie par unité de ressources naturelles consommées peut constituer un indicateur important, cependant que la quantité de main-d'œuvre et la qualité du travail peuvent en constituer d'autres qui concernent également différentes dimensions de la durabilité. Le Groupe d'experts a attaché de l'importance au développement de l'énergie nucléaire en tant que moyen d'élargir la base de ressources naturelles disponibles pour la production d'énergie afin de satisfaire les besoins des générations actuelles et futures.

Le développement technologique est primordial dans ce contexte, car il est un moteur du développement économique. Toutefois, il faut exercer une surveillance et un contrôle rigoureux pour que le développement technologique soit compatible avec les objectifs du développement durable. C'est grâce à la technologie que l'énergie nucléaire est devenue concurrentielle, selon les critères actuels, sur les marchés désormais déréglementés de l'électricité, étant donné ses faibles coûts marginaux de production par rapport aux solutions faisant intervenir des combustibles fossiles. À l'aune du développement durable, cette compétitivité est solide car la plupart des coûts sanitaires et environnementaux de l'énergie nucléaire sont déjà internalisés dans les coûts de production et répercutés sur les consommateurs par le biais des tarifs de l'électricité. Comme le nucléaire est une discipline à forte intensité technologique, les perfectionnements qui lui seront apportés à l'avenir devraient donc viser à renforcer cette position, de même qu'à prendre en compte les préoccupations du public et à répondre aux objectifs sociaux du développement durable.

À l'heure actuelle, les préoccupations du public au sujet des incidences potentielles de la production d'énergie par les différents moyens possibles sont de plus en plus présentes à l'esprit des hommes politiques et des décideurs. Il est donc essentiel d'associer le public à un processus de décision qui lui permettra d'acquiescer l'assurance que ses préoccupations sont entendues et prises en compte dans les progrès technologiques actuels et envisagés. Les politiques de développement durable dans le secteur énergétique s'appuieront sur l'évaluation comparative des différentes options possibles, compte tenu de leurs aspects économiques, ainsi que de leurs incidences environnementales et sociales, au niveau local, régional et mondial. C'est pourquoi, il importe au plus haut point que la communauté nucléaire participe pleinement à ce processus et qu'elle détermine et mette en route les progrès qui sont susceptibles de devenir acceptables pour le public, tout en réalisant les objectifs visés en matière de performances techniques et économiques.

La recherche d'indicateurs communs permettant de comparer tous les aspects des différents moyens de production d'énergie (s'agissant notamment du nucléaire par rapport au charbon et d'un système

nucléaire par rapport à un autre) est compliquée du fait de la diversité des conséquences économiques, sociales et environnementales à prendre en compte. Ces conséquences peuvent différer quant à leur portée géographique (locale, régionale, mondiale), à leur durée (court terme, long terme, plusieurs générations, par exemple) et à leur phénoménologie (santé, environnement, par exemple), aussi leur mesure et leur appréciation peuvent-elles s'avérer très délicates. Néanmoins, les individus, les entreprises et les pouvoirs publics doivent prendre des décisions, autrement dit porter un certain type d'appréciation, peu importe que celle-ci soit explicite, implicite ou fondée simplement sur des préférences personnelles. Une appréciation explicite a pour objet de conférer aux facteurs intervenant dans le processus de décision plus de transparence et de pertinence en vue de leur utilisation dans des évaluations comparatives de type quantitatif. En fait, les réacteurs et les opérations du cycle du combustible existant actuellement, qui sont décrits au chapitre 2, ont été conçus pour répondre à des besoins spécifiques et en fonction des critères d'évaluation quantitative qui s'appliquaient à l'époque où ils ont été conçus. Toutefois, à l'heure actuelle, il faut appliquer des critères différents, qui tiennent compte en particulier de la grande importance accordée aux questions évoquées ci-dessus. Le chapitre 3 présente et analyse les critères d'évaluation et les techniques d'appréciation que le Groupe d'experts a jugés les mieux appropriés pour évaluer l'électronucléaire et son cycle du combustible dans le contexte du développement durable. Le chapitre 4 décrit ensuite diverses options en matière de technologies des réacteurs nucléaires et des cycles du combustible, cependant que le chapitre 5 expose plusieurs cycles complets du combustible, dans lesquels les technologies des réacteurs et des cycles du combustible traitées au chapitre 4 sont associées selon diverses formules. Ces deux chapitres contiennent les données techniques et économiques qui pourraient servir à quantifier ces technologies et cycles du combustible en fonction des critères et indicateurs examinés au chapitre 3.

1.2 La situation de l'énergie nucléaire

Après un démarrage dynamique, l'industrie nucléaire est parvenue aujourd'hui à une croisée de chemins. D'un côté, elle s'est adjugée une part notable de la production d'électricité (17 %) et de la production d'énergie (7 %) dans le monde. À la fin de l'an 2000, on comptait dans le monde plus de 430 réacteurs nucléaires produisant de l'électricité, dont une grande majorité (92 %) de réacteurs à eau ordinaire (REO), auxquels s'ajoutent quelques réacteurs à eau lourde (4 %) et quelques réacteurs refroidis au gaz (4 %). Tous ces réacteurs utilisent de l'uranium comme matière fissile, encore que certains emploient également une certaine proportion de plutonium recyclé dans leur combustible. De l'autre côté, cette industrie est confrontée aux vives préoccupations du public au sujet des risques d'accidents, de la gestion des déchets radioactifs et des possibilités de prolifération, bien qu'elle soit soumise à un système rigoureux de contrôles stricts et d'autorisations préalables par les autorités réglementaires nationales et les organismes internationaux. Le système réglementaire de sûreté a permis d'exploiter en toute sécurité les réacteurs nucléaires de puissance, puisque seul un accident de réacteur ayant eu d'importantes conséquences radiologiques pour le public est survenu depuis leur mise en service et ce réacteur, celui de Tchernobyl, n'appartient pas à la filière des REO.

Même s'il est prévu que la puissance installée dans le monde doublera d'ici à 2020, seul un petit nombre de réacteurs sont en cours de construction. La déréglementation du secteur de l'électricité a eu pour effet d'inciter les compagnies d'électricité à réduire la réserve de production, remettant à plus tard la nécessité de disposer de nouvelles installations de production de n'importe quel type et diminuant ainsi la demande de centrales nucléaires de grande puissance. Dans le contexte déréglementé qui prévaut actuellement aux États-Unis et en Europe, l'électronucléaire se doit de concurrencer les autres modes de production sur le terrain économique (principalement à court terme). En ce qui concerne les centrales nucléaires existantes, les faibles coûts du cycle du combustible contribuent à maintenir la forte compétitivité de l'électronucléaire par rapport aux autres options.

Les décisions concernant le financement de la R&D et les nouveaux investissements à consacrer aux centrales sont prises par les dirigeants en fonction du rendement escompté des investissements dans les conditions et règles en vigueur. Les coûts élevés en capital des centrales nucléaires font peser sur les capacités de financement des producteurs d'électricité une charge plus lourde que le coût en capital relativement faible des centrales à gaz. Ce facteur pourrait ralentir la croissance de l'électronucléaire sur un marché déréglementé concurrentiel, notamment si les coûts totaux à la charge de la société, y compris les aspects de durabilité, ne sont pas « internalisés » dans les coûts de production attribués aux différentes options.

Bien que de nombreuses personnes aient prédit la fermeture d'un nombre important de centrales nucléaires en exploitation et une baisse rapide de la production d'électricité nucléaire, la situation a connu un revirement spectaculaire. En fait, les réacteurs nucléaires existants sont très concurrentiels sur la base des coûts prospectifs¹ et les quelques centrales nucléaires existantes proposées à la vente par des compagnies d'électricité, principalement aux États-Unis, font l'objet d'une concurrence acharnée. Enfin, à cause de ces faibles coûts de production, de nombreux exploitants de centrales nucléaires cherchent à renouveler ou à prolonger leurs autorisations d'exploitation. Il y a donc lieu de penser que l'avenir des centrales nucléaires existantes est assez sûr et que l'exploitation de la plupart d'entre elles se poursuivra aussi longtemps que des raisons d'ordre technique et réglementaire ne viendront pas s'y opposer, la durée de vie des centrales étant ainsi appelée à se prolonger pendant une bonne partie du vingt-et-unième siècle.

L'efficacité économique ne constitue toutefois que l'une des composantes du développement durable. Parmi les autres questions clés figurent le rendement d'utilisation des ressources, la gestion efficace des risques pour l'environnement (émissions et déchets), le capital humain et la dimension sociale. Ces dimensions relèvent pour l'essentiel de la compétence des pouvoirs publics et des accords institutionnels internationaux.

Pour la plupart, les effets de l'utilisation des combustibles fossiles sur l'environnement, notamment le risque de changement climatique dû aux émissions de gaz à effet de serre, mais aussi une grande partie de la pollution atmosphérique régionale, découlent d'activités courantes et constituent des « externalités », en ce sens qu'ils sont en fin de compte supportés par le « commun des mortels » et non pas par le « pollueur ». À l'inverse, l'énergie nucléaire n'a que de faibles incidences imputables aux activités courantes mais comporte le risque, aussi faible soit-il, d'un accident grave entraînant des rejets de radioactivité hors du site.

Les émissions de substances radioactives et les effluents liquides des centrales nucléaires et des installations du cycle du combustible sont strictement réglementés et maintenus en dessous des niveaux auxquels ils sont susceptibles de présenter un risque pour la santé ou l'environnement. En fait, dans le cas du cycle du combustible nucléaire, l'objectif réglementaire est de confiner la majeure partie des déchets et de n'autoriser que le rejet de quantités (sous réserve de contrôles rigoureux) qui sont jugées inoffensives pour la santé et l'environnement. À l'heure actuelle, l'engagement de dose correspondant à l'ensemble de l'industrie électronucléaire est plus de 300 fois inférieur à celui correspondant au fond naturel de rayonnement, et les émissions de substances radioactives par kWh accusent une tendance à la baisse [3], grâce à l'amélioration constante des procédures d'exploitation, aux modifications de la conception des centrales et à l'évolution du cycle du combustible.

1. Les coûts prospectifs de la production des centrales nucléaires des États-Unis s'établissaient en moyenne à 1,83 cents par kilowatt-heure en 1999, soit moins que ceux du charbon (2,07 cents), du pétrole (3,18 cents) ou du gaz (3,52 cents) – Nucleonics Week, 11 janvier 2001, p. 3.

D'importants rejets ne se produiraient que dans les conditions d'un accident grave, dont la survenue est rendue extrêmement improbable du fait de la conception et de l'exploitation soigneusement contrôlées des installations, ainsi que de la mise en œuvre de plus en plus fréquente de dispositifs à sûreté intrinsèque.

Depuis l'établissement du protocole de Kyoto en 1997, très rares sont les mesures qui ont été prises pour diminuer réellement les émissions de CO₂. Le public paraît se rallier à l'appel lancé à Kyoto en faveur d'une réduction notable (de l'ordre de 12 % à l'échelle mondiale) des émissions par rapport aux niveaux actuels d'ici à 2008-2012, c'est-à-dire dans un délai de dix ans seulement, mais en même temps il n'est pas prêt à modifier ses habitudes pour atteindre cet objectif. En outre, la concurrence économique qui s'exerce à l'échelle de la planète (« mondialisation ») restreint la panoplie d'instruments auxquels un gouvernement particulier peut recourir pour décourager les activités émettant du CO₂, telles que la combustion des combustibles fossiles. C'est ainsi que la taxe sur le carbone pourrait présenter des risques sur le plan économique au cas où tous les pays n'adopteraient pas des mesures analogues et, de toute façon, le surcoût qui en résulterait pour l'électricité produite à partir de combustibles fossiles (notamment le charbon, le pétrole et la gaz naturel) serait mal accueilli par le public, même s'il contribuait à atteindre les objectifs de réduction des émissions de CO₂ auxquelles ce dernier a souscrit. De plus, compte tenu de la longue durée de vie des centrales et de leur lent renouvellement, le rythme d'introduction de changements radicaux dans l'éventail des technologies utilisées pour la production d'électricité est tel qu'il faudrait de l'ordre de 30 à 40 ans pour remplacer la production thermique classique par une production d'énergie non polluante, même dans l'hypothèse où de nouvelles solutions sans carbone seraient conçues à temps et s'avéreraient concurrentielles sur le plan économique.

Ainsi, paradoxalement, l'action en faveur d'une « renaissance » de l'électronucléaire sera peut-être le fait des milieux mêmes qui aujourd'hui s'opposent à son développement, lorsqu'ils comprendront que l'énergie nucléaire est réellement sûre et propre et qu'aucune solution apte à remplacer cette source d'énergie sans carbone ne pourra être mise en place pendant la première moitié du vingt-et-unième siècle à l'échelle nécessaire pour limiter les émissions de gaz à effet de serre tout en fournissant de l'énergie à des coûts acceptables.

À l'heure actuelle, dans les pays de l'OCDE dotés de programmes électronucléaires, le combustible nucléaire usé et les déchets nucléaires produits en vertu d'une autorisation sont stockés en toute sécurité, soit dans des piscines, soit dans des conteneurs de stockage à sec. D'une part, les volumes en cause sont faibles et, de l'autre, cet entreposage est sûr, bon marché et fiable et pourra se poursuivre pendant plusieurs décennies.

Même si l'évacuation dans des formations géologiques a atteint des stades de développement qui diffèrent suivant les pays, il peut être démontré qu'il est à même d'assurer les niveaux de confinement à long terme des déchets qui sont requis pour garantir l'absence d'effets sur la santé humaine ou l'environnement. De plus, ce stockage peut être réversible si la population le souhaite. Les coûts du stockage sont provisionnés par les compagnies d'électricité, sous la supervision de leurs autorités respectives, selon le « principe pollueur-payeur », puis répercutés sur la facture du consommateur final sous forme d'un pourcentage du coût de l'électricité qui varie suivant les pays.

Les autres travaux en cours à chaque étape du cycle combustible nucléaire visent à réduire les coûts, à mieux respecter l'environnement et/ou à optimiser les aspects techniques de façon à améliorer les conditions d'exploitation et les niveaux de sûreté. La plupart de ces travaux s'inscrivent dans une perspective à relativement court terme et sont financés par l'industrie, alors que les études à plus long terme, principalement financées par les pouvoirs publics, ont pour objet d'améliorer le cycle du combustible nucléaire de façon plus radicale ou intégrale, notamment les activités de R&D relatives aux réacteurs à neutrons rapides et à la séparation et la transmutation des actinides.

Il conviendrait toutefois de remarquer que le montant des fonds octroyés par les pouvoirs publics à ces travaux de R&D à plus long terme a fortement baissé et que le manque de crédits risque de compromettre les options nucléaires à long terme. Compte tenu des financements et des délais requis pour faire passer un concept au stade de l'exploitation commerciale, il apparaît nécessaire d'orienter les efforts de R&D vers les concepts qui répondent le mieux aux besoins d'amélioration du cycle du combustible nucléaire reconnu comme les plus décisifs. Cependant, il sera difficile de dégager un consensus sur cette orientation, aussi longtemps qu'il existera une divergence entre les pays et les équipes de chercheurs sur les critères adoptés pour évaluer le potentiel de différents concepts. Aussi des mesures doivent-elles être prises pour parvenir à un accord sur l'ensemble le plus pertinent de critères et d'instruments d'évaluation, comme nous le verrons au chapitre 3 du présent rapport.

1.3 Vue d'ensemble du cycle du combustible nucléaire

Les cycles du combustible nucléaire d'aujourd'hui sont le fruit d'une quarantaine d'années de progrès technologiques visant à créer une source d'énergie qui présente des caractéristiques de fiabilité, de sécurité et de sûreté, de même qu'un bon rapport coût-efficacité. Cependant, les éléments fondamentaux de ces cycles du combustible ont été établis au début de cette période, à un moment où les « règles du jeu » et les objectifs en matière de développement étaient différents de ceux qui prévalent aujourd'hui. C'est pourquoi, le moment paraît être venu de jeter un regard neuf sur les progrès et tendances dans le domaine du cycle du combustible nucléaire qui sont susceptibles de renforcer le caractère durable de l'énergie nucléaire.

Au cours des années 70, l'énergie nucléaire apparaissait comme la solution permettant régler le problème de l'épuisement des réserves de combustibles fossiles, mais l'uranium était alors considéré, lui aussi, comme un produit rare. Nombreuses sont les décisions prises à l'époque qui influent encore aujourd'hui sur l'industrie du cycle du combustible. Afin de répondre aux besoins d'un programme militaire déjà important et face aux prévisions de croissance rapide de la production d'électricité nucléaire, de grandes installations ont été construites à certaines étapes du cycle du combustible, à savoir l'extraction, la conversion et l'enrichissement, cependant que des usines de retraitement étaient construites pour fournir le plutonium destiné à alimenter les réacteurs surgénérateurs qu'il était prévu d'introduire. Bien que les surgénérateurs n'aient pas été exploités à l'échelle industrielle en raison de leurs coûts plus élevés que ceux des REO, ils continuent à être considérés avec intérêt, étant donné qu'ils sont virtuellement à même de multiplier par cent le volume des réserves d'uranium utilisables dans des conditions rentables.

En raison du ralentissement des programmes électronucléaires civils depuis les années 80 ainsi que des accords conclus pour réduire les programmes d'armement nucléaire, il se trouve qu'à l'heure actuelle les capacités de production des installations du cycle du combustible, sauf en ce qui concerne l'extraction du minerai d'uranium, sont supérieures à la demande². La demande d'uranium naturel s'élève aujourd'hui à 60 000 tonnes par an. Les stocks et les ressources connues en uranium représentent de l'ordre de 70 ans de consommation par les réacteurs actuels, et l'on estime que les ressources réelles sont beaucoup plus importantes (les ressources classiques en uranium sont évaluées à 15 millions de tonnes environ, ce qui représente de l'ordre de 250 ans de consommation actuelle). Compte tenu de ces réserves, il n'y a guère intérêt sur le plan économique à prospecter l'uranium à l'heure actuelle, alors que celui-ci risque de ne pas trouver de débouchés au cours des prochaines

2. La production d'uranium ne couvre actuellement que 60 % des besoins mais, depuis que la guerre froide a cessé vers la fin des années 90, d'importantes quantités d'uranium provenant des stocks militaires sont devenues disponibles et pourront être utilisées pour compenser tout déséquilibre entre la production et la demande au cours des dix à quinze prochaines années.

décennies. Les ressources non classiques sont évaluées à 22 millions de tonnes environ, et les océans du monde renferment de l'ordre de 4 000 millions de tonnes d'uranium (60 000 ans de consommation). D'importants efforts ont été déployés dans le passé pour mettre au point un procédé permettant d'extraire l'uranium de l'eau de mer, qui était jugé réalisable moyennant un coût compris entre 300 et 700 USD par kilogramme d'uranium, soit approximativement de dix à vingt-cinq fois le prix actuel [4]. Étant donné que l'uranium ne représente que de 5 à 10 % environ du coût prospectif de l'électricité nucléaire, l'extraction de l'uranium contenu dans les océans fournirait des ressources pratiquement illimitées, tout en n'entraînant qu'un doublement du coût de la production d'électricité par les filières actuelles de réacteurs, la pénalité au niveau des coûts étant bien moindre si l'uranium servait à alimenter des réacteurs de type avancé, tels que le surgénérateur. Ce vaste réservoir, les surgénérateurs rapides et les cycles au thorium sont encore considérés aujourd'hui, ainsi qu'ils l'étaient au début de l'« ère nucléaire », comme les trois principales voies à suivre pour assurer des ressources en uranium pratiquement illimitées à l'électronucléaire et ainsi remplir le premier critère du développement durable, à savoir la durabilité du point de vue de la base de ressources de la terre. Pour se concrétiser, ces trois voies nécessiteront des travaux de R&D pour mettre au point les technologies des cycles du combustible et des réacteurs.

La communauté scientifique et technique est, dans l'ensemble, convaincue qu'il existe déjà des solutions techniques au problème du conditionnement et de l'évacuation du combustible usé et des déchets nucléaires. C'est là le fruit de toutes les années de travail que de nombreux experts appartenant à des institutions du monde entier ont consacrées à ce sujet. Il y a eu un libre échange d'informations et de connaissances entre ces experts, allié à une solide tradition qui consiste à rendre la documentation accessible aux homologues et au public. Le nombre de sceptiques est relativement faible dans la communauté technique en général, alors que parmi les spécialistes de la gestion des déchets il existe un large consensus sur la sûreté et les avantages de l'évacuation en formations géologiques. Néanmoins, la communauté scientifique et technique se heurte à la résistance du public. Il convient non seulement de démontrer, du point de vue technique, la sûreté et la rentabilité de la gestion à long terme des déchets, mais aussi d'obtenir l'adhésion du public.

Pour la gestion des déchets, les deux options le plus souvent envisagées dans les débats publics et scientifiques actuels sont, d'une part, l'entreposage prolongé des déchets (plutôt que l'évacuation irréversible) et, de l'autre, la séparation et la transmutation des radionucléides à vie longue contenus dans les déchets. La séparation et la transmutation consistent à traiter les déchets afin d'en extraire les radionucléides à vie longue, qui sont ensuite irradiés dans un réacteur nucléaire ou dans un système hybride afin d'obtenir des produits à période radioactive plus courte, ce qui diminue le laps de temps pendant lequel ils doivent être isolés de l'environnement. Pour parvenir à ce résultat, il faudra construire des installations industrielles spéciales et les exploiter longtemps. De toute façon, il est admis que cette technique ne pourrait être appliquée à toutes les catégories de déchets, de sorte que certaines quantités de matières radioactives nécessiteraient encore un confinement à long terme. Bien que les deux options puissent être intégrées à une stratégie globale de gestion des déchets et qu'un entreposage prolongé de quelques décennies soit déjà programmé dans certains pays, aucune option ne permet de s'affranchir de la nécessité de recourir à une forme d'évacuation définitive, comme un dépôt en formation géologique, qui serait mis en œuvre en dernier ressort.

C'est pourquoi, les chercheurs et les responsables chargés de trouver des solutions au problème de la gestion de déchets demeurent en général convaincus qu'il faudrait continuer à s'acheminer vers la mise en œuvre de l'évacuation permanente. Cette attitude se fonde toujours sur le principe qu'il s'agit de résoudre le problème et non pas de le léguer aux générations futures. En outre les déchets sont plus exposés à des risques de types divers tant qu'ils se trouvent en surface et il serait préférable de les enterrer dans les meilleurs délais possibles.

Au cours des dix dernières années, les connaissances scientifiques et la mise au point des technologies requises pour l'évacuation en formation géologique ont fait d'importants progrès. On peut citer une compréhension scientifique accrue des processus qui déterminent l'efficacité du confinement des déchets dans les dépôts sur de longues périodes, l'amélioration de la caractérisation et de l'évaluation quantitative des mécanismes par lesquels les barrières ouvragées et la roche environnante contribuent à la sûreté, des recherches spécifiques sur les sites potentiels, ainsi que l'expérience pratique des travaux souterrains et de l'aménagement des dépôts.

On s'accorde toutefois à estimer qu'il pourrait être intéressant de porter un regard neuf sur les options en matière de cycles du combustible nucléaire, afin de prendre pleinement en compte les interactions possibles entre les différentes étapes et les progrès intervenus dans le cycle du combustible. Il importe à cet égard de déterminer des facteurs de mérite ou des critères et indicateurs applicables aux futurs systèmes nucléaires d'autant qu'à l'avenir la mise au point de cycles du combustible nucléaire avancés ou nouveaux devrait mobiliser des ressources croissantes et que le financement par les pouvoirs publics risque de ne pas augmenter dans les mêmes proportions.

Le présent rapport vise donc à situer les différentes évolutions dans la perspective de cycles du combustible à moyen terme et à plus long terme qui pourraient répondre au vœu de la société de disposer d'options énergétiques de caractère plus durable.

2. LES DIFFÉRENTES ÉTAPES DU CYCLE DU COMBUSTIBLE

2.1 Introduction

Le cycle actuel du combustible nucléaire est l'aboutissement d'un demi-siècle de travaux destinés à établir une source d'énergie économique, sans danger pour l'environnement et sûre. Durant cette période, les conditions dans lesquelles se sont déroulées les recherches ont changé de même que l'importance relative accordée aux différents cycles du combustible.

Les programmes de développement dans le domaine du cycle du combustible ont été dictés au début par les besoins militaires de matières nucléaires puis, plus tard, par le choix de la filière de centrales nucléaires exploitable à des fins civiles. Bien qu'un certain nombre de concepts de réacteurs différents aient vu le jour au début des années 50, la filière REO s'est imposée comme filière principale dans la plupart des pays de l'OCDE, sauf au Canada où c'est la filière RELP qui s'est généralisée. D'autres types de réacteurs, comme les réacteurs refroidis au gaz ou les réacteurs rapides, ont été construits, mais ils ont connu une exploitation commerciale limitée. Dépendant principalement de choix politiques, les options mises au point diffèrent essentiellement par le traitement réservé au combustible usé : le cycle ouvert, dans lequel le combustible irradié est traité en tant que déchet ou le cycle fermé (avec recyclage), dans lequel le combustible irradié est retraité et le plutonium (et parfois aussi l'uranium) récupéré est recyclé. Ces deux options ont été mises au point et ont atteint toutes les deux leur maturité technologique.

Dans les années 80, les programmes nucléaires ont marqué le pas en raison des perspectives économiques plus sombres dans les pays de l'OCDE et de la réticence de l'opinion publique après les accidents de Three Mile Island et de Tchernobyl. Ce changement d'attitude a eu aussi pour conséquence une baisse d'intérêt pour les filières nucléaires chez les étudiants et une réduction générale des budgets de R&D consacrés à l'énergie nucléaire par les gouvernements.

L'avenir du nucléaire comme source d'énergie doit être abordé selon une triple perspective :

- les contraintes socio-politiques et la sensibilisation aux problèmes de l'environnement ;
- la pression du marché, qui détermine les réformes des entreprises du secteur nucléaire ;
- la formation et l'infrastructure nucléaires.

Les contraintes socio-politiques et la sensibilisation aux problèmes d'environnement

Dans les pays Membres de l'OCDE, les changements socio-économiques constituent une tendance de fond qui a marqué l'évolution de l'option nucléaire. Le souci de protéger l'environnement est généralement au cœur des considérations socio-politiques. Dans la plupart des pays Membres, le débat porte essentiellement sur le rôle de l'énergie nucléaire dans le parc énergétique et sur l'aval du cycle du combustible (ouvert ou fermé). Alors que certains pays Membres (en Europe surtout)

décidaient d'abandonner progressivement le nucléaire, d'autres lui imposaient de nouvelles contraintes (réglementaires et économiques). La Convention OSPAR³ en Europe impose de parvenir à des rejets « quasi nuls », c'est-à-dire de réduire les effets de toute activité à un niveau tel que l'on puisse considérer qu'ils auront une incidence zéro sur les êtres humains et sur l'environnement [5].

Malgré ces contraintes socio-politiques, la mise en évidence récente de la contribution des différentes sources d'énergie au développement durable et, plus particulièrement, aux réductions des émissions de gaz à effet de serre prévues dans le Protocole de Kyoto joue de plus en plus en faveur de l'énergie nucléaire. L'opinion publique prend conscience que ces problèmes d'environnement considérés jusqu'à une date récente comme mineurs et lointains sont importants et doivent être résolus à court terme. Plusieurs études indépendantes réalisées par des organisations internationales [6,7], des académies scientifiques nationales [8] ou des groupes d'experts [9,10], ainsi que des sondages d'opinion montrent que le développement durable de la production d'énergie à long terme passe par le nucléaire qui est aujourd'hui la seule source reposant sur une technologie éprouvée qui soit capable de fournir à grande échelle une énergie sans danger pour l'environnement à une population mondiale de plus en plus nombreuse.

Pression du marché et réformes des entreprises du secteur nucléaire

Sur un marché déréglementé, les compagnies d'électricité sont obligées d'abaisser leurs coûts de production pour faire face à la concurrence. Pour les centrales existantes, les coûts d'exploitation et de maintenance ainsi que ceux du cycle du combustible sont pratiquement les seuls éléments sur lesquels les compagnies d'électricité peuvent réaliser des économies. Les autres coûts, comme les coûts en capital ou les impôts⁴, sont essentiellement des coûts échoués ou échappant au contrôle des compagnies d'électricité, encore que des gains aient pu être réalisés grâce au relèvement de la puissance nominale des centrales. En général, les coûts d'exploitation et de maintenance ont été stabilisés ou réduits ces dernières années, mais les autres possibilités d'économie sont limitées par les impératifs de sûreté et par la nécessité de respecter la réglementation. En outre, comme les coûts d'exploitation et de maintenance ont tendance à augmenter avec l'âge de la centrale, les coûts du cycle du combustible prennent une importance accrue.

Face à un marché en faible croissance, des fusions des activités par intégration horizontale et/ou verticale des sociétés ont été amorcées dans les années 90 et se poursuivent encore⁵. Ces fusions visent

-
3. La Convention pour la protection du milieu marin de l'Atlantique du nord-est a été ouverte à la signature lors de la réunion ministérielle des Commissions d'Oslo et de Paris qui a eu lieu à Paris les 21 et 22 septembre 1992. La Convention a été signée par toutes les Parties contractantes aux Conventions d'Oslo et de Paris. Voir aussi <http://www.ospar.org/>.
 4. Des évaluations montrent que l'on peut abaisser de 15 à 25 % les coûts en capital des nouvelles centrales nucléaires grâce à des modifications de la taille des installations, des méthodes et du calendrier de construction, à des améliorations de la conception et à la standardisation (production en série), à une réorganisation des achats et des contrats ainsi que du cadre et des procédures réglementaires [11]. Ces réductions de coûts en capital sont à comparer aux baisses des coûts de production de 16 à 54 % pour les centrales au gaz et de 3 à 34 % pour les centrales au charbon réalisées ces 7 dernières années [12].
 5. Dans le secteur de la fabrication du combustible, une fusion entre General Electric, Toshiba et Hitachi a été annoncée au début de l'année 1999. Récemment, il en a été de même pour une gamme de d'activités encore plus large avec la fusion des activités nucléaires de Framatome et de Siemens et la création d'une nouvelle société appelée Framatome-ANP qui regroupe ces activités. Un autre exemple est offert par l'acquisition de Westinghouse par BNFL et la fusion de BNFL avec ABB Nuclear. À la fin de l'année 2000, le regroupement d'activités nucléaires (Cogéma, Framatome, CEA-Industrie) avec des activités non nucléaires en France a donné naissance à un holding du nom d'AREVA.

à améliorer la viabilité économique des entités fusionnées en augmentant leur part de marché et leurs économies d'échelle ou en dégageant des synergies.

Formation et infrastructure nucléaires

Enfin, le développement technologique en soi permet une amélioration constante des centrales nucléaires et des opérations liées au cycle du combustible. À l'heure actuelle, les perspectives économiques à court terme, combinées aux conditions socio-politiques déjà évoquées, ne favorisent pas des innovations majeures à long terme dans le secteur nucléaire. Alors qu'une diminution spectaculaire des fonds consacrés à la recherche et au développement a eu lieu depuis la fin des années 80, seules quelques initiatives (aux États-Unis, au Japon et en France) vont à contre-courant de cette tendance.

Cette évolution menace la préservation des compétences et des infrastructures dans le domaine nucléaire. Un récent rapport de l'AEN [13] indique qu'une diminution de l'intérêt pour les études débouchant sur les métiers du nucléaire pourrait créer des problèmes dans la mesure où notre capacité de développer cette source d'énergie à moyen et à long terme en dépend. La même conclusion vaut pour l'infrastructure industrielle et de R&D. De ce fait, le développement technologique de nouvelles options majeures concernant le cycle du combustible nucléaire pourrait être gêné. Une collaboration et un financement internationaux pour mettre en commun les ressources techniques et/ou économiques existantes seraient à cet égard fortement recommandés.

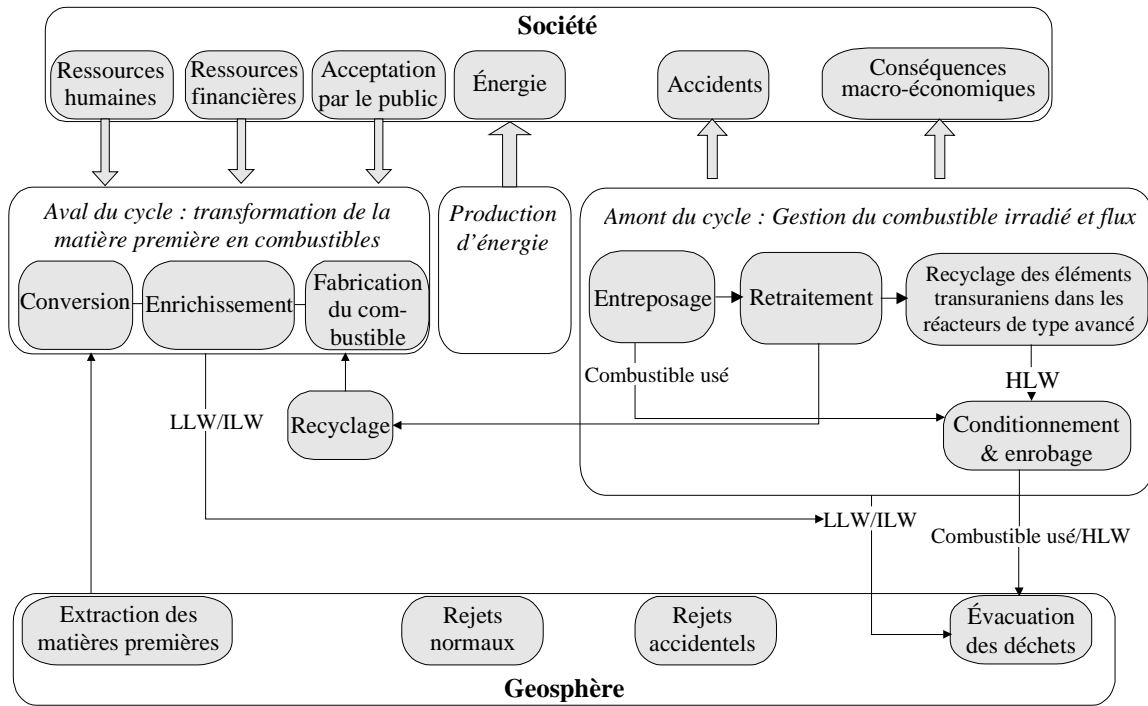
Le présent chapitre est consacré à une brève analyse de la situation actuelle du cycle du combustible nucléaire. Les réalisations, mais aussi les problèmes en suspens compte tenu de l'évolution actuelle des marchés de l'énergie qui est décrite plus haut, sont soulignées. Certaines tendances industrielles actuelles visant à améliorer les performances du cycle du combustible nucléaire pour faire face à la situation économique sont mises en évidence.

Le chapitre 4 complète ce chapitre par une description des grandes tendances à long terme et complexes concernant la mise au point de nouvelles options technologiques ou de nouvelles stratégies de cycle du combustible, afin de répondre à la demande accrue d'électricité d'origine nucléaire au 21^{ème} siècle et au-delà. On y appliquera des critères comparables à ceux exposés dans le chapitre 3. Bien que ce rapport ne contienne pas un classement qualitatif des différentes technologies (par exemple, on ne cherche pas à identifier le « meilleur » cycle du combustible), il s'efforce de montrer comment la communauté nucléaire s'adapte aux exigences de la société pour produire une énergie sûre, économique et sans danger pour l'environnement.

2.2 Le cycle du combustible nucléaire

Le cycle du combustible nucléaire (voir figure 2.1) peut être considéré comme une chaîne d'étapes apportant une valeur ajoutée, ayant chacune des caractéristiques très particulières et une interaction avec la géosphère et la société. L'interaction du cycle du combustible avec la géosphère concerne essentiellement l'extraction de la matière première et l'évacuation définitive des déchets, ainsi que les rejets de résidus radioactifs et autres dans des conditions de fonctionnement normales ou bien accidentelles. L'interaction avec la société consiste essentiellement à lui fournir de l'énergie en utilisant des ressources humaines et financières mais recouvre aussi la possibilité, très peu probable, de conséquences économiques pour la société en cas d'accident grave.

Figure 2.1. **Approche systémique du cycle du combustible nucléaire**



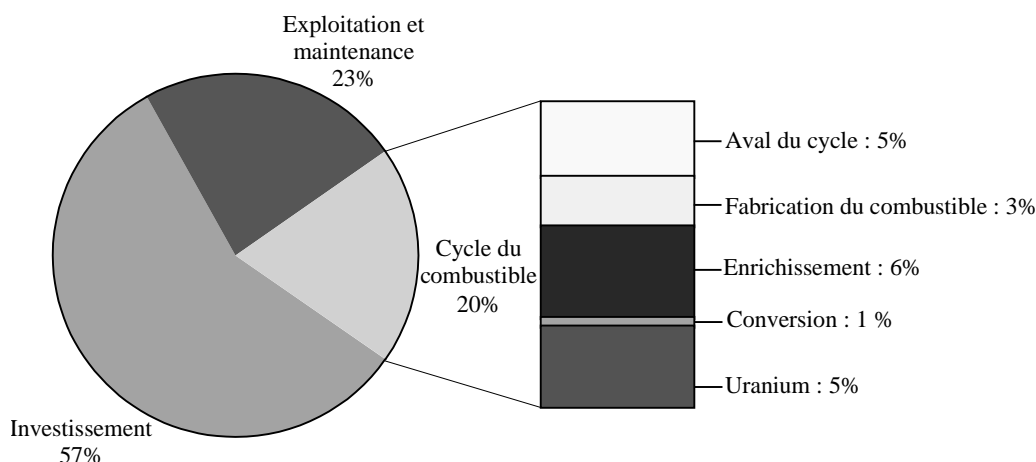
Chaque phase du cycle du combustible a été optimisée économiquement, la concurrence exerçant actuellement une pression de plus en plus grande sur les entreprises du cycle du combustible pour qu'elles améliorent constamment leurs processus et leur gestion. La réglementation de plus en plus sévère garantit que toutes les phases du cycle du combustible favoriseront une baisse constante des impacts environnementaux.

Bien que la décomposition des coûts des phases du cycle du combustible soit spécifique à chaque pays, la figure 2.2 donne une répartition typique de ces coûts et montre que le cycle du combustible représente environ 20 % du coût total de la production d'électricité. L'extraction du minerai uranifère représente environ 5 % du coût total de production d'électricité, la transformation de la matière première en combustibles primaires environ 10 %, la gestion du combustible usé et des déchets environ 5 % [12,14].

2.2.1 *Extraction des matières premières de l'environnement*

Tout cycle du combustible nucléaire commence par l'extraction de matières premières fissiles (uranium ou thorium) de l'environnement, c'est-à-dire de la croûte terrestre. L'expérience de l'industrie s'est jusqu'à présent limitée à l'extraction de l'uranium utilisé dans le cycle à l'uranium, alors que le thorium est une source potentielle pratiquement inexploitée.

Figure 2.2. **Ventilation du coût de production d'électricité dans les centrales nucléaires**⁶



2.2.1.1 Uranium

Importance des ressources en uranium

L'estimation des ressources en uranium et de la demande des centrales nucléaires est une donnée essentielle pour évaluer l'intérêt de l'énergie nucléaire dans une perspective de développement durable. Une analyse approfondie de cette question est réalisée régulièrement par un groupe d'experts de l'OCDE/AEN et de l'AIEA, qui publie tous les 2 ans un rapport connu sous le nom de Livre Rouge [15] dont les conclusions sont résumées ci-dessous.

L'uranium est largement répandu dans la croûte terrestre. Les réserves classiques d'uranium sont estimées à environ 4 millions de tU (Ressources classiques connues), récupérables à un coût ≤ 130 USD/kgU. Les Ressources Raisonnablement Assurées, récupérables à ≤ 130 USD/kgU, représentent 2,3 millions de tU supplémentaires. Les ressources classiques à elles seules peuvent assurer la production d'électricité nucléaire actuelle pendant au moins les 100 prochaines années. En principe, cette durée pourrait être multipliée par 60 si l'uranium et le plutonium présents dans les combustibles irradiés étaient systématiquement récupérés (par retraitement) et recyclés dans des réacteurs rapides, en fonction des progrès techniques et de la conjoncture économique. Toutefois il existe de vastes ressources d'uranium en dehors des ressources classiques. Les phosphates contiennent des quantités significatives d'uranium, que les États-Unis et la Belgique ont produit à échelle industrielle ces vingt dernières années. Un autre potentiel, pratiquement illimité, est l'eau de mer (voir tableau 2.1).

Les perspectives pour les vingt prochaines années.

Toutefois, malgré ces ressources importantes, seuls les gisements très localisés où l'uranium atteint des concentrations d'environ 500 ppm ou plus peuvent être exploités de manière rentable, dans les conditions actuelles du marché, c'est-à-dire à <40 USD. Le minerai est extrait en utilisant aussi bien les techniques classiques (exploitation à ciel ouvert ou souterraine) que des techniques non classiques. Font partie des techniques non classiques, la lixiviation *in situ*, la récupération de l'uranium contenu dans les

6. Cette ventilation est seulement donnée à titre indicatif ; par exemple, un prix bas de l'uranium (≤ 40 USD/kgU) entraînera un coût encore plus bas de la production d'électricité.

phosphates⁷ et la lixiviation en tas. La technologie de lixiviation *in situ* a de très faibles incidences sur l'environnement, mais ne peut être pratiquée que pour extraire de l'uranium de gisements renfermés dans des grès. Le tableau 2.2 présente la répartition de la production par technologie ou source. Les méthodes d'extraction et de traitement classiques restent la technologie dominante de production d'uranium (80 % de l'uranium produit de 1996 à 1998 l'a été de cette manière).

Tableau 2.1. **Ressources, production et capacités théoriques de production d'uranium** [15]

Ressources (1 000 tU) en 1999			Nombre d'années de production d'électricité nucléaire au niveau actuel ⁸			
Stocks d'uranium		200	4			
Uranium hautement enrichi et Pu		600	12			
Ressources classiques connues	<40 USD/kgU	>1 254				
	<80 USD/kgU	3 002				
	<130 USD/kgU	3 954	80			
Ressources classiques non découvertes	<80 USD/kgU	1 460				
	<130 USD/kgU	5 338				
	Total	11 459	230			
Uranium dans les phosphates		22 000	440			
Uranium dans l'eau de mer		4 200 000	80 000			
Production (tU) en 1998						
Monde	34 986	Pays OCDE		19 088		
Capacités théoriques de production calculées à partir des ressources connues		1999	2000	2005	2010	2015
Existantes et commandées		45 800 ⁹	43 800	41 700	37 600	33 000
Prévues et envisagées				19 400		
<i>Total</i>		<i>46 000</i>	<i>45 750</i>	<i>61 200</i>	<i>64 800</i>	<i>55 000</i>

Tableau 2.2. **Répartition de la production d'uranium par technologie ou source** [15]

Technologie/source	1981	1994	1995	1996	1997	1998
Mine à ciel ouvert	68 %	38 %	37 %	39 %	49 %	47 %
Mine souterraine	27 %	41 %	43 %	40 %	32 %	34 %
Lixiviation <i>in situ</i>	5 %	14 %	14 %	13 %	13 %	14 %
Autres*		7 %	6 %	8 %	6 %	5 %

* Sous-produits de la production de phosphates, lixiviation en tas et récupération dans les eaux d'exhaure.

En ce qui concerne les nouveaux projets, il est prévu que la production à faible coût se ferait dans les vingt prochaines années principalement à partir de gisements à forte teneur liés à des discordances,

7. Seules, trois usines pratiquaient la récupération de l'uranium contenu dans les phosphates, deux aux États-Unis et une en Belgique avec une production totale de 495 tU/an. Elles ont cessé leur activité en 1999.
8. Le nombre d'années de production d'électricité nucléaire au niveau actuel (en 2000 : 2 540,5 TWhe [Nucleonics Week, 8 février 2001]), est calculé pour un rendement thermique de 35 %, un facteur de charge de 85 %, et un rapport uranium naturel/uranium enrichi de 8 kgU_{nat}/kgU_{enr}(3,7 %).
9. Si l'on prend un taux prévisionnel d'utilisation des capacités des usines d'environ 75 %, la capacité existante et commandée équivaut à environ 74 % des besoins mondiaux en uranium en 1999.

des gisements à minerais multiples et des gisements renfermés dans des grès qui se prêtent à la technologie de lixiviation *in situ*. Il est prévu un recours accru aux technologies de production classiques, plus particulièrement à partir des mines souterraines, tandis que la technologie de lixiviation *in situ* devrait conserver sa part relative.

Actuellement, la production primaire ne représente que 60 % de la demande mondiale totale. Quatre sources supplémentaires de production (secondaire) d'uranium équilibrent la balance de l'offre et de la demande : les stocks d'uranium, le ré-enrichissement de l'uranium appauvri, le recyclage de l'uranium et du plutonium et l'utilisation de l'uranium hautement enrichi provenant des stocks militaires.

Depuis le début des années 50, les gouvernements possèdent d'importants stocks d'uranium résultant de leurs programmes militaires. Les stocks d'uranium civils s'ajoutent à cette source secondaire, mais ont subi ces dernières années des prélèvements. La principale conséquence de ce déstockage a été de repousser le développement des projets de production existants ou la réalisation de centres de production commandés, prévus et envisagés, d'une part, et, d'autre part, d'exercer une pression à la baisse sur les prix de l'uranium.

Le ré-enrichissement de l'uranium appauvri¹⁰ en exploitant la surcapacité actuelle d'enrichissement¹¹ constitue une autre source potentielle. Toutefois, la rentabilité du ré-enrichissement dépend de la teneur finale en ²³⁵U de l'uranium appauvri et du rapport entre le prix de l'uranium et le coût des opérations d'enrichissement. Dans la Fédération de Russie, le ré-enrichissement de l'uranium appauvri pour la production d'uranium faiblement enrichi est pratiqué depuis plusieurs années.

Le recyclage de l'uranium et du plutonium représente une économie potentielle de 15 à 20 % sur les besoins en uranium naturel. Alors que les incidences mondiales du recyclage de U/Pu sur la demande d'uranium restent actuellement modestes, ces économies pourraient potentiellement contribuer à une exploitation plus durable des ressources disponibles. À cet égard, le Japon a un plan ambitieux pour utiliser le combustible MOX dans les REP, parce qu'il ne dispose que de faibles ressources énergétiques dans le pays. En plus de la fabrication du combustible MOX en Europe, JNFL se prépare à fabriquer au Japon même du combustible MOX. Toutefois, en raison de la situation politique et économique actuelle, aucune expansion majeure du recyclage n'est envisagée dans les autres pays de l'OCDE.

L'arrivée continue de nouvelles sources d'approvisionnement provenant de la conversion de matières issues du démantèlement d'armes nucléaires implique que la production sera complétée par des ventes importantes d'uranium faiblement enrichi produit à partir de l'uranium hautement enrichi¹²

-
10. Le stock mondial d'uranium appauvri s'élevait à 1 180 000 tonnes d'U en 1999. Selon les estimations, il doit croître de 51 400 tonnes chaque année jusqu'en 2010 environ [15].
 11. Les capacités d'enrichissement en 2000 sont de 56 MUTS/an, contre une demande annuelle de 35 MUTS/an. Cependant, toutes les installations d'enrichissement ne sont pas compétitives. L'équivalent de 7 000 tonnes/an d'uranium naturel serait la limite de cette source si cette capacité de réserve était utilisée pour l'enrichissement d'uranium à 0,3 %, ce qui porterait à 0,1 % la teneur finale des résidus recensés.
 12. Les gouvernements russe et américain se sont mis d'accord sur un programme de conversion de 500 tonnes d'uranium hautement enrichi de qualité militaire en uranium faiblement enrichi destiné aux réacteurs civils. Ces 500 tonnes d'uranium à 90 % d'²³⁵U seront mélangées à 14 759 tonnes d'uranium faiblement enrichi à 1,5 % d'²³⁵U pour obtenir 15 259 tonnes d'uranium à 4,4 % d'²³⁵U. Ce mélange s'effectuera sur une période de plus de vingt ans. En utilisant de l'uranium appauvri et de l'uranium hautement enrichi pour obtenir l'uranium faiblement enrichi à 1,5 % d'²³⁵U, cet accord permettra d'économiser 152 000 tonnes d'uranium naturel qu'il aurait fallu sinon enrichir pour produire ces 15 259 tonnes d'uranium faiblement enrichi à 4,4 % d'²³⁵U (avec une teneur de rejet de 0,3% d'²³⁵U).

et des stocks gouvernementaux. Cela pourrait exercer une pression à la baisse sur les prix et, par conséquent, reculer encore le développement de la capacité de production primaire.

La figure 2.3 montre l'évolution de la production mondiale d'uranium, des besoins et des prix. La capacité théorique projetée des centres de production existants et commandés¹³ devrait, selon les estimations, tomber de 45 800 tU en 1999 à environ 33 000 tU en 2015 en raison de la résorption d'anciens stocks militaires et de la fermeture de mines existantes, soit parce qu'elles seront épuisées, soit parce qu'elles ne seront plus rentables. Les capacités existantes et commandées produisant de l'uranium à 40 USD le kg ou moins ne couvriront que 40 à 60 % des besoins en 2015. Les besoins en uranium vont toutefois se maintenir, tant que l'on continuera à produire de l'électricité nucléaire. De nouvelles capacités de production importantes seront nécessaires au cours de cette période pour satisfaire une grande part des besoins, lorsque les excédents d'uranium « démilitarisé » seront épuisés. À plus long terme, des ressources récupérables à des coûts plus élevés et des sources d'approvisionnement supplémentaires devront être trouvées pour pallier l'insuffisance de la production que prévoient certaines projections. Les besoins mondiaux totaux en uranium des centrales nucléaires devraient selon les estimations passer de 60 488 tU environ en 1996 à un niveau se situant entre 55 000 et 80 000 tU par an en 2015.

La récupération de l'uranium contenu dans l'eau de mer a été étudiée au Japon comme option à très long terme ou comme source en cas de développement très important de l'énergie de fission. Il est toutefois trop tôt, au stade actuel des recherches, pour prévoir l'application industrielle de la récupération de l'uranium contenu dans l'eau de mer. À l'échelle du laboratoire, des expériences effectuées par JAERI, et qui consistaient à piéger l'uranium sur de l'amidoxime utilisé comme adsorbant¹⁴, ont produit 1,7 gU par kg d'adsorbant après 60 jours de contact avec de l'eau de mer [16]. Une évaluation économique [4] donne pour ce procédé, utilisé dans une usine commerciale d'une capacité de 1 000 tonnes par an, un coût moyen de 600 USD/kgU. Il semble que l'on pourrait obtenir à long terme un coût de récupération d'environ 220 USD/ kgU avec un adsorbant amélioré.

Traitement du minerai d'uranium

Après son extraction de la mine, le minerai est traité chimiquement pour en extraire des sels d'uranium qui seront traités à leur tour et pour réaliser une réduction volumétrique de la quantité de matière à manipuler ultérieurement. Le produit final obtenu après le traitement du minerai uranifère est le concentré d'uranium, appelé « *yellowcake* », qui contient environ 70 % d'uranium. Le traitement du minerai est composé normalement de quatre phases principales : le traitement physique du minerai (broyage, concassage), l'attaque chimique (oxydation, lixiviation), l'extraction du métal (échange d'ions, extraction par solvant) et l'extraction de l'uranium (précipitation, puis lavage, séchage et emballage). Ces opérations se déroulent essentiellement dans des usines situées sur le site de la mine ou dans des usines desservant plusieurs mines situées aux alentours, la capacité de traitement étant étroitement ajustée à la capacité de production de minerai d'uranium.

Impact sur l'environnement de l'extraction du minerai d'uranium et des résidus de traitement

Les effets sur l'environnement de l'extraction et du traitement de l'uranium sont essentiellement ceux des résidus de ces opérations. La quantité de minerai nécessaire pour produire une tonne

13. L'uranium produit actuellement provient d'environ 63 centres miniers, et quelques 44 usines de traitement. Le nombre d'emplois liés à cette production d'uranium est descendu à 53 700 personnes/an en 1998 après avoir été de 64 000 personnes/an en 1994. Après plus de 10 ans de baisse, les dépenses de prospection ont augmenté en 1998, atteignant 130 millions de dollars dans le monde.

14. L'adsorbant a été préparé à partir d'un matériau en polyéthylène non tissé par greffage sous irradiation.

d'uranium dépend de la teneur moyenne du minerai et varie normalement entre 10 et 1 000 tonnes (teneur de 10 à 0,1 % d'U). Les gisements à plus forte teneur en cours de développement actuellement nécessiteront d'extraire de bien moindres quantités de minerai, mais au prix de mesures de radioprotection spéciales. L'extraction à ciel ouvert produit des déchets solides constitués de roches stériles et de mort-terrains de couverture. La quantité de stériles enlevée varie selon les gisements mais elle est estimée à 5 000 tonnes par tU produit sur une base annuelle. Les incidences radiologiques dépendent principalement de l'importance des émissions de radon durant l'extraction du minerai¹⁵ et plus particulièrement des émissions de radon des résidus de traitement. Ces incidences représentent une dose collective de 0,8-1,0 homme.Sv par GWe × an [17] alors que la dose collective globale pour le cycle du combustible nucléaire avoisine, selon les calculs, de 1,6-2,6 homme.Sv par GWe × an. De nouvelles techniques d'extraction et des mesures de protection de l'environnement sont mises au point pour réduire encore plus les incidences de l'extraction et du traitement du minerai¹⁶. Il faut noter que le procédé de lixiviation *in situ* ne produit pas de résidu. Il faut savoir aussi que l'extraction de l'uranium contenu dans les résidus des mines d'or existantes est pratiquée en Afrique du Sud et qu'elle réduit efficacement le fardeau écologique que constituent ces résidus particuliers tout en augmentant la rentabilité de l'exploitation des mines d'or. D'un point de vue général, il faut remarquer que le fond naturel de rayonnement dans l'environnement des mines d'uranium est relativement élevé en raison des concentrations d'uranium supérieures à la moyenne dans le sol (ce qui a, de toute évidence, déterminé le choix du site). Cet état de fait rend plutôt difficile la distinction entre les rejets et l'exposition imputables aux activités minières et ceux dus à la radioactivité naturelle sur le site.

2.2.1.2 Thorium

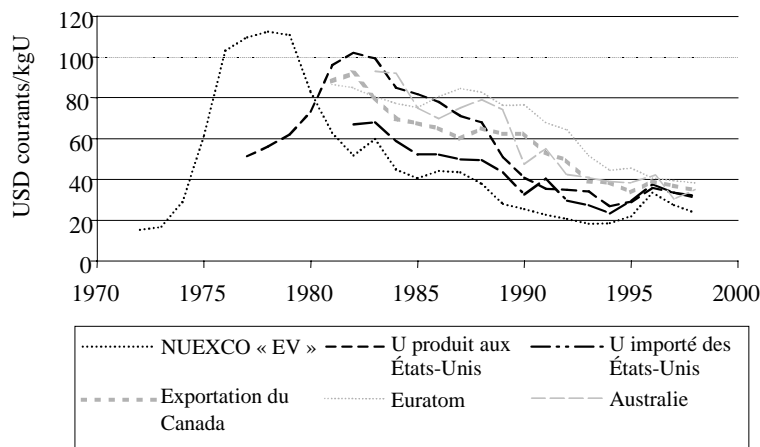
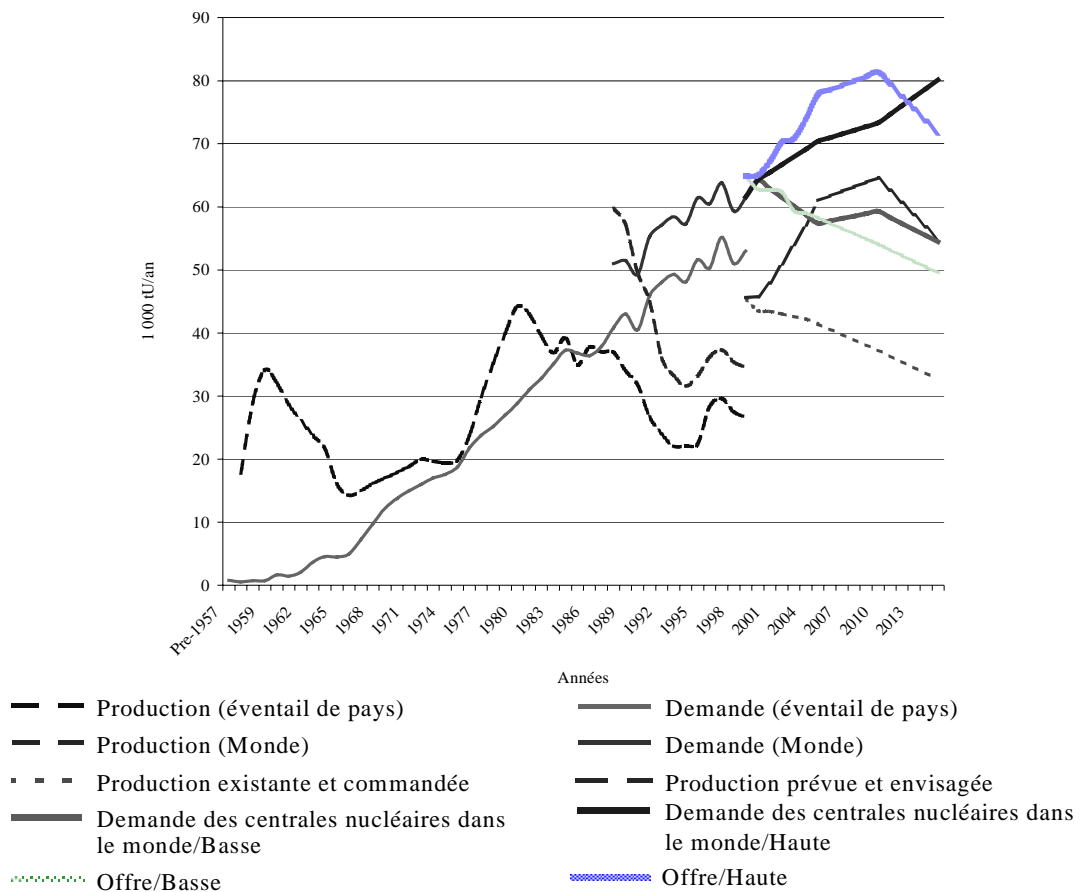
Le thorium a été très peu utilisé dans les pays Membres de l'OCDE. Le thorium, qui se trouve presque uniquement sous forme de ²³²Th, est trois fois plus abondant¹⁷ dans la croûte terrestre que l'uranium et se trouve en association avec l'uranium et d'autres terres rares dans divers types de roches. Selon des estimations, les ressources sont un peu plus importantes que les ressources en uranium (voir tableau 2.3) [21,22]. Toutefois, comme l'inventaire des ressources en thorium n'a pas été fait de façon aussi exhaustive que pour l'uranium et que les gisements de thorium sont supposés être bien répartis et assez faiblement concentrés, toute estimation des « ressources raisonnablement assurées », des « ressources supplémentaires estimées » et des quantités pouvant être récupérées de façon rentable, doit être considérée systématiquement en-dessous de la réalité. Parmi ces ressources, la monazite paraît la plus prometteuse car il en existe de grandes quantités contenant 5 à 10 % de thorium. La monazite se trouve dans des sables côtiers en Inde, en Australie, au Brésil et en Égypte. Elle est aussi présente dans des placers de rivières en Idaho et dans le sud-est des États-Unis, mais à de beaucoup plus faibles concentrations (quelques dixièmes d'un pour cent au maximum). La monazite des placers est exploitée pour la production de terres rares, le Zr et le Ti, avec comme conséquence que la majeure partie du thorium est en fait rejetée avec les déchets. La production mondiale de concentré de monazite avoisine 8 500 t/an, et inclut près de 200 t/an de thorium.

15. Les rejets des mines d'uranium sont pour la plupart similaires aux rejets des autres mines. Ils incluent outre du radon et ses produits de filiation, de l'eau contaminée et des poussières.

16. Le rapport UNSCEAR de 1993 [17] donne un taux d'émission de radon des résidus non recouverts allant de 10 à 300 Bq.m⁻².s. Dans une étude récente de SENES Consultants [18] et d'autres études [19,20], des informations collectées sur huit usines importantes de production d'uranium font état de rejets de 0 à 7 Bq.m⁻².s.

17. Le thorium est aussi abondant que l'étain dans la croûte terrestre. L'uranium est plus abondant que l'argent.

Figure 2.3. **Production, demande et prix de l'uranium**¹⁸ [15]



18. L'éventail de pays considéré exclut la Bulgarie, la Chine, Cuba, la République tchèque, la RDA, la Hongrie, le Kazakhstan, la Mongolie, la Roumanie, la Fédération de Russie, la Slovénie, le Tadjikistan, l'Ukraine, l'URSS, l'Ouzbékistan et la Yougoslavie. La courbe basse de l'offre correspond à la somme de la production existante et commandée et des ressources d'uranium secondaires. La courbe haute de l'offre correspond à la somme de la production prévue et envisagée et des ressources secondaires.

De 1950 à 1970, à l'époque où l'uranium était considéré comme une matière première rare, plusieurs solutions permettant de produire de l'énergie avec du thorium ont été étudiées aux États-Unis, dans l'ex-URSS, en Europe et en Asie. Le travail sur les cycles au thorium s'est concentré principalement sur les possibilités de mieux exploiter l'uranium dans des systèmes thermiques. Depuis le début des années 90, l'utilisation du thorium comme combustible dans les REO et les systèmes hybrides suscite un nouvel intérêt, car le thorium pourrait produire moins d'actinides mineurs à vie longue que le cycle du combustible traditionnel à l'uranium (voir chapitre 4).

Tableau 2.3. **Estimation des ressources mondiales de thorium en 1992**
(Pays à économie de marché), 10³ tonnes [21,22]

Pays	RRA *)	RSE **)	Total	%
Europe				
Groenland	54	32	86	2,2
Norvège	132	132	264	6,6
Turquie	380	500 ¹⁹	880	22,1
	566	724	1 230	31
Amérique				
Brésil	606	700	1 306	32,8
Canada	45	128	173	4,4
États-Unis	137	295	432	11
	790	1 125	1 911	48
Afrique				
Égypte	15	280	295	7,4
Niger	?	?	29	0,7
Afrique du Sud	18	?	115	2,9
	36	309	439	11
Asie				
Inde	319		391	9,8
	343	30	403	10
Total mondial	1 754	2 188	3 983	100

*) RRA : ressources raisonnablement assurées.

**) RSE : ressources supplémentaires estimées.

L'impact de l'extraction du thorium sur l'environnement dépend, comme dans le cas de l'uranium, des procédés d'extraction et de traitement du minerai. Dans le cas des sables côtiers exploités par dragage, la quantité de sable draguée dépend de la concentration de minéraux lourds dans le sable. Pour le placer de la plage de Travancore en Inde, la quantité de sable traité varie de 1 400 à 11 400 t par tonne de thorium métal produite²⁰. Par contre, dans les placers côtiers des plages de Floride, qui contiennent environ 3 % de minéraux lourds dont 1 % de thorium, la quantité de sable à traiter est beaucoup plus importante, de l'ordre de 100 000 t par tonne de thorium métal produite. Le sable est en général abandonné sur le site et ne pose pas de problème environnemental important, si ce n'est que le fait d'enlever la monazite abaisse le niveau de la radioactivité naturelle dans l'environnement immédiat.

19. Les ressources en thorium (RSE) sont en cours d'évaluation par KAEC à l'aide de forages et de cartographie. Les données préliminaires indiquant des teneurs faibles de l'ordre de 0,3 % pour les sites explorés. Ces recherches sont entreprises dans le cadre du projet pour le développement et l'estimation des ressources en thorium de la Turquie, subventionné par TAEA (Projet No. TPD98K/20/80).

20. Le sable d'origine contient 20 à 40 % en poids de minéraux lourds dont 0,5 à 2 % de monazite, et la teneur en thorium contenu de la monazite atteint 8,8 %.

2.2.2 Conversion des matières premières en combustibles primaires

Alors que le résultat des premières étapes du cycle du combustible est le « *yellowcake* », c'est-à-dire un concentré d' U_3O_8 , la deuxième étape principale produit un uranium d'une grande pureté. La forme chimique et physique du produit converti dépend de l'usage auquel l'uranium est destiné, c'est-à-dire du type de combustible et des technologies employées pour enrichir l'uranium. On pourrait en principe distinguer entre la conversion en uranium métal ou en oxyde d'uranium (non enrichi) destiné aux réacteurs Magnox et CANDU, et la conversion en hexafluorure d'uranium (UF_6) ultérieurement enrichi par les procédés actuels. Les développements futurs de la technologie d'enrichissement (c'est-à-dire l'enrichissement par laser) pourraient changer les besoins concernant la forme chimique et physique du produit converti.

2.2.2.1 Conversion du concentré d' U_3O_8 en UF_6

La conversion du « *yellowcake* » en UF_6 est obtenue par dissolution du concentré d'uranium dans de l'acide nitrique puis filtrage et traitement de la solution avec des solvants chimiques. Le nitrate d'uranyle qui en résulte (pureté > 99,95 %) est ensuite reconverti en oxyde d'uranium et celui-ci est converti à son tour en hexafluorure d'uranium²¹ facile à vaporiser que l'on utilise dans le procédé d'enrichissement. Si l'enrichissement n'est pas nécessaire, ce qui est le cas pour le combustible des réacteurs CANDU par exemple, le dioxyde d'uranium est produit à partir du nitrate d'uranyle et envoyé directement dans une usine de fabrication de combustible. Les usines de conversion sont des usines chimiques hautement spécialisées et qui doivent respecter des conditions de fonctionnement très rigoureuses parce qu'on y manipule des produits chimiques très agressifs (F, HF). Elles ne produisent cependant pas de quantités significatives d'effluents radioactifs (ceux-ci contiennent principalement de l'uranium naturel émettant des rayonnements α) La reconversion de l'hexafluorure d'uranium appauvri en U_3O_8 est actuellement pratiquée en France et prévue aux États-Unis pour résorber les stocks grandissants d'hexafluorure d'uranium appauvri. Elle se fonde sur les avantages du stockage de l'oxyde d'uranium stable à très long terme.

Le tableau 2.4 récapitule les principales usines commerciales de conversion et les procédés utilisés aujourd'hui ou prévus dans un futur proche²². D'autres usines de conversion sont mentionnées; elles sont essentiellement des annexes des usines commerciales destinées à faire face à certains besoins spécifiques de conversion.

Les usines russes de conversion sont fortement intégrées aux usines d'enrichissement et ne mettent pas leur produit sur les marchés des pays occidentaux. Bien que les capacités de conversion en UF_6 des pays occidentaux paraissent répondre aux besoins à court terme de conversion de l'uranium primaire effectivement produit, la situation pourrait changer lorsque l'usine BNFL sera fermée (en 2006) et que la production d'uranium primaire augmentera pour compenser la disparition des sources secondaires.

-
21. À la température ambiante, l' UF_6 est un solide incolore, de masse moléculaire très élevée (352), ayant une tension de vapeur significative mais moins grande que la pression atmosphérique. Il peut être facilement transformé en gaz à la pression atmosphérique en élevant sa température au-dessus de 56,4°C et en liquide en portant la pression au dessus de 1,5 atmosphères et la température au-dessus de 64°C. Ces trois phases, solide, liquide et gazeuse, coexistent à 64°C.
 22. L'Argentine, le Brésil, la Chine, la République de Corée, le Pakistan et le Japon disposent eux aussi d'usines de conversion.

2.2.2.2 Enrichissement

L'enrichissement de l'uranium est la séparation partielle de l'uranium naturel en ses deux principaux isotopes ^{235}U et ^{238}U , pour obtenir une fraction enrichie contenant davantage d' ^{235}U et une fraction appauvrie, les résidus, dont la teneur en ^{235}U est inférieure à la concentration naturelle (0,711 % en poids).

Tableau 2.4. Usines et procédés de conversion [23]

Pays	Lieu	Exploitant	Capacité (tU/an)	Procédé de conversion	Date de mise en service
Canada	Blind River	Cameco	18 000	$\text{U}_3\text{O}_8 \Rightarrow \text{UO}_3$, voie humide,	1983
	Port Hope	Cameco	2 000	procédé UNH	
	Port Hope	Cameco	10 500	$\text{UF}_4 \Rightarrow \text{U-métal}$	1985
	Port Hope	Cameco	3 800	$\text{UO}_3 \Rightarrow \text{UF}_6$ $\text{UO}_3 \Rightarrow \text{UO}_2$	1984 1980
France	Malvési	Comurhex	14 000	$\text{U}_3\text{O}_8 \Rightarrow \text{UO}_4$, voie humide,	1959
	Pierrelatte	Comurhex	350	procédé DUA	
	Pierrelatte	Comurhex	14 000	$\text{UNH} \Rightarrow \text{UF}_6$	1976
	TU 2	Cogéma	350	$\text{UF}_4 \Rightarrow \text{UF}_6$	1961
	TU 2 Retraitement	Cogéma	1 200	Appauvri $\text{U}_3\text{O}_8 \Rightarrow \text{UO}_2$ (fabrication du MOX)	1988
	TU 5 Retraitement	Cogéma	2 000	$\text{UNH} \Rightarrow \text{U}_3\text{O}_8$	1988
	W Défluoration	Cogéma	20 000	$\text{UNH} \Rightarrow \text{U}_3\text{O}_8$ $\text{UF}_6 \Rightarrow \text{U}_3\text{O}_8$	1995 1984
Fédération de Russie	Angarsk	Minatom	20 000 ²³	$\text{U}_3\text{O}_8 \Rightarrow \text{UF}_6$	1954
	Ekaterinbourg	Minatom	4 000	$\text{U}_3\text{O}_8 \Rightarrow \text{UF}_6$	1949
Royaume-Uni	Springfields Line 4	BNFL	6 000	$\text{U}_3\text{O}_8 \Rightarrow \text{UF}_6$, voie humide, procédé UNH	1974/94
États-Unis	Metropolis	ConverDyn	12 700	$\text{U}_3\text{O}_8 \Rightarrow \text{UF}_6$, voie sèche	1959

Les origines de l'enrichissement de l'uranium sont liées à la production d' ^{235}U presque pur destiné à l'armement nucléaire. De nombreuses méthodes de séparation ont alors été envisagées : la diffusion gazeuse, l'ultracentrifugation, les procédés aérodynamiques, des méthodes chimiques et photo-chimiques, en plus d'autres techniques comme les procédés électromagnétiques et la distillation. De tous ces procédés, les techniques présentant la plus haute faisabilité semblaient être la séparation électromagnétique, la diffusion gazeuse et l'ultracentrifugation. La méthode électromagnétique à base de calutrons, a été exploitée dans les premières années de la production de matière fissile destinée au programme d'armement américain, mais son exploitation pour l'enrichissement de l'uranium est restée limitée. Son utilisation actuelle se réduit à la production d'isotopes stables. Le principal obstacle au recours à cette technique pour la production d'uranium enrichi à échelle industrielle tient à la faiblesse des volumes qui peuvent être produits.

Après la deuxième guerre mondiale, l'enrichissement de l'uranium passait par la diffusion gazeuse. Bien que, dès les années 40, on se soit intéressé aux centrifugeuses, les problèmes techniques et d'ingénierie étaient tels que les procédés d'enrichissement par centrifugation n'ont pu être exploités à l'échelle industrielle que dans les années 70. Aujourd'hui, les technologies de la diffusion gazeuse et de l'ultracentrifugation sont utilisées dans le monde entier par les différentes compagnies d'enrichissement (voir tableau 2.5).

23. La quantité qui peut être livrée aux clients du monde occidental est actuellement limitée par le « US Suspension Agreement » et par la politique d'Euratom à environ 7 000 tU par an.

Tableau 2.5. Usines d'enrichissement civiles actuelles²⁴ [23]

Pays	Lieu	Exploitant	Capacité (1 000 UTS/ an)	Procédé d'enrichissement	Date de première mise en service
Chine	Lanzhou	CNNC	450	Diffusion gazeuse	1980
	Shaanxi		250 200	Ultracentrifugation	1997 En cours de construction
France	Tricastin (Georges Besse)	Eurodif	10 800	Diffusion gazeuse	1979
Allemagne	Gronau	Urenco	1 300	Ultracentrifugation	1985
Japon	Rokkasho-Mura-1	JNFL	600	Ultracentrifugation	1992
	Rokkasho-Mura-2	JNFL	450	Ultracentrifugation	1997
Pays-Bas	Almelo	Urenco	1 500	Ultracentrifugation	1973
Fédération de Russie	Angarsk	Minatom	1 400	Ultracentrifugation	1954
	Ekaterinbourg	Minatom	10 000	Ultracentrifugation	1949
	Krasnoïarsk	Minatom	2 900	Ultracentrifugation	1964
	Seversk	Minatom	5 700	Ultracentrifugation (URT)	1950
Royaume-Uni	Capenhurst	Urenco	2 000	Ultracentrifugation	1976
États-Unis	Paducah	DOE/USEC	11 300	Diffusion gazeuse	1954
	Portsmouth ²⁵	DOE/USEC	7 400	Diffusion gazeuse	1956
<i>Total</i>			56 250		

Le marché de l'enrichissement

La capacité actuelle est excédentaire d'environ 15-20 millions d'UTS et le marché des services d'enrichissement ne devrait pas connaître une forte croissance au cours des deux prochaines décennies. La demande devrait atteindre 37 millions d'UTS en 2005, sous l'effet principalement d'une augmentation de la demande en Asie, et se stabiliser jusqu'en 2010.

Ces dernières années, les appels d'offres des compagnies d'électricité pour les services d'enrichissement ont donné lieu à une vive concurrence entre les principales entreprises d'enrichissement désireuses de s'assurer des parts de marché dans un contexte d'offre excédentaire. Les prix contractuels ont baissé, avec des offres de l'ordre de 78 à 80 USD l'UTS (NUKEM, 2000). Dans les années à venir, les prix nominaux de l'enrichissement devraient se situer entre 80 et 120 USD l'UTS.

Le tableau 2.5 montre aussi que le remplacement des installations actuelles sera à l'ordre du jour dans la prochaine décennie. En 2005 90 % les capacités industrielles d'enrichissement reposeront sur des équipements ayant plus de 15 ans d'âge, et environ 70 % sur des équipements de plus de 25 ans. Ceci s'applique au matériel d'exploitation dont une bonne partie est implantée dans des usines nettement plus vieilles. La question du remplacement des usines de diffusion gazeuse par les technologies très performantes de l'ultracentrifugation ou de la séparation isotopique par laser doit être réglée sous peu [24]. Toutefois, les programmes de développement de la technologie de séparation isotopique par laser ont été fortement revus à la baisse, voire arrêtés aux États-Unis et en France. C'est pourquoi les nouvelles usines d'enrichissement qui vont être construites à moyen terme au Japon, aux États-Unis et probablement en France utiliseront vraisemblablement la technique de l'ultracentrifugation.

24. Il est prévu de construire d'autres usines utilisant le procédé d'ultracentrifugation au Brésil et en Chine.

25. Va cesser ses activités en juin 2001 (www.usec.com).

L'enrichissement par laser (SILVA) a été abandonné par l'USEC pour des raisons techniques et des considérations économiques à court terme, mais il pourrait revenir sur le devant de la scène si le retraitement se développe, car seul l'enrichissement par laser permet un recyclage durable de l'uranium de retraitement (par la séparation des isotopes mineurs ^{232}U , ^{234}U et ^{236}U de l' ^{235}U). L'USEC continue encore à utiliser la technologie d'enrichissement par laser à l'échelle du laboratoire avec SILEX (séparation des isotopes par excitation laser). À plus long terme, surtout en cas de renaissance du nucléaire, on aura besoin de nouvelles installations d'enrichissement qui utilisent des procédés avancés.

Des travaux de recherche et développement ont été entrepris pour améliorer les installations actuelles d'enrichissement. JNC (Japon) a mené des projets de développement de l'ultracentrifugation et pour ce faire a utilisé des usines pilotes et de démonstration à Ningyo-Toge qui ont été fermées en mars 2000. La technologie mise au point a été appliquée à la construction et à l'exploitation des usines de Rokkasho-Mura. Pour en améliorer la rentabilité, JNC a mis au point des centrifugeuses à hautes performances utilisant de nouveaux matériaux composites. Profitant des avantages que lui confère le fait d'avoir peu de besoins en énergie et d'avoir investi très tôt dans des installations utilisant une technologie avancée, Urenco poursuit son programme de perfectionnement de la technologie de la centrifugation gazeuse, en cherchant à augmenter le rendement de séparation par machine, à réduire les coûts de construction et à améliorer la fiabilité et la durée de vie des centrifugeuses.

Le bilan massique des installations d'enrichissement montre que les procédés et systèmes auxiliaires des installations de diffusion gazeuse ne laissent échapper que de très faibles quantités d'uranium et que les rejets de radioactivité des installations d'enrichissement à centrifugeuses sont encore plus faibles. Les rejets atmosphériques d'EURODIF, par exemple, étaient en 1997 de 3,3 kg d'uranium, avec une activité α totale de 0,16 GBq, et l'activité de l'uranium dans les rejets liquides était seulement de 0,0094 GBq [24].

Le sous-produit de l'enrichissement de l'uranium est l'uranium appauvri. Pour un REO type, 6 à 8 tonnes d'uranium appauvri sont produites pour une tonne de combustible neuf. Plusieurs pays ont adopté des stratégies différentes pour gérer cette matière. La France convertit l'uranium appauvri en oxyde stable en vue d'un entreposage de longue durée et d'une éventuelle réutilisation sous forme de combustible, pour les surrégénérateurs ou de l'extraction d'une quantité supplémentaire d'uranium ^{235}U fissile. Les États-Unis n'ont pas pris de décision concernant la gestion à long terme de ce sous-produit. Cependant, la « Nuclear Regulatory Commission » a déclaré qu'il faudrait lui trouver un mode de stockage en profondeur.

2.2.2.3 Conception et fabrication du combustible

Le cycle du combustible représente 20 % environ des coûts de production totaux de l'électricité nucléaire. La fabrication du combustible, à son tour, représente près de 15 % des coûts du cycle du combustible, ou 3 % seulement du total des coûts de l'électricité (voir figure 2.2). Toutefois, malgré ce faible pourcentage des coûts totaux, la conception et la fabrication du combustible ont une influence notable sur la rentabilité globale de la production d'électricité nucléaire. En effet, l'assemblage combustible constitue le maillon qui relie le cycle du combustible à la centrale nucléaire. Une meilleure utilisation du combustible ne se traduit pas seulement par une réduction des coûts du cycle du combustible ; une amélioration de la souplesse et de la fiabilité de fonctionnement de l'assemblage combustible peut aussi entraîner une hausse du facteur de charge de la centrale et, par conséquent, la baisse des autres composantes des coûts de production d'électricité. Il convient aussi de remarquer que la réduction à court terme des coûts du cycle combustible, en intervenant sur le coût unitaire de chaque étape, même si elle est souhaitable, ne permet pas toujours de réduire au minimum les coûts de production d'électricité. Toute amélioration du combustible et de son utilisation doit être considérée comme faisant partie intégrante de la stratégie globale adoptée pour le cycle du combustible.

Les fabricants actuels de combustible (voir tableau 2.6) opèrent sur un marché extrêmement concurrentiel où la capacité de fabrication de combustible est largement supérieure aux besoins actuels

et futurs prévus. À l'échelle mondiale, la capacité de fabrication du combustible REO dépasse de presque 50 % les besoins annuels. C'est pourquoi les fabricants de combustible continuent d'apporter des innovations à leurs installations de fabrication afin de réduire les coûts. Les fusions entre fabricants de combustible pourraient cependant conduire à une diminution des excédents de capacité.

En ce qui concerne la gestion des cœurs de réacteurs, les exploitants de centrales nucléaires envisagent de plus en plus de changer de schéma de rechargement. Les centrales nucléaires continueront probablement à être exploitées surtout en base, mais le calendrier des arrêts devrait être déterminé de plus en plus par les conditions du marché, c'est-à-dire les coûts marginaux de production des centrales nucléaires par rapport à d'autres sources disponibles au moment considéré. Cela entraînera des variations de la longueur des cycles et donc des besoins pour ce qui est du niveau d'enrichissement du combustible, des nombres d'assemblages ainsi que d'autres facteurs intervenant dans le rechargement des cœurs. En conclusion, les configurations des cœurs et les modes d'approvisionnement en combustible devront être plus souples.

Du point de vue technique, l'objectif est d'améliorer les performances du combustible par une augmentation du taux de combustion de décharge, par une meilleure utilisation des marges et par d'autres mesures, tout en préservant la fiabilité excellente des assemblages combustibles. Par conséquent, les travaux sur le comportement du combustible en réacteur s'accompagnent d'un programme continu d'assurance de la qualité du combustible proprement dit et de la fabrication de l'élément combustible.

Selon les conditions spécifiques à chaque pays, la moitié des coûts du cycle du combustible peut être influencée par l'amélioration de l'utilisation du combustible et la moitié par une augmentation du taux de combustion. Pour optimiser l'utilisation du combustible dans le réacteur, c'est-à-dire produire une quantité maximale d'électricité avec une quantité minimale d'uranium, il convient de considérer les phénomènes neutroniques fondamentaux – modération, absorption et fuite – qui se produisent dans le cœur d'un réacteur. L'optimisation du rapport de modération, la réduction de l'absorption parasite et la réduction des fuites radiales et axiales de neutrons sont les principaux objectifs des travaux concernant l'utilisation du combustible. La figure 2.4 montre un exemple²⁶ des progrès de la conception et de leur contribution à une meilleure utilisation du combustible dans le passé [25]. Ces progrès ont permis de réduire de plus de 25 % les besoins en uranium naturel par unité d'électricité produite. C'est ainsi que l'on a pu non seulement réaliser une économie significative sur les coûts du cycle du combustible, mais aussi éviter de consommer des quantités significatives d'uranium naturel.

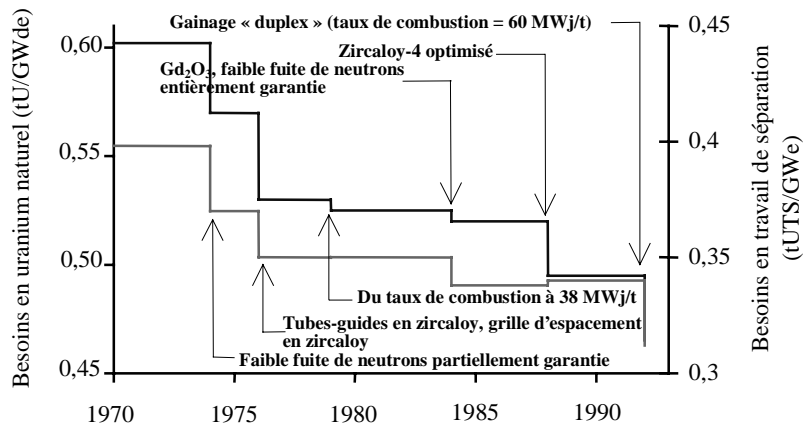
L'augmentation du taux de combustion de décharge réduit la quantité d'assemblages combustibles et d'uranium naturel nécessaires pour une même production d'énergie et influe aussi bien sur les besoins en combustible que sur les volumes de déchets à stocker. En fonction des conditions spécifiques à chaque pays, cela se traduit par des économies considérables. Dans le passé, l'augmentation du taux de combustion de décharge était le moyen prédominant utilisé dans beaucoup de pays pour maîtriser les coûts du cycle du combustible, et cette tendance se maintient encore aujourd'hui. Le développement des matériaux aussi bien que les programmes d'essais de matériaux et d'assemblages prototypes réalisés en amont de l'exploitation commerciale servent à vérifier les connaissances sur les propriétés et le comportement des matériaux et constituent une base solide pour continuer sur cette voie. Cependant, la plupart des réacteurs sont autorisés à fonctionner avec du combustible UOX c'est-à-dire des assemblages combustibles dont le taux de combustion moyen est limité à 50-55 GWj/tML. L'augmentation du taux de combustion de décharge se heurte également aux limites réglementaires fixées pour l'enrichissement à 5 % d'²³⁵U tant pour le transport, le stockage et les installations de fabrication des assemblages combustibles que, la plupart du temps, pour les installations d'enrichissements elles-mêmes.

26. Cas de l'assemblage combustible REO de Siemens.

Tableau 2.6. Usines de fabrication de combustible [23]

Pays	Lieu	Exploitant	Type de combustible	Capacité (tML/an)	Date de mise en service
REO					
Belgique	Dessel	FBFC	REO	500	1961
Brésil	Resende	INB	REO	100	1982
Chine	Yibin	CNNC	REO	100	1993
France	Romans	FBFC	REO	800	1979
Allemagne	Lingen	Framatome ANP	REO	650	1979
Inde	Hyderabad	DAE	Pastilles d'UO ₂	300	1998
Inde	Hyderabad	DAE	REB	25	1974
Japon	Tokai-Mura	MNF	REP	440	1972
	Kumatori-machi	NFI	REP	284	1972
	Tokai-Mura	NFI	REB	200	1980
	Kurihama	JNF	REB	750	1970
Corée	Yusung	KNFC	REP	400	1989
Fédération de Russie	Elektrostal	Mashino Stroitelny	Pastilles d'UO ₂	800	1996
	Elektrostal	Mashino Stroitelny	REO (VVER)	620	
	Novosibirsk	TVEL	REO (VVER)	1 000	1949
Espagne	Juzbado	ENUSA	REO	300	1985
Suède	Västerås	ABB	REO	600	1971
Royaume-Uni	Springfields	BNFL	REO	330	1996
États-Unis	Hematite	ABB-CE	REO	450	1986
	Columbia	Westinghouse	REP	1 150	1986
	Lynchburg	FC Fuels	REP	400	1982
	Richland	Siemens	REO	700	1970
	Wilmington	GE Nuclear Energy	REB	1 200	1982
RELP					
Argentine	Ezeiza	CNEA	RELP	160	1982
Canada	Toronto	GE Canada Inc.	Pastilles	1 300	1967
	Peterborough	GE Canada Inc.	RELP	1 200	1956
	Port Hope	Zircatec Precision Industries Inc.	RELP	1 500	1964
Inde	Hyderabad	DAE	RELP	300	1974
	Trombay	DAE	RELP	135	1982
Corée	Kaeri	KAERI	RELP	400	1987
Autres (AGR)					
Royaume-Uni	Springfields	BNFL	Magnox (MGUNGG)	1 300	1960
	Springfields	BNFL	UO ₂ , AGR	290	1996
RNR					
France	Veurey-Voroise	CISN	RNR	150	1960
Fédération de Russie	Elektrostal	Mashino Stroitelny	RNR	50	
Combustible MOX					
Belgique	Dessel	Belgonucléaire	REO	40	1973
France	Cadarache	Cogéma	REO, RNR	40	1961
	Marcoule – Melox	Cogéma	REO	100	1995
Royaume-Uni	Sellafield SMP	BNFL	REO	120	200?
	Sellafield MDF		REO	8	1993
Japon	Tokai-Mura	JNC	ATR	10	1972
			RNR	5	1988
	Rokkasho	JNFL	REO	130	200?
Fédération de Russie	Tcheliabinsk	Minatom	RNR	60	

Figure 2.4. Incidences de la conception et de la fabrication du combustible sur les besoins en uranium enrichi et naturel [25]



Pour dépasser ces limites réglementaires et fournir les solutions techniques nécessaires permettant de porter le taux moyen de combustion de rejet à 65-70 GWj/tML environ, il faudrait investir d'importants moyens économiques dans une entreprise de longue haleine.

L'utilisation de méthodes statistiques pour la conception mécanique des crayons combustibles n'a cessé de prendre de l'importance, d'autant que les assemblages combustibles sont aujourd'hui soumis à des conditions de service plus contraignantes (en raison notamment de l'augmentation des taux d'enrichissement et de la puissance des réacteurs). Ces méthodes satisfont à l'obligation de tenir compte, dans l'analyse et la vérification de la conception, de toutes les informations disponibles y compris l'évaluation des marges par rapport aux limites de conception. Comparée aux approches déterministes, l'utilisation de méthodes statistiques pour la conception des crayons combustibles offre de nombreux avantages tels que :

- un traitement cohérent des incertitudes sur les codes de calcul et des distributions des données de fabrication ;
- une évaluation réaliste des marges existantes par rapport aux limites de conception ;
- une étroite coordination entre la conception du crayon combustible et la gestion du combustible en pile, permettant une utilisation optimale des marges de conception ;
- la description cohérente du comportement des crayons dans des conditions d'exploitation normales, au départ d'accidents hypothétiques et durant le stockage à sec du combustible irradié.

2.2.2.3.1 Fabrication du combustible MOX

Dès que l'on a commencé à exploiter l'énergie nucléaire à l'échelle industrielle, il est apparu que le meilleur moyen d'utiliser le plutonium issu du retraitement du combustible irradié consistait à le brûler dans des réacteurs rapides. Cependant, dans les années 60, l'intérêt porté au recyclage du plutonium dans les REO n'a cessé de grandir lorsque l'on s'est aperçu que les excédents de plutonium étaient inévitables. C'est pourquoi plusieurs pays ont commencé à travailler sur l'utilisation du mélange d'oxydes d'uranium et de plutonium (MOX) dans les REO : les États-Unis et la Belgique (depuis les années 50), l'Allemagne, la France, l'Italie, le Japon, la Suède, la Suisse et le Royaume-Uni. C'est dans cette même période que le MOX, qui jusqu'alors faisait l'objet de recherches parallèlement à des alliages d'uranium et de plutonium, apparut aussi comme étant une forme de combustible adapté à la combustion du plutonium dans les RNR. Les études et recherches sur les RNR

ont donc stimulé la mise au point des procédés de fabrication des combustibles à base d'oxyde mixte d'uranium et de plutonium, en particulier aux États-Unis, en France, en Allemagne, en Belgique, au Japon et au Royaume-Uni. Le recyclage du plutonium dans des REP actuels est une réalité industrielle en Belgique, en France, en Allemagne et en Suisse. Aujourd'hui, on a beaucoup appris sur le comportement du combustible au plutonium depuis le lancement des premiers programmes R&D sur les combustibles MOX pour les REP et les réacteurs rapides. Le comportement physique et neutronique de l'oxyde de plutonium est bien connu. Il en existe des modèles validés expérimentalement. À ce jour, plus de 750 tML de combustible MOX (plus de 2 000 assemblages combustibles) ont été chargées dans 29 REP et dans 2 REB en Europe, ce qui équivaut au recyclage de 35 t de plutonium. Les capacités actuelles de fabrication de combustible MOX dans les pays de l'OCDE représentent un flux de 190 tML par an, ce qui correspond à une consommation annuelle de Pu dans les combustibles MOX de 10 à 12 t.

L'industrie du MOX est aujourd'hui parvenue à maturité ; les compagnies qui ont adopté une stratégie de recyclage réclament la parité entre les combustibles UOX et MOX. Les projets de développement menés actuellement visent à aplanir la gestion du cycle du combustible en augmentant les taux de combustion au déchargement, et en explorant les possibilités de suivi de charge avec des réacteurs fonctionnant au MOX (ce qui a déjà été démontré et autorisé en France) et la possibilité d'accroître la fraction de MOX (cœurs à 100 % de MOX), qui conduirait à une réduction nette des stocks de plutonium (-15 kg/tML par cycle dans un REP de 900 MWe avec un cœur à 100 % de MOX).

Auparavant, l'examen des crayons combustibles irradiés avait montré que le combustible MOX avait une résistance à la corrosion de l'eau et à la déformation similaire à celle du combustible UO_2 , qu'il était moins sensible à l'interaction pastille-gaine (IPC), mais que, par contre, le relâchement des gaz de fission était très important en raison de la faible homogénéité de sa microstructure. Toutefois, la technologie de fabrication du MOX a été améliorée récemment, et le relâchement des gaz de fission est aujourd'hui à peu près équivalent à celui du combustible UO_2 . Les programmes d'expérimentation, d'analyse et d'irradiation se poursuivent afin de qualifier le combustible MOX pour un taux de combustion plus élevé en augmentant la teneur du combustible en plutonium. Par ailleurs, la dégradation progressive du mélange isotopique de plutonium issu du retraitement de l' UO_2 , à un taux de combustion de décharge plus élevé, nécessitera l'augmentation de la teneur en plutonium des nouvelles générations de combustible MOX. Ces augmentations pourraient avoir des conséquences sur les usines de fabrication (l'autorisation délivrée à l'usine MELOX prévoit une teneur maximale en plutonium de 12 %) et sur les paramètres de sûreté du cœur du réacteur (effet de vide, etc.).

La fabrication de combustible MOX destiné aux REP utilise aujourd'hui essentiellement le procédé MIMAS (Belgonucléaire, Cogéma) et le procédé dit « Short Binderless Route » (BNFL). Au Japon, des combustibles MOX destinés à des expérimentations sur la physique du cœur et des essais d'irradiation ont été fabriqués depuis 1966 dans l'usine de JNC. L'usine de fabrication de MOX de JNC, mise en service en 1972 (10 tMOX/an) pour alimenter l'ATR (réacteur thermique avancé) de Fugen, avait produit jusqu'en 1999 près de 130 tonnes de combustible (environ 750 assemblages combustibles) équivalant à 1,8 tML de plutonium. Une méthode de chauffage par micro-ondes pour la co-conversion du nitrate d'uranium-plutonium en poudre de MOX a été développée par JNC afin d'obtenir directement de la poudre de MOX à partir du produit du retraitement. Cette méthode marque un progrès du point de vue de la prévention de la prolifération, dans la mesure où le PuO_2 pur disparaît totalement du processus. JNFL a décidé, en novembre 2000, de construire à Rokkasho-Mura une nouvelle usine de fabrication de combustible MOX pour REP d'une capacité de 130 tML/an, qui sera approvisionnée en combustible retraité par l'usine de retraitement de Rokkasho. En Russie, comme dans les programmes engagés dans les pays de l'OCDE, le plutonium est considéré comme un combustible nucléaire depuis la deuxième moitié des années 50. Deux technologies principales sont mises au point pour transformer le plutonium

(principalement à faible taux de combustion) en un mélange d'uranium et de plutonium : le pastillage de poudres d'U-Pu et le vibrocompactage²⁷ qui utilise directement la solution acide provenant du retraitement et pourrait présenter un avantage économique par rapport au procédé classique de pastillage. Ces technologies sont mises en œuvre respectivement à Mayak (Tcheliabinsk) et à l'Institut de recherche sur les réacteurs atomiques RIAR (Dimitrovgrad).

À court terme, l'utilisation du MOX a des incidences sur la gestion finale des déchets. L'accumulation d'actinides mineurs (²⁴¹Am et ²⁴⁴Cm surtout) et la chaleur résiduelle du combustible plus importante et qui persiste plus longtemps exigent une politique de gestion des déchets adaptée (voir section 2.2.3). À plus long terme, le multi-recyclage du combustible MOX est une option possible, qui est envisagée non seulement pour réduire les stocks de plutonium séparé, mais aussi pour empêcher une augmentation de la fraction d'actinides mineurs dans le combustible déchargé. Une amélioration de ce bilan peut être obtenue en utilisant des cœurs MOX surmodérés, qui permettent d'abaisser le rapport entre la production nette d'actinides mineurs et l'épuisement du plutonium et de le maintenir à un faible niveau après les recyclages successifs. Cependant, des améliorations de ce type nécessitent une modification du cœur et ne peuvent donc être envisagées que dans des concepts de réacteurs avancés réalisables dans les prochaines décennies (voir chapitre 4). Signalons encore que la modélisation et l'analyse de sûreté de l'utilisation du MOX dans des REP actuels ou futurs ne révèle aucun problème particulier [26].

L'élimination du plutonium provenant du désarmement est un sujet de préoccupation pour les responsables politiques, mais l'industrie nucléaire est en mesure d'y faire face. Plusieurs procédés de conversion, de fabrication et d'incinération du MOX sont proposés actuellement dans le cadre de coopérations internationales. Les États-Unis, optant à cet égard pour une double approche (utilisation et immobilisation du MOX), proposent d'appliquer un procédé sec à base d'hydrures pour convertir le plutonium en oxyde utilisé dans le MOX. Simultanément, ils étudient une autre solution utilisant les réacteurs CANDU. La Russie poursuit une coopération trilatérale avec la France et l'Allemagne. À l'issue de recherches franco-russes dans le cadre du programme AIDA-MOX, on préconise un procédé de fabrication du MOX basé sur les procédés COCA et MIMAS, après conversion du plutonium métal en PuO₂ par dissolution dans de l'HNO₃-HF et précipitation sous forme d'oxalate de Pu. La France, l'Allemagne et la Russie ont proposé conjointement la construction en Russie d'une usine de MOX à l'échelle pilote, d'une capacité annuelle de 1,3 tPu, et produisant suffisamment de combustible MOX pour alimenter un cœur hybride du réacteur rapide BN-600 et jusqu'à 7 réacteurs VVER-1 000, dont les 4 réacteurs de la centrale de Balakovo. La Russie dispose d'une autre solution consistant à consommer le plutonium militaire sous forme de MOX dans le réacteur rapide BN-600. Cela supposerait la conversion partielle, puis complète, du cœur du BN-600 en cœur MOX. La fabrication du combustible se ferait selon la technologie de vibrocompactage mise au point par la Russie. Le Japon collabore à la conception du combustible/cœur, à l'analyse de sûreté, aux irradiations expérimentales et à la modernisation de l'unité de fabrication du combustible.

2.2.2.3.2 Utilisation de l'uranium de retraitement (URT)

L'industrie nucléaire dispose déjà des installations nécessaires au recyclage à une échelle semi-industrielle [27] de l'uranium de retraitement des REO. Ce recyclage comporte la conversion chimique de l'uranium de retraitement, l'enrichissement, la fabrication et le transport du combustible aussi bien que l'irradiation en réacteur du combustible à base d'URT. Au Japon, JNC a expérimenté la technologie de conversion de l'URT dans l'usine de conversion de Ningyo-Toge. La quantité d'uranium de retraitement converti en UF₆ avant son ré-enrichissement est de 336 tU. La

27. Cette technique de production est d'un grand intérêt pour la mise au point future des combustibles ou des cibles d'Am + Cm dans des cycles du combustible nucléaire avancés (voir chapitre 4).

démonstration de la faisabilité du recyclage de l'uranium de retraitement des REO est acquise, bien que pour une fraction de la matière disponible et quelques réacteurs seulement²⁸. L'enrichissement de l'uranium de retraitement s'effectue aujourd'hui par centrifugation et est pratiqué couramment en Russie et aux Pays-Bas. Au total, les usines de retraitement ont produit plus de 12 000 tonnes d'uranium de retraitement, quantité qui augmentera dans les prochaines années à un rythme comparable à la production d'une grande mine d'uranium. Apparue plus récemment, une méthode nouvelle de réutilisation de l'uranium de retraitement consiste à le mélanger avec de l'uranium hautement enrichi pour réduire la teneur en ²³⁶U de l'uranium de retraitement enrichi utilisé comme combustible, limiter ainsi l'absorption des neutrons et améliorer la compétitivité du recyclage de l'URT. En effet, si l'uranium de retraitement est considéré comme un sous-produit du retraitement, les économies réalisées en remplaçant l'uranium naturel par l'URT pourront compenser les dépenses supplémentaires de stockage, de conversion, d'enrichissement et de fabrication suivant la nature de l'uranium initial. La compétitivité de l'uranium de retraitement dépend pour beaucoup du coût du retraitement et du prix de l'uranium naturel mais aussi de sa composition isotopique, qui varie d'un lot à l'autre. L'avenir de l'uranium de retraitement devrait dépendre de considérations économiques et stratégiques (c'est-à-dire relatives aux économies de matières premières). À cet égard il est possible que, malgré un marché d'uranium naturel extrêmement déprimé, les compagnies qui se sont engagées dans le retraitement en viennent aussi dans les prochaines années à récupérer et à recycler de l'uranium de retraitement de bonne qualité. Il convient de noter également que l'utilisation d'uranium de retraitement devrait bénéficier des technologies d'enrichissement isotopique par laser qui peuvent plus sélectivement augmenter la teneur en ²³⁵U et améliorer ainsi la valeur intrinsèque de l'uranium recyclé destiné à être réutilisé ensuite dans les REO. Ajoutés aux gains économiques directs, les avantages à long terme pour l'environnement, la préservation des ressources en uranium naturel et la réduction des quantités de déchets finals sont des considérations qui pourraient peser de plus en plus lourd dans la perspective du développement durable.

2.2.2.3.3 Fabrication du combustible CANDU

L'uranium naturel est facile à transformer en assemblage combustible. Les assemblages combustibles courts et simples, appelés grappes, destinés aux réacteurs (RELP) CANDU sont produits sans problème par les pays utilisant ce type de réacteurs. La République de Corée, l'Argentine et la Roumanie possèdent toutes des usines de fabrication de combustible pour réacteurs RELP indépendantes, suffisantes pour satisfaire leur demande, et la Chine va construire une usine de fabrication de combustible pour répondre aux besoins de ses réacteurs CANDU actuellement en construction. En outre, les coûts du cycle du combustible pour réacteurs RELP sont moindres que pour d'autres types de réacteurs car l'uranium naturel est relativement bon marché, son taux d'utilisation (quantité d'énergie produite à partir de l'uranium extrait) est élevé et les grappes de combustible des réacteurs RELP sont simples.

Il existe plusieurs types de grappes combustibles dans les RELP, dont la grappe à 37 éléments pour le CANDU 6 est un exemple typique. Ses trente-sept éléments constitués de pastilles de dioxyde d'uranium naturel (UO₂) contenues dans une gaine de Zircaloy-4 (Zr-4) sont maintenus ensemble par des grilles d'extrémité en Zr-4. Une mince couche de graphite (CANLUB) est appliquée sur la surface interne de la gaine afin de limiter l'interaction pastille/gaine. La gaine de Zr-4 est fermée à ses deux extrémités par des bouchons soudés par résistance qui ont un triple but : enfermer de manière étanche

28. Au Royaume-Uni, des quantités substantielles d'uranium de retraitement des réacteurs MAGNOX ont été ré-enrichies à la teneur de l'uranium naturel avant recyclage, tandis que le réacteur Doel-1 en Belgique a fonctionné plusieurs années uniquement avec de l'uranium de retraitement ré-enrichi.

le contenu des éléments, permettre un accrochage efficace des éléments aux grilles d'extrémité et constituer l'élément de structure nécessaire pour la manutention du combustible.

En raison de sa simplicité, le combustible pour RELP coûte très peu cher à fabriquer. Une petite usine et une main-d'œuvre restreinte suffisent. L'utilisation d'uranium naturel élimine la dépendance par rapport à des sources étrangères d'enrichissement (encore que les coûts du cycle du combustible soient en fait réduits par l'utilisation d'uranium légèrement enrichi dans les RELP). Ainsi, un pays disposant de RELP peut s'affranchir des fabricants de combustible étrangers en très peu de temps. Contrairement aux filières utilisant du combustible enrichi, la fabrication du combustible à l' UO_2 naturel ne pose pas de problème de criticité.

2.2.2.3.4 *Fabrication de combustible RNR*

La filière des réacteurs rapides à métal liquide a été développée dans de nombreux pays, dont la France, l'Allemagne, l'Inde, le Japon, la Fédération de Russie, le Royaume-Uni et les États-Unis [28]. Le métal liquide le plus utilisé jusqu'à maintenant est le sodium, mais des recherches sont en cours en Russie pour utiliser le plomb ou le plomb-bismuth. D'autres recherches (États-Unis, France) ont pour but la mise au point de réacteurs rapides refroidis au gaz. Le combustible le plus utilisé dans les RNR est un combustible MOX ayant une teneur en plutonium plus élevée que le MOX utilisé dans les REO. Des aiguilles de combustible dotées d'une gaine en acier inoxydable sont assemblées dans un tube hexagonal. L'avantage du combustible pour RNR par rapport au combustible pour REO, tient essentiellement à l'utilisation efficace des ressources, au taux de combustion plus élevé pouvant être obtenu, à la plus grande puissance nominale et à la possibilité d'incinérer les isotopes qui constitueraient des poisons neutroniques dans les combustibles pour REO. La technologie de fabrication a fait ses preuves, et la livraison de combustibles à l'échelle pré-industrielle a été concluante en France, aux États-Unis, au Royaume-Uni, en Russie et au Japon. Au Japon, JNC fabrique depuis 1973 du combustible MOX pour le réacteur rapide expérimental Joyo et le RNR prototype de Monju. La filière des réacteurs rapides connaît actuellement une phase plutôt difficile, en particulier à cause du ralentissement général des activités nucléaires. Toutefois, un certain regain d'intérêt se manifeste aujourd'hui pour les réacteurs rapides comme élément d'un concept de séparation-transmutation, nécessitant de nouvelles matrices de combustible. Outre les techniques de fabrication de combustible déjà connues comme le pastillage et le vibrocompactage, des techniques nouvelles sont testées en vue d'une exploitation industrielle à moyen ou à long terme (voir chapitre 4).

2.2.2.3.5 *Fabrication de combustible à base de thorium*

Certains pays fabriquent du combustible à base de thorium depuis plusieurs années. La technologie de fabrication s'inspire largement de la technologie de production du combustible à base d'U ou d'U/Pu. Les procédés adoptés par les différents pays sont très proches, en raison d'une étroite coopération au niveau de la recherche et de l'exploitation industrielle.

La fabrication de sous-assemblages de thorium ne pose aucun problème radiologique sérieux. Toutefois, l'un des principaux inconvénients du cycle du combustible thorium- ^{233}U est la présence d'émetteurs de rayons γ durs (2,5 MeV) parmi les descendants de l' ^{232}U qui se trouve toujours avec l' ^{233}U . D'où la nécessité d'utiliser des blindages et des télémanipulateurs pour fabriquer les combustibles à base d' ^{233}U .

Les États-Unis ont accumulé une expérience considérable de la fabrication de combustible au thorium. Pour le réacteur à haute température refroidi au gaz de Fort St. Vrain, 2 448 éléments combustibles hexagonaux en graphite utilisant 26 000 kg de matière fissile et fertile dans des particules combustibles enrobées de type TRISO ont été produits. Cette production comprenait près de 25 000 kg de thorium. Les performances du combustible ont dépassé les prévisions. Ce combustible a été irradié à

des températures supérieures à 1 300°C jusqu'à un taux maximum de combustion de 16 % de fissions par atome métallique initialement chargé (environ 170 000 MWj/tML) et un flux maximal de neutrons rapides de $4,5 \times 10^{25}$ n/m² sans que l'on puisse détecter de défaut important dans l'enrobage. Plus de 50 tonnes de combustible au thorium sous forme de céramique, dans une gaine de zircaloy, ont été fabriquées pour le cœur du surgénérateur à eau légère de Shippingport. Aucun problème particulier n'a été rencontré durant la fabrication du combustible. Toutefois, la réglementation des États-Unis sur les concentrations maximales admissibles de thorium dans l'air est devenue beaucoup plus sévère depuis que ce combustible a été produit, et les limites autorisées ont été divisées par 20. Par conséquent, la reprise de la production de combustible au thorium devrait coûter plus cher en raison du renforcement de la radioprotection et de la surveillance radiologique. Aux États-Unis, le cœur au ThO₂/UO₂ d'Indian Point I a été retraité à l'usine de West Valley pour faire la démonstration commerciale du procédé. En Allemagne et aux États-Unis, une technologie de fabrication spécifique aux combustibles à base de thorium a été mise au point et a fait ses preuves à l'échelle industrielle dans le cadre de programmes de recherches sur les réacteurs à haute température. Généralement, ce sont des particules enrobées qui sont utilisées, c'est-à-dire un noyau de combustible sphérique (oxyde ou carbure d'U, Th ou Pu) enrobé dans plusieurs couches d'une matière de carbone pyrolytique ou de carbure de silicium par exemple. Des procédés d'agglomération de poudre ou des procédés chimiques par voie humide (sol-gel) de gélification de gouttes d'une solution contenant du thorium et de l'uranium pourraient être utilisés pour fabriquer les noyaux de combustible. La mise au point d'installations prototypes de fabrication de combustible à mélange d'oxydes (Th/U or Th/Pu) dans les années 60 aux États-Unis a permis de constater que le procédé sol-gel serait très adapté, bien que d'utilisation un peu délicate et inadapté à la télémanipulation. Une technique sol-gel a aussi été mise au point en Allemagne pour la fabrication des pastilles d'oxyde de haute densité destinées aux réacteurs à haute température, à une pression de compactage relativement faible et une basse température de frittage, ce qui permet d'éviter la formation de poussière. L'Inde a envisagé d'utiliser du thorium dans des réacteurs principalement sous la forme d'oxyde de thorium. Pour ce faire elle a choisi les techniques classiques de métallurgie des poudres à sec pour le compactage et le frittage. En conclusion, malgré des coûts de fabrication peut-être plus élevés, l'expérience acquise dans le domaine de la fabrication du combustible à base de thorium a permis d'atteindre le stade préindustriel. Toutefois, l'adoption à grande échelle du cycle du thorium exigerait des investissements importants dans toutes les phases du cycle, et l'on considère que ceci n'est faisable qu'à long terme.

2.2.3 Traitement des sous-produits et des déchets

L'aval du cycle du combustible commence lorsque le combustible irradié est déchargé du réacteur et entreposé dans des piscines de stockage sur le site de la centrale, avant son évacuation définitive ou son retraitement. À cause de répercussions stratégiques et de conséquences sur la sûreté à très long terme de la gestion du combustible usé, le choix d'une option pour l'aval du cycle est une décision importante que tous les gouvernements des pays dotés de programmes nucléaires veulent contrôler, plutôt que de la laisser aux seuls industriels.

2.2.3.1 Gestion du combustible usé

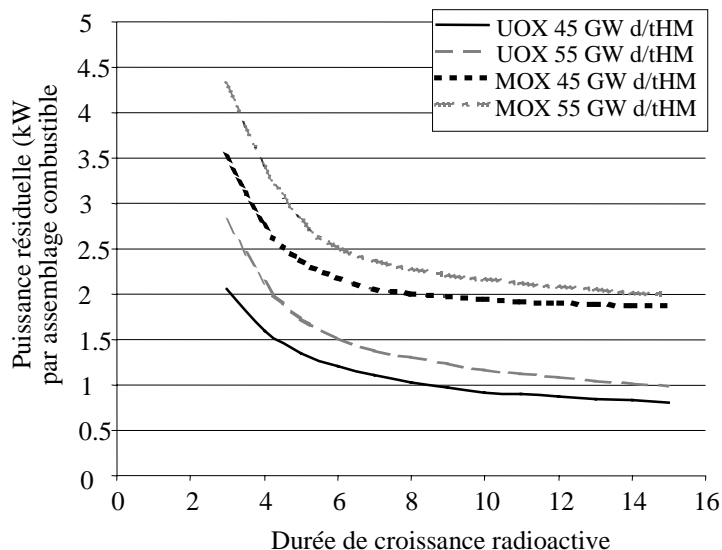
Après son irradiation dans le réacteur, le combustible usé est entreposé quelques années au moins dans des piscines de stockage sur le site du réacteur afin de permettre la décroissance radioactive des produits de fission à vie courte et la diminution de la puissance thermique résiduelle (voir figure 2.5). Par la suite, bien que les assemblages combustibles soient encore fortement radioactifs et produisent beaucoup de chaleur, le transport du combustible irradié s'effectue plus facilement. Ce combustible

irradié peut être expédié soit à une usine de retraitement, soit à des installations d'entreposage de longue durée où ils resteront encore quelque temps²⁹.

De nombreuses approches, qui varient selon la politique de gestion du combustible irradié suivie par chaque pays, ont été mises en œuvre pour l'entreposage de longue durée. Les assemblages combustibles, entiers ou démontés afin d'en réduire le volume, sont stockés dans des piscines ou dans des installations de stockage à sec où ils peuvent être conservés en toute sécurité soit sous air, soit sous gaz inerte. Actuellement, les compagnies d'électricité préconisent d'utiliser davantage l'entreposage à sec après une courte période d'entreposage sous eau, ces techniques étant parvenues à maturité et autorisées³⁰ et étant considérées comme peu coûteuses au niveau de l'exploitation.

Dans le cas des conteneurs de stockage à sec, il existe cependant quelques restrictions – dictées par l'intégrité des gaines des crayons combustibles – concernant la manière et le moment de placer l'assemblage combustible irradié dans le conteneur. L'augmentation du taux de combustion des assemblages combustibles se traduit en effet par une chaleur de décroissance et des termes sources neutroniques et γ plus élevés. Cette corrélation n'est généralement pas linéaire pour les émetteurs de neutrons, car les niveaux de rayonnement neutronique ne progressent pas proportionnellement au taux de combustion du combustible. Tandis que la puissance résiduelle dans le conteneur utilisé pour l'entreposage à sec influe surtout sur le comportement de la gaine du crayon, qui est fonction de la température, les termes sources neutroniques et γ dictent les spécifications du blindage. Ces deux aspects sont, en fait, contradictoires.

Figure 2.5. **Les innovations en amont du cycle (augmentation du taux de combustion ou utilisation de combustible MOX par exemple) ont des conséquences significatives sur la gestion du combustible irradié [29]**



Normalement, la température de stockage à sec plus élevée et la libération des gaz de fission plus importante – sous l'effet de la chaleur résiduelle plus élevée des assemblages combustibles à taux de

29. L'entreposage du combustible utilisé sur le site de retraitement, s'il y a retraitement, est considéré comme une période d'entreposage sous eau à distance du réacteur.

30. La plupart des conteneurs de stockage à sec sont autorisés pour un stockage de 50 ans au maximum.

combustion plus fort et/ou contenant davantage de MOX – provoquent une augmentation de la pression interne des gaz dans le crayon de combustible irradié, ce qui accentue les contraintes et déformations subies par la gaine du crayon. Ces dernières sont d'autant plus prononcées que l'allongement du séjour des assemblages combustibles dans le cœur tend à réduire l'épaisseur de paroi résiduelle sous l'effet de la corrosion. Afin de respecter les limites de contrainte et de déformation autorisées, il convient de prévoir un entreposage sous eau de plus longue durée pour les combustibles à hauts taux de combustion, et plus particulièrement les combustibles MOX, ou de recourir à d'autres mesures – par exemple d'adopter des modes de chargement du conteneur optimisés. La figure 2.5 illustre les conséquences d'une augmentation du taux de combustion et/ou de l'utilisation du MOX sur le temps de refroidissement nécessaire pour abaisser la chaleur résiduelle à un niveau donné. On notera que, pour un REP de 1 300 MWe, chaque année de désactivation supplémentaire correspond à 50 emplacements dans les racks de la piscine de désactivation. Ces observations montrent l'interdépendance entre l'amont et l'aval du cycle du combustible, les avancées dans les domaines de la fiabilité du combustible et des taux de combustion pouvant avoir des répercussions sur la gestion du combustible irradié.

D'après l'expérience actuelle, il n'existe aucun obstacle technologique réel au stockage sous eau ou à sec pendant 100 ans. Des durées de stockage plus longues sont étudiées, en France, par exemple, notamment à cause du renvoi à une date éloignée de toute décision concernant l'évacuation géologique. On notera que dans les cycles avancés faisant intervenir le combustible pour réacteur rapide (voir chapitre 4), les charges thermiques résiduels seront du même ordre voire plus importants.

Cycle ouvert

Dans le cycle du combustible ouvert, le combustible irradié est transporté vers une usine de conditionnement et d'enrobage avant son évacuation définitive dans une formation géologique profonde, conçue de façon à retenir les produits de fission et les actinides suffisamment longtemps pour que tout relâchement soit sans danger pour l'environnement. Les pays qui envisagent de recourir au cycle ouvert mettent au point des technologies de conditionnement et d'enrobage quelque peu différentes, en fonction du concept de dépôt définitif des déchets et de sa géologie.

L'Espagne par exemple envisage de conditionner le combustible irradié dans des conteneurs de stockage en acier au carbone, pouvant recevoir 4 assemblages combustibles (en l'état) de REP, 12 de REB, ou trois conteneurs de déchets vitrifiés, soit une charge totale d'environ 15 t. Ces conteneurs seraient ensuite évacués dans un dépôt souterrain aménagé dans une formation de granite, d'argile ou de sel. La décision concernant la formation la plus adaptée doit intervenir après 2010 [30].

En Suède, il est prévu d'envoyer les assemblages combustibles en provenance de l'installation d'entreposage à une usine d'enrobage où ils seront mis dans des conteneurs en acier avec surconteneur en cuivre, mis sous gaz inerte, après quoi les couvercles seront soudés par faisceau d'électrons. Une fois remplis et fermés, les conteneurs subiront des séries de contrôles non destructifs – par radiographie et ultrasons – avant leur transport vers le dépôt. Chaque conteneur peut contenir 12 assemblages combustibles de REB ou 4 de REP. L'épaisseur du cuivre est d'environ 5 cm, celle de l'acier de 5 cm minimum. Le cuivre devra être suffisamment épais pour empêcher la corrosion de pénétrer dans le conteneur tant que la radiotoxicité du combustible irradié sera nettement supérieure à celle d'un minerai d'uranium riche (soit pendant environ 10 000 ans). L'épaisseur totale de l'acier et du cuivre est destinée à empêcher toute radiolyse importante de l'eau à l'extérieur des conteneurs après leur mise en place dans des galeries creusées dans des formations de granite, elles-mêmes remplies de bentonite. Le conteneur en acier est conçu pour résister aux charges mécaniques normales qui s'exercent dans le dépôt, par exemple la pression hydrostatique et la pression exercée par le gonflement de la bentonite. SKB possède un laboratoire de conditionnement à Oskarshamn où elle met au point la technologie de base. La technologie du soudage d'étanchéité a été démontrée en laboratoire et des conteneurs grandeur nature ont été fabriqués à l'échelle expérimentale.

Le Canada envisage d'évacuer les grappes de combustible irradié des réacteurs CANDU dans des conteneurs étanches ayant une structure capable de résister pendant 500 ans après leur enfouissement. Un conteneur devrait contenir 72 grappes de combustible irradié CANDU. Dans l'étude de conception, un conteneur constitué de particules tassées en titane de nuance 2 de 6,35 mm d'épaisseur a été choisi. Des conteneurs en cuivre sont aussi étudiés. Ces conteneurs seraient ensuite installés dans un dépôt aménagé dans du granite à une profondeur de 1 000 m. Enfin, un remblayage à base d'argile fermerait de manière étanche la galerie d'évacuation.

En Finlande, le combustible irradié devrait être placé dans des conteneurs en cuivre et acier (épaisseur de la paroi: 5 cm de cuivre, 5 cm d'acier). Ces conteneurs seraient installés dans des puits pratiqués dans la roche cristalline à plusieurs centaines de mètres de profondeur. Il est prévu d'utiliser comme matériau tampon de la bentonite fortement compactée. Durant la phase d'exploitation du dépôt, les galeries de stockage seront fermées par un mélange de sable et de bentonite, après la mise en place des conteneurs dans les puits. Ce concept de stockage s'apparente à celui de la Suède.

Des conteneurs POLLUX seront utilisés en Allemagne pour conditionner le combustible irradié après dissociation mécanique des crayons combustibles et des éléments de structure. Afin de gagner de la place, il est prévu de placer les crayons en paquets et les éléments de structures dans des paniers. Chaque conteneur d'évacuation, conçu pour résister aux contraintes mécaniques dues à la pression de la roche peut contenir quatre casiers et un panier. Les châteaux blindés seront placés vraisemblablement dans un dépôt souterrain situé à environ 870 m de profondeur dans des galeries creusées dans un dôme de sel. Les galeries et les puits d'évacuation devraient être remblayés peu de temps après la mise en place des conteneurs avec le sel broyé extrait pendant les opérations l'excavation.

Aux États-Unis, le législateur a choisi le site de Yucca Mountain (roche volcanique siliceuse) au Nevada pour y mener des expérimentations destinées à déterminer si le site est adapté à l'aménagement d'un dépôt. Des assemblages combustibles intacts devraient y être placés en l'état dans des conteneurs en acier inoxydable dotés d'un revêtement en alliage C-22 résistant à la corrosion. Les conteneurs peuvent contenir jusqu'à 21 assemblages combustibles de REP. Le dépôt ne sera pas fermé pendant plusieurs dizaines d'années, voire plusieurs siècles. Cette conception rend possible un refroidissement actif puis ensuite passif des conteneurs de déchets après leur mise en place.

Le conditionnement du combustible irradié produit des déchets de moyenne activité et les déchets de haute activité, en général 0,2 m³ de déchets de moyenne activité et 1,5 m³ déchets de haute activité (combustible irradié conditionné) par tonne de combustible irradié.

Cycle avec retraitement

Pour utiliser l'énergie résiduelle du combustible irradié, certains pays ont décidé de le retraiter, ce qui consiste à séparer le plutonium et l'uranium des produits de fission et des actinides mineurs. La séparation du plutonium contenu dans le combustible irradié pourrait théoriquement abaisser d'un facteur 10 environ la radiotoxicité à long terme par quantité d'électricité produite. En effet la quantité de plutonium contenu dans le combustible irradié est 10 fois supérieure à celles des actinides mineurs, qui ont une radiotoxicité équivalente à celle des isotopes du plutonium. Ce cycle du combustible présente un avantage significatif, dans la perspective du développement durable, pour les pays pauvres en ressources énergétiques. Le Japon, par exemple, qui n'a pas de gisements de pétrole, de gaz ou de charbon et qui ne dispose pas d'oléoducs le reliant à des pays producteurs, met au point une stratégie nationale fondée sur l'utilisation du MOX dans les REO et les RNR.

La méthode pratiquée actuellement pour réutiliser le plutonium séparé lorsqu'on ne possède pas de réacteur rapide consiste à charger les REO en MOX. Un assemblage combustible REP-MOX de conception moderne contient 35 kg de plutonium avant irradiation et 25 kg après irradiation. Cela

correspond à une consommation nette de 10 kg de Pu par assemblage combustible et par cycle d'irradiation, contre une production nette d'environ 5 kg de Pu dans un assemblage d'oxyde d'uranium standard. Aujourd'hui, plusieurs réacteurs en France, en Allemagne, en Suisse et en Belgique fonctionnent avec des cœurs contenant jusqu'à 30 % d'assemblages combustible MOX. Toutefois, le recyclage du plutonium sous forme de MOX dans les REO réduit la radiotoxicité de l'assemblage d'un facteur 3 seulement, si la radiotoxicité du combustible REO-MOX irradié est prise en compte, et si ce combustible irradié n'est pas retraité mais considéré comme un déchet. Les procédés actuels de retraitement permettent effectivement une réduction considérable du volume total de déchets à évacuer. Par tonne de combustible irradié retraité, il reste seulement 0,115 m³ de déchets de haute activité vitrifiés et 0,35 m³ de déchets de moyenne activité à stocker. En outre, les déchets de faible activité subissent un « supercompactage » qui réduit encore leur volume ce qui permet ensuite de les intégrer aux déchets de moyenne activité et de les évacuer.

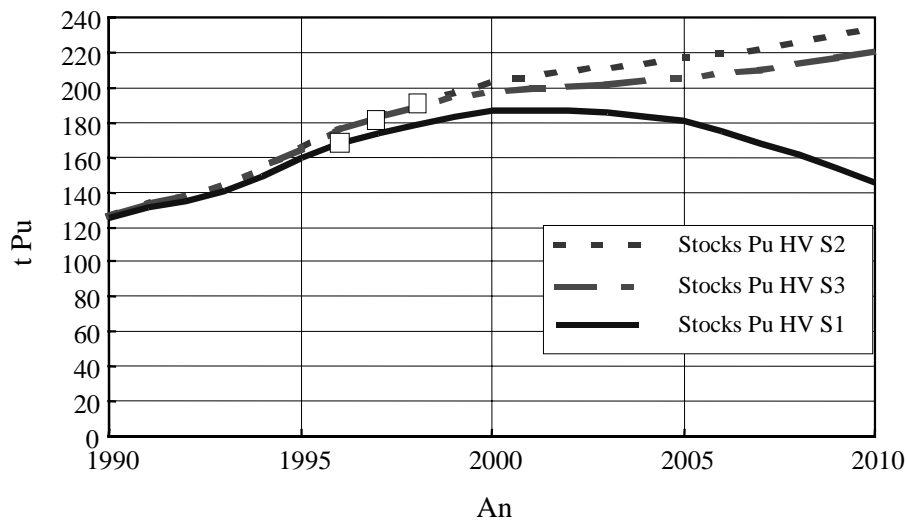
En quarante ans de production industrielle de l'énergie nucléaire, un stock de combustible irradié d'environ 250 000 tML s'était accumulé à la fin de 2000. Environ 10 500 tML de combustible irradié sont déchargées chaque année des centrales nucléaires, 3 000 tML de combustible irradié (environ 30 % du total) sont retraitées. La figure 2.6 représente les stocks de plutonium séparé accumulés à ce jour ainsi que des projections concernant le futur proche. Elle montre que le recyclage du Pu est susceptible d'entraîner une stabilisation de leurs stocks de plutonium séparé au cours des dix prochaines années. Le déséquilibre entre les quantités de plutonium séparé et utilisé comme combustible MOX fait que les stocks de plutonium civil séparé se montaient à 200 tonnes environ à la fin de 1998.

Les capacités de retraitement industriel (voir tableau 2.7) avoisinent actuellement 3 500 tML/an. L'usine BR205 de production de combustible pour réacteurs Magnox au Royaume-Uni, d'une capacité de 1 500 tML/an, doit être arrêtée au cours de la prochaine décennie. Les capacités de retraitement industriel après 2015 sont estimées à 4 300 tML/an.

Le nombre de recyclages successifs du plutonium dans un REO est limité par l'accumulation d'isotopes de plutonium qui ne sont pas fissiles dans le spectre des neutrons thermiques d'un REO et par la formation d'actinides mineurs, particulièrement le curium. L'augmentation du nombre d'assemblages combustibles MOX dans le cœur du réacteur (jusqu'à 100 %) conduirait à une consommation nette (plutôt qu'une production nette) de plutonium durant l'irradiation, mais exigerait des modifications du rapport de modération. Un plus fort taux de consommation de plutonium peut être obtenu en mélangeant le plutonium à un matériau inerte sur le plan neutronique, dans une matrice inerte, car l'uranium, qui est la source du plutonium, n'est plus présent.

Il ne paraît pas opportun de recycler en REO le plutonium extrait du combustible REO-MOX irradié dans les années à venir en raison de sa mauvaise composition isotopique et des capacités limitées de retraitement et de fabrication du MOX. Le REO-MOX devra être entreposé dans des installations construites à cet effet avant de pouvoir être évacué. L'évacuation de ce combustible à l'échelle industrielle doit être adaptée à un inventaire radioactif 8,6 fois supérieur à celui du combustible UO₂, avec les contraintes que cela suppose concernant la chaleur et la criticité. Après 30 ans, la chaleur résiduelle atteint environ 2,6 kW/tML, soit tout de même trois fois de plus que pour le combustible REO-UO₂ irradié. Il pourrait être nécessaire par conséquent de réduire la densité de combustible évacué dans le dépôt géologique et/ou de refroidir très longtemps (plus de 50 ans) le combustible usé avant d'envisager de l'évacuer. Le retraitement différé du combustible REO-MOX irradié représente une autre option. La dilution avec du combustible usé à l'uranium ou avec de l'uranium de retraitement, dont la faisabilité a été démontrée à l'échelle industrielle par la Cogéma et dans l'usine de retraitement de Karlsruhe (WAK), constitue encore une autre option de retraitement du combustible REO-MOX. La dilution par du combustible usé à l'uranium, en particulier, peut améliorer la composition isotopique du plutonium.

Figure 2.6. Stocks de plutonium séparé³¹ [31]



Une autre option de retraitement du combustible REO-MOX consiste à appliquer la technologie de retraitement du combustible pour RNR, car elle est adaptée à du combustible de haute activité à forte teneur en plutonium. Le multi-recyclage des éléments trans-uraniens issus du retraitement dans un réacteur rapide est également possible avant l'évacuation définitive. Au stade actuel de développement de l'énergie nucléaire, la séparation pourrait contribuer à réduire l'inventaire radioactif dans les déchets de haute activité vitrifiés, avant leur entreposage.

Tableau 2.7. Usines industrielles de retraitement de combustible

Pays	Compagnie	Usine/lieu	Année de mise en service	Capacité (tML/an)	Type de combustible
Usines en exploitation (01/01/2000)					
France	Cogéma	UP2-UP3/La Hague	1976 et 1989	1 700	REO
Inde		Prefre-1, Tarapur	1974	100	RELP
		Prefre-2, Kalpakkam	1998	100	RELP
Japon	JNC	Tokai-Mura	1977	90	REO, ATR
Royaume-Uni	BNFL	Thorp/Sellafield	1994	1 200	REO, AGR
		B205	1964	1 500	Magnox MGUNGG
Fédération de Russie	Minatom	RT-1/Tcheliabinsk-65 Mayak	1984	400	VVER
Usines en construction (01/01/2000)					
Chine	CNNC	Diwopu (Ganzu)	2002	25-50	REO
Japon	JNFL	Rokkasho-Mura	2005	800	REO

31. Les valeurs des stocks mondiaux de plutonium séparé sont tirées de « Guidelines of Plutonium Management, INFCIRC 549 » (carrés sur la figure) et calculés par le modèle VISTA de l'AIEA (lignes correspondant à l'hypothèse haute en trait plein et en pointillé). Les données d'entrée pour le calcul sont les suivantes : la puissance nucléaire installée dans le monde passe de 352 GWe en 2000 à 432 GWe en 2010, dans les cas S1 et S2, 50 % du combustible irradié déchargé des centrales nucléaires sont retraités ; et dans le cas S3, 35 % sont retraités ; et dans le cas S1, le Pu est recyclé deux fois, alors que dans les cas S2 et S3 le Pu est recyclé une seule fois. Étant donné la situation présente du recyclage, S3 est le scénario le plus plausible.

2.2.3.2 Gestion des déchets

Le cycle du combustible produit différentes formes de déchets. Après les opérations de conditionnement, il en reste trois types :

- les déchets de faible activité comprennent les matières qui n'ont pas une durée de vie particulièrement longue et dont la décroissance radioactive ne produit pas beaucoup de chaleur ;
- les déchets de moyenne activité essentiellement produits par les installations du cycle du combustible, contiennent des déchets d'activité moyenne à vie courte, bien qu'ils puissent inclure quelques émetteurs α à vie longue (déchets de moyenne activité à vie longue)³² ;
- les déchets de haute activité comprennent du combustible irradié ou les déchets de retraitement vitrifiés, y compris les déchets à vie longue et les déchets dégageant plus de chaleur qui doivent être évacués dans des formations géologiques.

Les pratiques de gestion des déchets de faible et de moyenne activité recouvrent trois solutions principales : l'évacuation en surface, l'évacuation dans des excavations aménagées à des profondeurs moyennes et l'évacuation dans des formations géologiques profondes. Le stockage de surface dans des tranchées ou puits sans revêtement a été choisi par de nombreux pays. Cette option suppose que les déchets contiennent des radionucléides de faible ou de moyenne activité spécifique à vie courte et de très faibles quantités de radionucléides à vie longue. Beaucoup de dépôts de surface en exploitation ou conçus aujourd'hui sont équipés de barrières ouvragées et de systèmes de drainage pour empêcher les infiltrations d'eau, solution qui permet de respecter les règles de sûreté et offre une plus grande souplesse pour le choix du conditionnement des déchets. En général, les structures d'évacuation sont revêtues de béton, de bitume ou autre matériau assurant une meilleure isolation des déchets. L'évacuation dans des cavités à des profondeurs moyennes s'effectue normalement à quelques dizaines de mètres de profondeur. On utilise dans ce cas une variété de configurations de cavités pour évacuer différents types de déchets dans des environnements géologiques divers. Ces cavités peuvent être soit des cavités spécialement creusées ou des mines désaffectées. Ces dépôts de subsurface peuvent en général recevoir une grande palette de déchets radioactifs, comprenant par exemple des déchets de faible activité à vie longue et des déchets de moyenne activité. Des considérations socio-politiques obligent aussi certains pays à évacuer les déchets de faible activité et même les déchets de très faible activité issus du démantèlement d'installations nucléaires dans des dépôts de subsurface. Dans certains cas, les déchets sont installés dans des compartiments, des galeries ou des alvéoles séparés en fonction de leur type. L'enfouissement des déchets dans des formations géologiques profondes est généralement prévu pour les déchets de haute activité et les déchets alpha dont le confinement dans des formations géologiques profondes, c'est-à-dire à des profondeurs d'au moins quelques centaines de mètres, est considérée comme nécessaire. Dans certains pays, toujours pour des raisons socio-politiques, l'évacuation dans des formations géologiques profondes est exigé pour tous les types de déchets radioactifs.

La majeure partie des déchets issus des centrales électronucléaires est constituée de déchets de faible activité qui sont conditionnés avant leur évacuation. Concernant les déchets de moyenne activité et les déchets de haute activité, l'industrie nucléaire accorde un soin extrême à leur gestion. Les combustibles irradiés sont soit évacués dans des conditions sûres, soit conditionnés et recyclés après retraitement. En outre, les coûts de la gestion et l'évacuation des déchets sont dans la plupart des pays

32. Les déchets de faible et de moyenne activité sont définis par l'AIEA comme des déchets radioactifs dont la concentration ou la quantité de radionucléides est supérieure aux seuils de libération établis par l'organisme de réglementation, mais dont la teneur en radionucléides et la chaleur résiduelle sont inférieures à celles des déchets de haute activité (environ 2 kW/m³).

inclus dans le prix de l'électricité, si bien qu'ils ne constituent pas une externalité. Cette internalisation des coûts signifie que l'on dispose de fonds suffisants pour payer les dépenses futures d'évacuation de tous les types de déchets.

Le tableau 2.8 donne un aperçu des dépôts en exploitation, en construction ou en projet dans les pays Membres de l'OCDE. Le tableau 2.9 présente la liste des laboratoires souterrains où sont menées les recherches relatives à l'évacuation géologique.

L'idée d'éliminer les déchets radioactifs à vie longue de la biosphère en les évacuant dans des formations géologiques profondes a pris forme il y a plusieurs décennies. Dans les années qui ont suivi, des efforts de recherches consentis à l'échelle mondiale ont permis de mieux connaître et de mieux comprendre comment des systèmes de dépôt souterrains fonctionneront sur de très longues périodes [32]. Ces dernières années, la mise en œuvre du concept paraissait proche, mais les partisans du report de la construction de dépôts et d'une exploration plus approfondie des solutions de rechange gagnent du terrain. À l'inverse, les réflexions de groupes internationaux d'experts confirment régulièrement la conviction de la communauté des spécialistes de la gestion des déchets, à savoir que l'évacuation géologique respecte l'éthique, est sans danger pour l'environnement et que les autres options de gestion peuvent, dans le meilleur des cas, compléter cette solution, certainement pas la remplacer. Les débats sur ce sujet ne sont pas tout à fait neutres puisque l'absence de dépôts d'évacuation à échelle industrielle des déchets est souvent invoquée par les adversaires de l'énergie nucléaire pour dire que le problème des déchets n'est pas résolu. Cette absence est aussi invoquée pour justifier une perpétuelle amélioration des options de conditionnement et d'évacuation, à des niveaux dont l'intérêt pour la société n'est pas évident, au détriment de projets qui apporteraient davantage à la société. Les Opinions Collectives publiées par l'AEN/OCDE en 1985, 1991 et 1995 contiennent une synthèse des réflexions [33-35].

Au cours des dix dernières années, les aspects techniques de l'évacuation géologique ont bien progressé. La technologie nécessaire pour l'évacuation géologique existe et peut être exploitée dès que l'opinion publique et les conditions politiques le permettront. Toutefois, on reconnaît posséder une assez maigre expérience de l'application de certaines de ces technologies, et c'est pour cela que les démonstrations et les tests doivent continuer et que ces technologies doivent encore être perfectionnées. Les progrès dans ce domaine ont été facilités par une meilleure intégration des principaux aspects techniques des projets de dépôts géologiques, notamment la conception des systèmes ouvrages, la caractérisation des sites potentiels et l'évaluation des performances du système global.

Des progrès importants ont également été réalisés dans la compréhension des performances des composantes du système et de leurs rôles respectifs, la modélisation quantitative de leur comportement, le traitement des incertitudes, la présentation des résultats d'évaluations et l'intégration des connaissances acquises à la sélection, la caractérisation et la conception du site. Un effort particulier a été fait pour améliorer la fiabilité des méthodes mises au point pour acquérir la confiance nécessaire ou valider les acquis. Les progrès sont aussi évidents en ce qui concerne la compréhension des systèmes naturels et la caractérisation des sites potentiels. Les avancées concernent en particulier la méthodologie et les procédures de mesure et l'appréciation de l'hétérogénéité (variabilité spatiale) des systèmes.

Au cours de la dernière décennie, on a avancé sur la voie de la réalisation de dépôts géologiques. L'Allemagne étudie un dépôt profond destiné à recevoir des déchets de haute activité, et des assemblages combustibles irradiés conditionnés est en cours de reconnaissance (bien que son développement soit actuellement interrompue pour des raisons politiques). La formation géologique sélectionnée est un dôme de sel. En Suède, en Finlande et en Norvège des dépôts aménagés dans différentes formations géologiques à des profondeurs moyennes pour des déchets de faible et de moyenne activité sont actuellement exploités. Aux États-Unis, un dépôt géologique profond pour des

déchets à vie longue, la « Waste Isolation Pilot Plant » (WIPP), a été mise en service en mars 1999 à Carlsbad (Nouveau Mexique). Il y a eu cependant des retards, mais les spécialistes considèrent dans leur grande majorité que la réalisation d'installations dans les formations géologiques dépend de moins en moins de la résolution de problèmes techniques et de plus en plus de la confiance de l'opinion publique dans le concept.

Au Japon, JNC mène un programme R&D sur le stockage géologique à l'« Engineering Scale Test and Research Facility » (surnommée ENTRY) et à la « Quantitative Assessment Radionuclide Migration Experimental Facility » (surnommée QUALITY). En outre, JNC soutient le projet de construction de laboratoires souterrains de recherches scientifiques sur l'environnement géologique profond. JNC, en collaboration étroite avec d'autres organisations, a publié un rapport sur les résultats obtenus en 1999 dans le domaine de la R&D, visant à évaluer la fiabilité technologique de l'évacuation des déchets de haute activité et d'en établir les fondements scientifiques et techniques de l'évacuation. Des spécialistes de l'OCDE, avec d'autres chercheurs, ont procédé à une expertise de ce rapport, qui confirme la fiabilité de l'évacuation des déchets de haute activité dans des formations géologiques profondes. Dans le même ordre d'idée, le « Council for Promoting High-level Radioactive Waste Disposal », après avoir étudié le type d'organisation à mettre en place, a entrepris les préparatifs nécessaires. Nuclear Waste Management of Japan (NUMO) a été créée en octobre 2000 et chargée d'entreprendre la construction du dépôt de déchets de haute activité afin de l'exploiter vers le milieu des années 2030.

Beaucoup de programmes mettent actuellement l'accent sur la contribution des barrières ouvragées, mais les barrières naturelles, ou géologiques, dans un dépôt géologique profond sont déterminantes pour la sûreté à long terme.

Il convient de noter également que l'on a réussi à réduire constamment la quantité de déchets à évacuer. C'est particulièrement important dans le cas de déchets de faible et de moyenne activité à évacuer dans des dépôts de surface ou de subsurface, car ils représentent des volumes plus grands que les déchets de haute activité. Le volume de déchets de faibles activité par unité d'électricité produite varie selon les pays, à cause d'une part des différentes méthodes de traitement employées et d'autre part des écarts entre les catégories de déchets de faible activité. Si la Belgique fait état d'un volume de déchets de faible activité de $10 \text{ m}^3/\text{TWh}$ (hors déchets issus du déclasserment), l'Espagne mentionne un chiffre de $94 \text{ m}^3/\text{TWh}$ dans lequel elle inclut les déchets issus du déclasserment [36]. Une valeur de référence de $18,6 \text{ m}^3/\text{TWh}$ figurant dans un rapport de l'AIEA [37], peut être adoptée comme valeur indicative.

Le Comité de la gestion des déchets radioactifs de l'AEN a identifié quelques domaines stratégiques qui devraient être abordés ces prochaines années. Ces domaines ont trait aux questions liées à l'environnement, à la sûreté et au développement durable. Le premier d'entre eux devrait comprendre une comparaison des principes de gestion des déchets radioactifs et non radioactifs et laisser une plus grande place aux questions économiques, c'est-à-dire à l'impact de la gestion des déchets sur la viabilité économique de l'énergie nucléaire. Le second se rapporte au processus d'aménagement de dépôts de déchets radioactifs à vie longue ainsi qu'à la gestion des matières issues du déclasserment et du démantèlement et des déchets de très faible activité (TFA). Il s'agit là de travaux importants pour la recherche de solutions sûres, réalisables, d'un bon rapport coût/efficacité et sans danger pour l'environnement pour l'évacuation des déchets de très faible activité, dont les seuils de libération et d'exemption sont au centre du débat. Améliorer l'image de l'énergie nucléaire et gagner la confiance du public sont deux objectifs sur lesquels doit se concentrer la communauté nucléaire. Enfin, des directives et des accords internationaux concernant la radioprotection appliquée à la gestion des déchets, de nouvelles analyses systémiques et les échanges d'informations sur les progrès technologiques au sein de la communauté, sont des activités d'importance pour la mise en œuvre de politiques appropriées de gestion des déchets [38].

Tableau 2.8. Projets et sites de dépôts pour déchets de faible et de moyenne activité dans les pays Membres de l'OCDE [32]

Pays	Site (date d'ouverture – date de fermeture si applicable)	Situation	Type de dépôt
Australie	Mt. Walton East (1992)	En service	ENSF
		Sélection du site	ENSF
Belgique		Sélection du site	ENSF
Canada	Chalk river	Autorisation en cours	ENSF
République tchèque	Richard II (1964)	En service	MC
	Bratrstvi (1974)	En service	MC
	Dukovany (1994)	En service	ENSF
	Hostim (1953-1965)	Fermé	MC
Finlande	Loviisa	Autorisation en cours	MC
	Olkiluoto (1992)	En service	MC
France	Centre de l'Aube (1992)	En service	ENSF
	Centre de la Manche (1969-1994)	En cours de fermeture	ENSF
Allemagne	Konrad	Autorisation en cours	GR
	Morsleben (1981)	En service	GR
	Asse (1967-1978)	En cours de fermeture	GR
		Site en sélection	
Hongrie	RHFT Puspokszilagy (1976)	En service	ENSF
	Solymer (1960-1976)*	Fermé	ENSF
Japon	Rokkasho (1992)	En service	ENSF
	JAERI, Tokai (1995-1996)	Fermé	SNSF
République de Corée		Sélection du site	
Mexique	Laguna Verde	Site sélectionné	ENSF
	Maquixco (1972)	En service	SNSF
	La Piedrera (1983-1984)	Fermé	ENSF
Norvège	Himdalen	Autorisation en cours	MC
	Kjeller (1970-1970)**	Fermé	ENSF
Espagne	El Cabril (1992)	En service	ENSF
Suède	SFR (1988)	En service	MC
	Centrale d'Oskarshamn (1986)	En service	SNSF
	Studsvik (1988)	En service	SNSF
	Centrale de Forsmark (1988)	En service	SNSF
	Centrale de Ringhals (1993)	En service	SNSF
Suisse	Wellenberg	Site sélectionné	MC
Turquie		Sélection du site	ENSF
Royaume-Uni		Sélection du site	GR
	Dounreay (1957)	En service	SNSF
	Drigg (1959)	En service	E/SNSF
États-Unis	Autres États	Sélection du site	
	Illinois, Ohio, Michigan, État de New York, Pennsylvanie	Sélection du site	ENSF
	Ward Valley, Californie	Autorisation en cours	ENSF
	Boyd County, Nebraska	Autorisation en cours	ENSF
	Wake County, Caroline du Nord	Autorisation en cours	ENSF
	Fackin Ranch, Texas	Autorisation en cours	ENSF
	RWMC, INEEL (1952)	En service	S/ENSF
	SWSA 6, ORNL (1973)	En service	S/ENSF
	Disposal Area G, LANL (1957)	En service	SNSF
	Barnwell, Caroline du Sud (1971)	En service	SNSF
	200 East Area Burial Ground, Hanford (1940s)	En service	SNSF
	200 West Area Burial Ground, Hanford (1996)	En service	SNSF
	Richland, Washington (1965) Site de la centrale de Savannah River (1953)	En service	SNSF
	Environcare		
	Beatty, Nevada (1962-1992)	Fermé	ENSF
	Maxey Flats, Kentucky (1963-1978)	Fermé	SNSF
	ORNL SWSA 1 (1944-1944)*	Fermé	SNSF
	ORNL SWSA 2 (1944-1946)	Fermé	SNSF
	Sheffield, Illinois (1967-1978)	Fermé	SNSF
	West Valley, New York (1963-1975)	Fermé	SNSF

* Déchets transférés dans un autre dépôt (respectivement de Solymer à RHFT Puspokszilagy et de ORNL SWSA-1 à ORNL SWSA-2).

** Déchets devant être transférés dans un nouveau dépôt (Himdalen) à construire

Abréviations : SNSF = Dépôt de surface simple ; MC = Cavité creusée ; ENSF = Dépôt de surface équipé de barrières ouvragées ; GR = Formation géologique ; S/ENSF = SNSF et ENSF

Tableau 2.9. Sites de dépôts de déchets de haute activité et de laboratoires

Pays	Milieu géologique	Site/Situation
Belgique	Argile (Argile de Boom, plastique)	Mol/Dessel. Recherches spécifiques au site depuis 1984.
Finlande	Granite	Olkiluoto. Recherches spécifiques au site depuis 1992.
France	Granite	Fanay-Augères. R&D génériques. En service de 1980 à 1990.
	Argile	Tunnel de Tournemire. R&D génériques. En service depuis 1992.
	Argile	Bure. R&D génériques. Début de construction en 2000.
Allemagne	Sel	Asse. R&D génériques. Fermé en 1995.
	Sel	Gorleben. Recherches spécifiques au site depuis 1985. Début de construction du dépôt en 1997.
Japon	Granite	Mizunami. R&D génériques. Recherches spécifiques au site depuis 1996.
	Roche sédimentaire, du Tertiaire (argilite)	Horonobe. R&D génériques. Recherches spécifiques au site depuis 2001.
Suède	Granite	Stripa. R&D génériques. En service de 1976 à 1992.
	Granite	Äspö. R&D génériques. Début de construction en 1990.
Suisse	Granite	Grimsel. R&D génériques. En service depuis 1983.
	Argile (Argile à Opalinus)	Mont Terri. R&D génériques. Lancement en 1995.
États-Unis	Sel (couches)	Carlsbad, New Mexico. WIPP. Recherches spécifiques au site. En service depuis 1982 (650 m de prof.). En exploitation depuis mars 1999 (déchets α militaires, non calogènes).
	Tuf soudé	Yucca Mountain. Exploratory Studies Facility. Recherches spécifiques au site (300 m de prof.). Début des expériences <i>in situ</i> en 1996. Construction du tunnel pour des expériences <i>in situ</i> terminée en 1998.

En conclusion, les déchets du cycle du combustible nucléaire sont gérés efficacement, et les solutions techniques sont soit déjà en place soit en passe d'être réalisées. Alors que la gestion des déchets de faible et moyenne activité ne pose aucun problème spécifique, les inquiétudes du public à propos de l'évacuation des déchets de haute activité ont retardé la mise en œuvre des projets de dépôts.

2.3 Transport

Le transport de matières nucléaires, qu'il s'agisse de l'uranium provenant des mines ou des déchets de haute activité, constitue une branche d'activité très importante du cycle du combustible nucléaire, qui est soumise à des réglementations nationales et internationales très strictes (AIEA). Ce transport est devenu un problème socio-politique, bien que contrairement à l'idée que s'en fait le public, le transport de matières nucléaires soit une activité très sûre et parvenue à maturité, comme le prouve l'expérience de nombreux pays. Le transport de matières radioactives obéit à deux principes fondamentaux :

- les niveaux de sûreté exigés sont obtenus par l'utilisation de types de conteneurs adaptés, quelle que soit la sûreté offerte par le moyen de transport lui-même ;
- le risque potentiel définit le niveau de sûreté exigé du conteneur.

Pour évaluer la sûreté du transport, les risques suivants sont pris en considération : les impacts, qu'ils soient dus au véhicule de transport ou à la chute d'autres objets sur le conteneur, le risque d'incendie, d'explosion et l'action combinée de l'incendie et d'un autre mode de défaillance, le risque

d'immersion dans l'eau et divers autres risques. Les résultats obtenus servent à concevoir des types spécifiques de conteneurs pour le transport de matières radioactives, qui appartiennent, en principe, à deux catégories : le type A et le type B. Les colis de type A sont destinés aux déchets radioactifs de faible activité alors que les colis de type B sont autorisés à recevoir les matières de plus haute activité. Ces deux catégories mises à part, certaines matières très peu radioactives peuvent être transportées dans des conteneurs industriels ordinaires adaptés aux conditions de transport. Entrent dans cette dernière catégorie, les déchets de faible activité solides ou liquides, les minerais d'uranium, les poudres concentrées d'uranium naturel non retraité et l'uranium appauvri.

En France, par exemple, près de 15 millions de colis de produits dangereux, dont 300 000 contenant des matières radioactives³³, sont transportés chaque année. Sur ces 300 000 emballages de matières radioactives, 15 000 ont un rapport avec le cycle du combustible (les autres sont des sources radioactives à usage médical, industriel ou autre) et seulement 750 contiennent du combustible neuf ou irradié ou des déchets de haute activité. Les statistiques relatives au transport de matières radioactives en France dans la période allant de 1975 à 1997 donnent une moyenne d'un incident par an ayant un impact localisé, à savoir la contamination du conteneur de transport. Aucun incident ayant eu des conséquences radiologiques ne s'est produit dans les pays Membres de l'OCDE au cours du transport de combustible neuf ou irradié ou des déchets de haute activité. L'étude ExternE de la Communauté européenne (voir section 3.5.3.1) donne un total de seulement 0,0003 morts et 0,0015 accidentés par TWh pour l'ensemble des transports de matières radioactives entre les différents sites, y compris les transports des matériaux de construction et des matériaux résultant du démantèlement des réacteurs, les accidents mortels ou ayant entraîné des lésions corporelles étant tous des accidents de la route normaux (c'est-à-dire non liés à la nature nucléaire des matières transportées).

2.4 Les aspects économiques

En ce qui concerne le coût de cycle du combustible, l'étude de l'AEN/OCDE de 1994 sur *Les aspects économiques du cycle du combustible nucléaire* [14] a mis en évidence une légère différence de coût favorable à la solution de l'évacuation directe des déchets par rapport à l'évacuation après retraitement. Toutefois, cette différence a été considérée comme insignifiante compte tenu des incertitudes relatives aux coûts et des conditions et contraintes financières, techniques, politiques et environnementales propres à chaque pays. Les conclusions d'une analyse de sensibilité réalisée sur des cas de référence donnent des valeurs qui coïncident pour les coûts du cycle du combustible avec retraitement et de l'option avec évacuation directe des déchets. L'étude conclut par conséquent qu'il n'y avait pas de différence significative entre le cycle ouvert et le cycle avec retraitement/recyclage en ce qui concerne les coûts actualisés. Plusieurs études nationales entreprises depuis remettent en cause les coûts et bénéfices perçus des deux options. Il n'y a pas de réponse universelle à cette question, car les données économiques des deux options du cycle du combustible dépendent fortement des circonstances, des politiques et des conditions nationales (et internationales). Toute comparaison des coûts du cycle du combustible devrait prendre en compte les aspects financiers, c'est-à-dire la constitution et la gestion des provisions, les différences de taux d'actualisation et les contraintes et problèmes locaux. Par conséquent, comme les comparaisons internationales des coûts actualisés du combustible doivent par définition se fonder sur des hypothèses générales et des simplifications, les conclusions de ces comparaisons doivent être considérées comme une simple indication générale de l'évolution des coûts du cycle du combustible.

33. Aux États-Unis, un total de 100 000 transports de matières ayant un rapport avec le cycle du combustible sont effectués chaque année. En Allemagne, 800 000 colis contenant des matières radioactives dont une très forte proportion est destinée à des applications médicales, sont transportés chaque année.

La situation du marché a changé depuis la publication de l'étude de l'AEN/OCDE en 1994 car la combinaison d'une concurrence plus forte dans les activités à l'amont du cycle et d'une pression plus forte pour réduire les coûts dans la partie aval du cycle a contribué à réduire les coûts du cycle du combustible. En outre, la restructuration du marché a donné naissance à de nouvelles entreprises à la suite de fusions et d'acquisitions.

Les paragraphes suivants donneront un aperçu des coûts des différentes étapes du cycle du combustible, présentés dans la littérature spécialisée ou par les membres du groupe d'experts, ainsi que leurs évolutions possibles.

Les prix très bas de l'uranium naturel à la fin de l'année 2000, soit environ 20 USD /kgU₃O₈, ont mis en difficulté les mines même les plus rentables. Si l'offre d'uranium issu des stocks « démilitarisés » se poursuit, les prix se maintiendront à ce niveau à court terme. En revanche, une reprise de la demande d'uranium naturel extrait (due à une baisse des stocks et à d'autres facteurs du marché) pourrait provoquer des hausses de prix. Un prix minimum compris dans une fourchette de 40 à 50 USD /kgU₃O₈ serait sans doute nécessaire pour que l'industrie minière augmente sa production pour faire face à une remontée rapide de la puissance nucléaire installée.

Le marché de la conversion, par essence fondé sur des procédés chimiques, a connu une période de baisse des prix ces dernières années. Le prix actuel des contrats à long terme de conversion d'oxyde d'uranium naturel en hexafluorure d'uranium destiné à l'enrichissement se situe dans une fourchette nominale de 4 à 6 USD /kgU, alors que les prix spot en 2000 (donnés par NUKEM) varient de 2,45 à 3,85 USD /kgU. Pour le plus long terme, on estime la limite supérieure du coût à 8 USD /kgU.

Le marché de l'enrichissement a connu des changements significatifs et est caractérisé actuellement par une surcapacité persistante. Cette situation a été à l'origine de l'éventail actuel des prix qui se situent entre 80 et 100 USD/UTS environ. Dans les années à venir, la situation du marché continuera à être influencée par l'arrivée d'uranium hautement enrichi rendu disponible par les programmes de désarmement, qui exercera une pression à la baisse continue sur les prix de l'enrichissement.

Les surcapacités existantes dans un marché très concurrentiel ont provoqué une chute spectaculaire du prix de fabrication de l'UOX, actuellement de 200 à 300 USD/kgU. Les facteurs les plus susceptibles d'influer sur l'évolution future du prix de fabrication de l'UOX sont les progrès techniques affectant la demande d'assemblages combustibles (par exemple l'augmentation du taux de combustion), les efforts continus pour augmenter encore plus l'efficacité des procédés de fabrication, ainsi que les effets des fusions des producteurs (par exemple sur la réduction des surcapacités). Contrairement à toutes les autres étapes du cycle du combustible, la conception et la fabrication des assemblages combustibles influent aussi sur les coûts spécifiques des autres étapes, et comme elles sont les maillons qui relient le cycle combustible et la centrale nucléaire, peuvent aussi déterminer les autres composantes des coûts de production d'électricité.

En ce qui concerne le retraitement, la situation est différente, car deux entreprises principales opèrent sur le marché qui repose sur des contrats à long terme avec quelques compagnies d'électricité. De nouveaux contrats, intéressant des usines existantes, font apparaître des réductions de prix significatives. Ils bénéficient de l'expérience accumulée et répercutent l'avantage dû au fait qu'une bonne partie des investissements sont déjà amortis. À l'avenir, les nouvelles usines devraient largement profiter de la grande expérience acquise ces dernières décennies, qui permettra de simplifier les installations, d'en réduire la taille et de limiter les opérations de maintenance nécessaires etc. Cependant, si la séparation de nucléides sélectionnés (par exemple, les actinides mineurs) devait avoir lieu, les coûts pourraient augmenter par rapport à ceux de la séparation classique d'U/Pu.

Le conditionnement et l'évacuation en formations géologiques des déchets de haute activité (déchets vitrifiés ou combustible irradié) ne bénéficie pas encore de l'expérience industrielle, et la plupart des coûts indiqués se fondent sur des estimations et des études de conception détaillées réalisées dans les différents pays Membres. Les pays dotés de programmes nucléaires affirment souvent que l'évacuation des déchets de haute activité est une affaire trop importante pour être laissée aux seuls producteurs de déchets et le considèrent comme une responsabilité nationale, tout en faisant payer aux producteurs de déchets l'évacuation de leurs déchets. La gestion et l'évacuation de ces déchets sont financées par des fonds constitués par les compagnies d'électricité, tandis que les opérations d'évacuation sont confiées aux agences nationales de gestion des déchets. Comme les conditions géologiques et les quantités de déchets varient avec les différents programmes nucléaires nationaux, l'éventail des coûts est plutôt large. Les facteurs techniques importants qui influent sur les coûts sont la taille du système, le calendrier du projet de dépôt, le milieu géologique et le type de barrières choisi. Outre ces facteurs techniques, des questions sociales et politiques ont aussi une incidence sur les coûts. Celles-ci vont influencer aussi bien sur le processus de choix du site et d'autorisation que sur la politique globale de gestion des déchets [40]. Des études font apparaître la variabilité des coûts normalisés en fonction de la taille du système et de la politique de gestion des déchets. Des études récentes menées en Belgique ont révélé une très importante baisse des coûts au cours des dernières années. Les coûts d'évacuation sont estimés à quelque 0,2 MUSD/m³ ou moins pour le combustible UOX irradié et à environ 0,5-0,7 MUSD/m³ pour les déchets de haute activité [9,41]. Il importe aussi de rappeler que le volume des déchets de haute activité conditionnés dans du verre est environ dix fois moindre que la quantité équivalente de combustible irradié conditionnée dans un conteneur métallique. Ainsi, exprimée en coût par kWh produit, l'évacuation sous forme de déchets de haute activité vitrifiés revient moins cher que celui du combustible irradié. En ce qui concerne le combustible MOX irradié, le coût dépend essentiellement de la chaleur de décroissance. Si l'évacuation intervient après une courte durée de décroissance radioactive, la quantité de chaleur peut être trois fois plus élevée que si ce combustible est évacué après une longue période d'entreposage et de décroissance radioactive, ce qui entraîne une augmentation du coût dans les mêmes proportions.

Afin de donner au lecteur une idée générale des coûts des différents aspects du cycle du combustible nucléaire, le tableau 2.10 indique les valeurs minimales et maximales des coûts unitaires en vigueur à court et à moyen terme. À long terme, c'est-à-dire au-delà de 20 ans, l'évolution des coûts des étapes industrielles devrait suivre les tendances historiques, à savoir baisser en termes constants. L'importance de cette baisse dépendra cependant de la vitalité de l'industrie nucléaire. En outre, les comparaisons des coûts du cycle du combustible nécessitent une prise en compte des aspects financiers, comme les niveaux de financement, la gestion des provisions et les différences de taux d'actualisation. Étant donné qu'ils dépendent des conditions nationales spécifiques, les coûts du cycle peuvent s'écarter beaucoup des valeurs génériques, dans certains pays, voire, dans un même pays, pour certaines entreprises.

En conclusion, ce chapitre résume l'état présent et les tendances à court terme du cycle du combustible nucléaire. Comme mentionné dans l'introduction, les réacteurs et les cycles de combustible actuels ont été mis au point pour répondre à des besoins spécifiques, et à des critères en vigueur à l'époque de leur réalisation. Le temps est venu d'appliquer d'autres critères, qui tiennent compte notamment de l'importance donnée actuellement au développement durable, à la préservation des ressources, à la protection de l'environnement humain et naturel, etc. C'est pourquoi le chapitre 3 de ce rapport sera consacré à l'analyse de critères et méthodes d'analyse pouvant être utilisés pour déterminer si l'énergie nucléaire peut être une source d'énergie durable. L'application de ces critères et de ces méthodes peut susciter un très grand intérêt pour les réacteurs avancés et les options du cycle du combustible qui seront présentés au chapitre 4.

Tableau 2.10. Coûts unitaires minimum et maximum estimés du cycle du combustible*

Paramètre	Unité	Coût min.	Coût max.	Description
Coût _U	USD/kgU ₃ O ₈	20	80	Coût unitaire de l'uranium naturel
Coût _{Uconv}	USD/kgU	3	8	Coût unitaire de la conversion
Coût _{Uenr}	USD/UTS	80	120	Coût unitaire de l'enrichissement
Coût _{UOXfab}	USD/kgUOX	200	300	Coût unitaire de la fabrication de combustible UOX
Coût _{MOXfab}	USD/kgMOX	1 000	1 500	Coût unitaire de la fabrication de combustible MOX
Coût _{UOXRetr}	USD/kgML	500	900	Coût unitaire du retraitement du combustible UOX (tant que le pourcentage de combustible MOX est inférieur à 20-30 %)
Coût _{MOXRetr}	USD/kgMOX	500	900	Coût unitaire du retraitement du combustible MOX
Coût _{UOXEntreposage}	USD/kgUOX	100	300	Coût unitaire de l'entreposage du combustible UOX (2 ans) ³⁴
Coût _{UOXstock}	USD/kgUOX	300	600	Coût unitaire de l'évacuation en formation géologique du combustible UOX
Coût _{DHAstock}	USD/kgUOX	80	200	Coût unitaire de l'évacuation en formation géologique des déchets de haute activité
Coût _{RNR/MOXfab}	USD/kgMOX	1 200	2 000	Coût unitaire de la fabrication de combustible MOX/RNR (y compris les couvertures fertiles)
Coût _{RNR/MOXretr}	USD/kgMOX	1 000	2 000	Coût unitaire du retraitement du MOX/RNR (+200 à 300 USD/kgMOX/RNR pour les couvertures)

* Certaines valeurs ont été converties de l'Euro en USD, en utilisant un facteur de conversion d'1 Euro = 1 USD.

34. Le coût de l'entreposage du combustible UOX utilisé donné [112-114] varie de 40 à 80 USD/kgU quand la durée d'entreposage est de 2 ans. La référence [113] donne également un coût d'entreposage humide hors du site du réacteur pour des assemblages de combustible REO s'élevant à 80 USD/kgML (en dollars de 1987) plus $5 \times T$ USD/kgML, plus ou moins 50 %, T étant la durée d'entreposage. Les coûts de transport du combustible irradié sont donnés dans de nombreuses publications et varient de 40 à 60 USD/kgML, avec une moyenne de 50 USD/kgML.

3. CRITÈRES D'ÉVALUATION DE L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE EN TANT QUE SOURCE D'ÉNERGIE DURABLE

3.1 Introduction

L'identification de critères et d'indicateurs adaptés à l'évaluation des systèmes et les sous-systèmes technologiques, et dans le cas présent du cycle du combustible nucléaire, du point de vue du développement durable, fait l'objet d'intenses débats théoriques. Il s'agit là d'un sujet de la plus haute importance dans la mesure où souvent ces critères sont mal choisis et utilisés pour tirer des conclusions vraisemblablement différentes de celles qui auraient été obtenues avec des critères et des indicateurs mieux adaptés.

Bien que le Groupe d'experts ne puisse prétendre représenter la totalité des parties intervenant dans les prises de décisions ou les évaluations des systèmes technologiques, il s'est efforcé, dans ce rapport consacré aux options électronucléaires et énergétiques, d'appliquer une démarche de concertation dépassant les seuls aspects économiques et techniques, en vue d'établir les bases d'une technique plus large d'aide à la décision, l'analyse multicritère (AMC), qui s'appliquerait dans ce contexte décisionnel. Les représentants des différentes couches de la société (parties prenantes) pourraient utiliser la technique AMC dans l'évaluation des caractéristiques de durabilité d'un projet ou d'un système particulier. La diversité des impacts économiques, sociaux et environnementaux à prendre en compte complique la recherche d'indicateurs communs permettant de comparer les incidences des activités humaines (exploitation de l'énergie nucléaire et du charbon, par exemple). Ces impacts peuvent différer par leur étendue géographique, leur durée et leur phénoménologie, d'où éventuellement des difficultés considérables dans leur mesure et leur évaluation. Quoi qu'il en soit, des individus, des entreprises et des gouvernements prennent des décisions, ce qui signifie qu'ils en évaluent les impacts d'une manière ou d'une autre aussi implicite et intuitive puisse-t-elle être. L'évaluation explicite a pour objectif de rendre plus transparents et quantitatifs les facteurs intervenant dans la décision. Ce chapitre est consacré à la définition de critères et d'indicateurs que le Groupe d'experts considère comme les plus pertinents pour l'énergie nucléaire dans un contexte de développement durable. Dans les chapitres suivants, certains de ces indicateurs sont quantifiés.

3.2 Mise au point et utilisation de critères et d'indicateurs

Un ensemble satisfaisant de critères d'évaluation et d'indicateurs doit présenter certaines caractéristiques décrites ci-dessous :

- les indicateurs doivent être mesurables et quantifiables (c'est-à-dire permettre une interprétation) et logiquement indépendants (pour éviter une « double comptabilisation »). Cette exigence de mesurabilité implique une certaine hiérarchisation (« décomposition ») du critère pour pouvoir distinguer divers effets et les quantifier ;
- le nombre d'indicateurs doit être gérable. Il convient donc de fixer une limite à la décomposition des critères précédemment mentionnée, qui ne doit pas devenir trop détaillée.

Cette exigence se justifie principalement par la nécessité de simplifier les interactions avec les parties prenantes, même si, d'un point de vue analytique, il serait possible de traiter un niveau de complexité considérablement plus élevé ;

- en dépit des limitations précédemment formulées, la sélection des critères doit s'effectuer de façon très large, c'est-à-dire qu'il ne faut exclure a priori aucun critère au seul motif que certains évaluateurs le jugent peu pertinent. Les parties prenantes peuvent avoir une opinion toute autre et conserveront toujours la possibilité de supprimer de la liste certains critères ou de les négliger en leur affectant un poids nul ;
- pour que les critères soient applicables, il faut non seulement spécifier des indicateurs quantifiables, mais également des définitions pratiques. Des simplifications sont aussi nécessaires pour tenir compte de la disponibilité des données, de la transparence du processus et de la nature de l'application spécifique de la liste de critères. En cas de besoin, il est possible de passer à un niveau supérieur de complexité en élargissant l'ensemble de critères et/ou en définissant des indicateurs plus représentatifs ;
- définir un ensemble unique de critères valable pour toutes les applications est irréalisable³⁵. L'évaluation de différents modes de production d'énergie électrique à partir de divers combustibles n'a pas grand chose à voir avec la sélection de l'option la plus économique ou la plus durable en matière de cycle du combustible. Dans le deuxième cas, il devient nécessaire d'examiner plus en détail les différentes composantes proprement nucléaires. L'horizon choisi pour l'évaluation influe de manière similaire sur l'ensemble de critères : il détermine si la comparaison porte uniquement sur une certaine génération de systèmes ou également sur des systèmes appartenant à d'autres générations ;
- la structure de la liste de critères peut dépendre des objectifs de l'évaluation, des aspects à privilégier, des outils utilisés et des modalités d'interaction prévues avec les parties prenantes (y compris la détermination des préférences). Il convient de noter que les réponses relatives aux préférences ne sont pas dépendantes des critères ni de la hiérarchie appliquée pour la définition des options. Ainsi, la structure utilisée à des fins de communication peut être différente de celle employée dans le processus d'évaluation ;
- les difficultés particulières que posent les critères non quantifiables (par exemple, les critères d'évaluation de l'impact social) doivent être identifiées et explicitées. Dans certains cas, la valeur attribuée à ces critères peut être subjective et ne pas relever de la compétence des analystes effectuant l'évaluation. La prise en compte de tel critère ou sous-critère dépend aussi fortement des objectifs et des résultats attendus de l'évaluation. On peut prétendre que, à titre individuel, ces critères sont de type binaire (blanc/noir ; oui/non) et qu'ils sont pleinement pris en considération dans les processus de décision politiques. Une solution consiste à les introduire seulement dans une phase ultérieure de l'évaluation, par exemple dans une étude de sensibilité.

35. L'OCDE a mis au point un ensemble d'indicateurs du développement durable, répartis en cinq catégories (voir <http://www.oecd.org/env/>) : indicateurs synthétiques, indicateurs de résultats, indicateurs de ressources, indicateurs sectoriels et indicateurs infranationaux (communauté).

3.2.1 Critères de développement durable

À partir de la définition générale du développement durable – qui intègre les aspects économiques, environnementaux et sociaux – les critères de durabilité ont été groupés en trois catégories ou principes :

- « absence » de dégradation des ressources au sens le plus large ;
- « absence » de production de déchets non dégradables ;
- fort potentiel de robustesse/stabilité à long terme.

Dans la liste ci-dessus, le terme « absence » indique que la caractéristique considérée doit être aussi faible ou aussi proche de zéro que possible. Chaque principe est associé à un ensemble de critères et d'indicateurs spécifiques visant la représentativité plutôt que l'exhaustivité. Le tableau 3.1 rassemble une série de critères représentatifs sélectionnés pour évaluer, sous l'angle de la durabilité, les technologies liées à l'énergie. Le contexte choisi est un environnement régional vaste ou l'échelle mondiale et le cadre temporel supposé est le moyen terme, à savoir les années 2020-2030 et au-delà.

Toute évaluation réalisée sur la base de ces critères doit être normalisée, c'est-à-dire mesurée, par exemple, en quantité par TWh d'énergie électrique produite, et prendre en compte la totalité de la chaîne énergétique, y compris les parties initiale et terminale et d'autres composantes du cycle de vie (démarche calquée sur l'analyse du cycle de vie).

Tableau 3.1. Ensemble de critères pour l'évaluation sous l'angle de la durabilité des technologies liées à l'énergie

<p><i>Absence de dégradation des ressources</i></p> <ul style="list-style-type: none">• Combustible : délai d'épuisement des ressources.• Sols : utilisés pour assurer une exploitation normale, zones contaminées à la suite d'accidents graves.• Environnement : émissions (potentiel de réchauffement de la planète – équivalent CO₂, pluies acides – SO_x).• Santé humaine : lésions irréversibles à la suite d'accidents graves ; évaluations des risques (exploitation normale et accidents).• Aspects sociaux : acceptation par le public, prolifération, aspects économiques (compétitivité, besoins en investissements)³⁶.• Effets sur l'emploi.
<p><i>Absence de production de déchets non dégradables</i></p> <ul style="list-style-type: none">• Quantité et caractéristiques des déchets radioactifs produits.• Temps de confinement sûr nécessaires.
<p><i>Fort potentiel de robustesse/stabilité à long terme</i></p> <ul style="list-style-type: none">• Sécurité d'approvisionnement : influence des zones géopolitiques, assurance de la disponibilité des technologies.• Tolérance aux défaillances : « périodes de grâce », nécessité d'une culture de sûreté, sensibilité aux changements socio-politiques.

36. Certains experts, par exemple, considèrent également l'acceptation par le public comme une ressource[40].

Une matrice de critères convenablement constituée, acceptée par l'ensemble des parties prenantes, pourrait fournir un outil d'évaluation et de comparaison des technologies actuelles, comme des options plus avancées ou même de nouvelles pistes technologiques. La façon dont les indicateurs proposés seront pondérés et agrégés, puis utilisés ultérieurement dans les processus de prise de décision doit être définie au cas par cas, en fonction de l'application prévue.

3.2.2 Liste de critères proposée

À partir de l'ensemble général de critères présenté plus haut, s'appliquant aux technologies compatibles avec le développement durable, et en respectant les principes de base régissant la spécification d'un jeu pertinent de critères et d'indicateurs, une liste de critères a été établie pour évaluer les cycles du combustible nucléaire dans le cadre de la présente étude. D'autres critères (tels que le principe de précaution, la réversibilité, la soumission des installations à des autorisations et des procédures réglementaires, par exemple) ont été envisagés, mais ils ont finalement été considérés comme des évolutions ou des changements du cadre politique, plutôt que comme des critères supplémentaires. Les changements des exigences imposées aux conditions d'enfouissement en formation géologique (réversibilité) ainsi que de la réglementation et le système d'autorisation des dépôts, ne représentent que des tendances dans l'évolution des politiques et des pratiques, et ne constituent donc pas des critères distinctifs. On pourrait traiter de la même manière la « sûreté », sachant que l'électronucléaire a l'obligation d'être sûr et que la garantie de cette sûreté impose des coûts et se traduit par des besoins en temps pour la R & D, l'obtention d'autorisations, etc.

L'analyse des critères, des indicateurs associés et des méthodes d'agrégation et d'évaluation correspondantes réalisée pour cette étude vise à :

- démontrer qu'il est possible de fonder les décisions futures sur un ensemble relativement restreint de critères cohérents, à la fois quantifiables et gérables, et présenter ainsi une démarche pratique et utilisable par les décideurs ;
- mettre en évidence que la quantification des indicateurs proposés pour les systèmes actuels et futurs, assure une « validation » transparente des conclusions présentées au chapitre 6, en particulier sur les progrès potentiels dont l'exploitation améliorerait dans une large mesure le degré de compatibilité des cycles du combustible nucléaire avec les exigences du développement durable.

Par contre, l'utilisation d'indicateurs quantifiés n'a pas pour but de suggérer la supériorité ou l'infériorité d'un concept ou d'une technologie par rapport aux autres ni de recommander des politiques technologiques particulières. La portée de cette étude, comme les ressources disponibles, étaient trop restreintes pour permettre une analyse approfondie et exhaustive du cycle de vie ou l'agrégation des différents indicateurs pour l'ensemble des concepts futurs discutés dans ce cadre. L'étude vise plutôt à démontrer qu'une telle démarche est applicable – si on le souhaite – avec les outils d'évaluation et d'aide à la décision actuellement disponibles.

Les indicateurs applicables à cette étude ont été répartis en quatre types :

- type A : indicateurs clés, faisant généralement l'objet d'une agrégation. C'est donc tout particulièrement sous l'angle de ces indicateurs que le descriptif et l'évaluation des progrès et des tendances technologiques dans le domaine du cycle du combustible ont été examinés ;

- type B : indicateurs quantifiables, correspondant aux principales caractéristiques technologiques du cycle du combustible. Ces indicateurs sont des composants partiels d'indicateurs de type A dont ils facilitent la compréhension ;
- type C : indicateurs qualitatifs reposant sur des données quantitatives, mais également sur des jugements essentiellement empiriques. Leur interprétation, en particulier, se fonde non seulement sur des éléments quantitatifs, mais aussi sur des préférences personnelles ;
- type D : indicateurs en principe quantifiables, mais qui ne varient pas de façon significative suivant les options de cycle du combustible examinées dans cette étude. Ils n'ont donc pas été pris en compte dans l'analyse détaillée effectuée.

Les critères finalement retenus dans cette étude sont regroupés dans le tableau 3.2.

3.2.3 Description des critères retenus

On trouvera ci-après une brève description de certains des critères figurant dans le tableau 3.2, accompagnée de quelques remarques.

- **La compétitivité économique** est exprimée, dans la mesure du possible, en termes de coûts totaux actualisés du cycle du combustible. Ce critère doit être évalué sur la base des données de coûts génériques, dont les données de l'OCDE/AEN figurant à la référence [14]. Au lieu d'indiquer les coûts sous forme de valeurs absolues, qui peuvent être difficiles à obtenir et soumises à des restrictions d'accès pour cause de confidentialité industrielle, on s'efforcera de les exprimer en termes relatifs, c'est-à-dire sous forme de sensibilité à différents paramètres. Le coût de chaque cycle du combustible se divise en composantes correspondant aux différentes étapes de ce cycle. Ces composantes sont indiqués explicitement et mesurées dans les unités commerciales reconnues.
- **Le critère dépenses financières** décrit les investissements requis (à l'exclusion des dépenses de R&D) pour mettre en place les infrastructures nécessaires à un cycle du combustible particulier, qui sont fonction de l'intensité capitalistique du développement de ce cycle. Cette valeur est intéressante dans le cas où il serait impossible de collecter des données spécifiques pour chaque étape d'un cycle donné. Cependant, ce critère reste flou tant que les conditions marginales ne sont pas définies avec précision. La plupart des autres critères examinés dans ce cadre peuvent finalement s'exprimer en unités d'énergie produite. En revanche, la fonction du critère Dépenses financières est d'indiquer si les besoins en capitaux deviennent suffisamment élevés pour empêcher l'introduction d'une nouvelle technologie à l'échelle industrielle. Ce critère est indépendant de la quantité de matériau fissile traité dans les installations correspondantes et de la quantité d'énergie produite à l'issue de ce traitement. Une solution potentielle à cette contradiction consisterait à calculer les investissements nécessaires pour une tête de série d'une capacité minimale qui reste à définir.
- **La disponibilité de la technologie** peut s'exprimer (a) en termes d'investissements en R&D à consentir avant qu'une technologie spécifique soit pleinement exploitable à l'échelle industrielle. Une distinction plus fine peut être opérée entre les investissements consacrés à la recherche (financements publics) et au développement (habituellement réalisé par le secteur privé une fois la technologie parvenue au stade industriel). Elle peut se traduire également (b) en termes de temps écoulé avant la mise en œuvre industrielle.

Tableau 3.2. Liste des critères retenus

	Critère	Type	Indicateur	Unité de mesure
<i>Économie</i>	Compétitivité économique	A	Coût actualisé du cycle du combustible	USD/kWh (100%)
		B	Matières premières (U ₃ O ₈ ou Th) Travail de séparation Conversion Fabrication Entreposage Retraitement Transports Enrobage et conditionnement Évacuation	USD/t (%) USD/SWU (%) USD/kgHM (%) USD/kgHM (%) USD/kgHM (%) USD/kgHM (%) USD/kgHM (%) USD/kgHM (%) USD/kgHM (%)
	Dépenses financières	A	Coût total	USD
	Disponibilité de la technologie	A	Rechercher (publique) Développement (privé) I : R&D de type fondamental II : Études en laboratoire/études de procédés III : Stade pré-industriel IV : Stade industriel	USD USD ans
<i>Environnement et santé publique</i>	Utilisation de ressources non renouvelables	A	Énergie récupérée par kg U	TWh/kg U
	Intensité énergétique		Rapport de l'énergie consommée à l'énergie produite	%
	Transports	D	Tonnes-kilomètres (fourchette) Intensité énergétique	t × km/kWh %
	Occupation des sols	D	Surface utilisée	km ² /kWh
	Émissions de gaz à effet de serre	D	Quantité de gaz à effet de serre émise	t CO ₂ eq./kWh
	Quantité des déchets	A	Volume total Volume produit à chaque étape du cycle du combustible	m ³ /kWh m ³ /kWh
			émetteurs α émetteurs γ	kg/kWh ; Bq/kWh kg/kWh ; Bq/kWh
	Durée de confinement des déchets	A	émetteurs α émetteurs γ	ans ans
	Incidences radiologiques	C	Dose opérationnelle collective	hommeSv/kWh
	Effets sur la santé humaine : accidents mortels	D	Accidents d'exploitation	Nombre de décès immédiats par accidents
<i>Société</i>	Ressources humaines, emplois	A	Évolution du nombre d'emplois Emplois	personne × an/kWh personne × an/kWh
	Incidences économiques générales	D	Autonomie garantie par les ressources Production industrielle induite	
	Aspects sociaux	A ou C	Acceptation du risque ou aversion pour le risque	
	Résistance à la prolifération	A		

On peut évaluer ce critère par une combinaison des deux approches en classant le cycle du combustible considéré dans l'un des groupes I à IV indiqués, I correspondant à la R&D au niveau fondamental, II, aux études en laboratoire ou aux études des procédés, III, au stade préindustriel et IV, à la disponibilité de la technologie parvenue au stade industriel. Dans le secteur nucléaire, il est courant que la mise en œuvre industrielle d'une application déjà disponible technologiquement nécessite cinq à dix ans supplémentaires, car la sûreté de toute modification d'une application nucléaire doit être démontrée aux autorités de sûreté et l'octroi par ces autorités des autorisations nécessaires peut requérir un délai de cet ordre de grandeur. Pour les applications dont la mise au point vient de commencer, chaque étape de développement peut durer de dix à vingt ans.

- ***L'utilisation de ressources non renouvelables*** se mesure souvent par le délai d'épuisement de chacune des matières premières intervenant dans le cycle du combustible considéré. Cependant une telle définition suppose des hypothèses sur les niveaux de ressources existants. Cette étude ne portant que sur un matériau de base, l'uranium, il est préférable d'exprimer l'utilisation économique de cette ressource en unités d'énergie récupérée par kilogramme d'uranium naturel.
- ***L'intensité énergétique*** désigne la quantité d'énergie consommée sur l'ensemble du cycle du combustible par unité d'énergie produite et s'exprime sous forme du rapport, en pourcentage, de ces deux grandeurs. L'énergie consommée pour les transports effectués sur l'ensemble du cycle de vie d'une chaîne particulière du cycle du combustible peut être utilisée ici comme un exemple représentatif d'intensité énergétique associée.
- ***L'occupation des sols*** correspond à la surface au sol indisponible pour d'autres usages pendant la durée de vie d'une installation particulière. La surface occupée ne variant pas de façon significative lorsqu'on compare les différents cycles du combustible nucléaire, ce critère n'a pas été utilisé dans cette étude. Cependant, la surface de terrain occupée constitue un exemple typique d'indicateur controversé. Dans les modèles destinés à des études écologiques, on définit l'occupation des sols comme le produit de la surface occupée par le temps pendant lequel cette surface est soustraite à d'autres usages. Dans ce contexte, on distingue divers états du terrain (naturel, modifié ou industrialisé, par exemple), selon le niveau d'intervention humaine. Les transitions entre ces états sont représentées par des durées spécifiques, qui dépendent, à leur tour, de la nature de l'intervention humaine. L'industrie nucléaire utilise des superficies de terrain très réduites dont le sort, si ces surfaces ne sont pas restaurées dans leur état naturel d'origine, est déterminé, sur des durées extrêmement longues (comme pour la production de nombreux autres éléments toxiques) par les temps de décroissance prolongés des déchets présentant un faible niveau de radioactivité. Cependant, ces terrains se situent habituellement dans des zones relativement isolées, de sorte que leur impact sur l'homme est faible.
- ***La durée du confinement des déchets*** est déterminée par le temps de décroissance des différents radionucléides contenus dans les déchets et représente le temps nécessaire pour que ces déchets atteignent un état tel que leurs effets sur la biosphère ne se distinguent pas de ceux de la radioactivité naturelle. Pour une meilleure caractérisation des différents cycles du combustible, la durée du confinement doit être indiquée séparément pour les émetteurs α et les émetteurs γ et pour chaque étape du cycle du cycle. La radioactivité maximale dans la biosphère est déterminée par les objectifs de radioprotection fixés au niveau national ou international (par exemple par la CIPR).

- **Les incidences radiologiques** sont envisagées ici seulement sous l'angle de l'exposition opérationnelle, exprimée en termes de dose collective³⁷. Certains cycles du combustible étant associés à une technologie de réacteur particulière (par exemple, réacteurs surgénérateurs rapides à métal liquide, réacteurs refroidis par gaz, etc.), l'exposition opérationnelle résultant de l'utilisation d'un combustible spécifique dans le réacteur correspondant doit être prise en compte explicitement dans ce critère. Les doses opérationnelles (reçues par les travailleurs du nucléaire ou par la population en général) peuvent varier fortement en fonction des réglementations imposées au niveau national. En tant que tel, cet indicateur n'est pas véritablement représentatif d'un cycle du combustible par rapport à un autre, dans la mesure où, par des adaptations technologiques (qui se traduiront finalement dans les calculs économiques), ces cycles devront finalement pouvoir être comparés. L'exposition du public n'a pas retenue comme critère car, en fonctionnement normal, les rejets de radioactivité sont soumis aux réglementations nationales et internationales qui garantissent leur absence de nocivité pour la population. Le public ne peut être touché qu'en cas de rejets accidentels, lesquels ne varient pas suivant les cycles du combustible envisagés dans cette étude.
- **Les effets sur la santé humaine** sont exprimés par le nombre de décès résultant d'accidents d'exploitation. Là encore, comme certains cycles du combustible sont liés à des technologies de réacteur spécifiques, les accidents d'exploitation propres à un concept de réacteur particulier doivent être pris en compte de manière explicite dans ce critère.
- **Les ressources humaines et l'emploi** : l'incidence d'une technologie du cycle de combustible sur le marché de l'emploi s'exprime en nombre d'emplois, tant en valeur absolue qu'en variation (nombre d'emplois créés par an) en considérant l'ensemble du cycle de vie.
- **Les incidences économiques générales** peuvent être prises en compte en termes d'autonomie garantie par les ressources (par exemple, la durée de fourniture d'électricité garantie par une quantité donnée de ressources d'uranium) et de production industrielle induite (évolutions du PNB du secteur nucléaire pouvant être attribuées à un cycle du combustible particulier). Bien que cet indicateur varie peu avec les différents cycles, la population locale et le contexte socio-politique peuvent y être très sensibles. Les incidences économiques générales, qui n'ont pas été retenues comme indicateur dans cette étude, ont un impact très fort sur l'acceptabilité par le public.
- **Les aspects sociaux** sont représentés par l'acceptation du risque ou au contraire de l'aversion pour le risque chez le public. Ces deux indicateurs sont essentiels, en particulier dans le cas du cycle du combustible nucléaire, étant donné que les installations de retraitement, le transport du combustible usé ou des déchets de haute activité après retraitement et les sites d'évacuation définitive destinés à recevoir ces matières sont la cible privilégiée de l'opposition du public. Cependant, l'acceptation par la population varie fortement d'un pays à l'autre et ne va pas toujours dans le sens des priorités politiques nationales. Ces questions ne seront envisagées ici que sous l'angle qualitatif car leur prise en compte n'est guère

37. Le concept de « dose collective » a été récemment remis en question, et l'on a reconnu qu'il était nécessaire, pour appliquer correctement ce concept, de formuler des consignes pratiques et objectives [42]. Certains considèrent que, même pour des comparaisons, il faut effectuer une troncature de la dose collective à un niveau inférieur prédéterminé et/ou après un nombre d'années limité. De plus, une désagrégation doit être opérée, c'est-à-dire que la dose doit être présentée de façon à faire apparaître les doses individuelles (par exemple, dose moyenne délivrée au groupe critique, dose maximale délivrée au groupe critique, distribution de la dose individuelle au sein de la population exposée, etc.), le nombre de personnes exposées, la répartition temporelle et géographique de la population, etc.

compatible avec le contenu technique de cette étude. Toutefois les aspects précédemment mentionnés, susceptibles d'influer positivement ou négativement sur l'accueil réservé par le public, seront examinés de manière explicite pour chaque cycle du combustible.

On mesure habituellement l'aversion à l'égard des risques associés au nucléaire (et à d'autres technologies dangereuses) par l'ampleur des pertes de terrains et/ou de vies humaines (immédiates et différées) provoquées par un accident grave. Néanmoins, la probabilité d'un tel accident dans le cycle du combustible nucléaire, en dehors de l'étape de production d'énergie (c'est-à-dire de la centrale nucléaire), est très faible, sans être totalement nulle (voir l'exemple de Tokaimura), et relativement indépendante de la nature du cycle considéré.

En revanche, certains aspects, autres que le risque d'accident grave, diffèrent considérablement d'un cycle du combustible à l'autre et peuvent influencer sur l'attitude du public. Trois grands sujets répondent à cette description :

- la nécessité de construire de nouvelles installations nucléaires dans les parties amont et aval du cycle ;
- le nombre de transports de combustible usé et de déchets (par unité d'énergie produite) ;
- le volume des déchets finals et le temps nécessaire à leur confinement.

On peut évaluer qualitativement ces sous-critères en leur affectant les niveaux « très élevé », « élevé », « moyen », « faible » ou « aucun » (à savoir cinq niveaux d'évaluation), de sorte que chacun d'eux soit classé de +2 à -2. Un score total élevé indique une forte aversion du public et par conséquent, une faible acceptabilité.

- **La résistance à la prolifération** : les risques de prolifération sont évalués diversement par les experts, mais on constate aussi des différences entre la perception des experts, de la population et des médias. D'aucuns considèrent le risque de prolifération comme un problème majeur, tandis que d'autres (en particulier certains experts) invoquent l'absence de menace réelle au cours des dernières décennies pour dénoncer la hantise de la prolifération au motif qu'il s'agit d'un problème artificiel et mal compris. En fait, les résultats de l'étude INFCE [43] montrent qu'il est impossible, par des moyens techniques uniquement, de garantir une parfaite résistance à la prolifération du cycle combustible nucléaire, mais que l'intégration du retraitement dans le cycle du combustible présente un intérêt certain et que l'accumulation progressive d'isotopes plus lourds au cours de multiples recyclages rend le détournement du plutonium moins attrayant. Les indicateurs de résistance à la prolifération pourraient être fondés sur des grandeurs physiques (émission neutronique, chaleur de décroissance, ...), mais aucun jeu d'indicateurs internationalement accepté n'a été mis au point jusqu'à présent.

Certains des critères présentés plus haut peuvent être directement compris par le public. D'autres, en revanche, sont trop complexes pour que le grand public puisse parfaitement les comprendre, même s'ils font l'objet d'une médiatisation.

Il s'agit des critères suivants :

- Les critères directement perçus comme essentiels par le grand public sont la compétitivité économique, les émissions de gaz à effet de serre, la durée de confinement des déchets, les incidences radiologiques et la résistance à la prolifération.

- Les critères qui deviennent compréhensibles après une information suffisante, sont la disponibilité de la technologie, l'utilisation de ressources non renouvelables, l'occupation des sols, la quantité de déchets produite, les effets sur la santé humaine et les ressources humaines/l'emploi.
- Les critères que le grand public a du mal à comprendre englobent les incidences économiques générales, l'intensité énergétique et les dépenses financières.

Cette classification contient néanmoins certains éléments évidents susceptibles d'influer sur les poids respectifs que les différents intéressés attribueront à chaque critère dans un processus d'aide à la décision comme l'analyse multicritère. On a généralement tendance à considérer comme plus importants les sujets que l'on comprend le mieux. Cependant, d'autres facteurs peuvent avoir une influence sur le poids relatif accordé à un critère particulier. Parmi ces facteurs, on peut mentionner diverses « valeurs » qui sont fonction des priorités et du contexte nationaux et également de « l'air du temps ».

Les attitudes à l'égard de problèmes résultant de priorités économiques, politiques ou militaires (par exemple, la crainte d'une prolifération des armes nucléaires) varient suivant les pays et le public est influencé par la façon dont ces questions sont présentées par les médias. De plus, certaines attitudes sont le fruit de facteurs culturels (histoire, religion, traditions) qui se reflètent dans les choix d'une société donnée (le puritanisme, par exemple, conduit souvent à un très grand respect de la nature). Enfin, des conditions temporaires peuvent avoir une incidence sur la façon dont un groupe social définit ses priorités (le sentiment de « n'avoir rien à perdre » d'une société pauvre peut engendrer, par exemple, une attitude plus laxiste envers les risques technologiques). Alors que les deux premiers facteurs sont des paramètres vraiment durables, le troisième est susceptible d'évoluer assez rapidement.

On peut également caractériser et classer les critères en adoptant le point de vue d'un ingénieur ou d'un scientifique. On s'intéressera alors aux critères qui permettent de différencier un cycle d'un autre. Le classement de certains critères dans la catégorie D relève de cette démarche. Cependant, même dans la catégorie A, on trouve des critères qui peuvent être déterminants pour la définition des priorités. Il s'agit notamment des critères suivants : compétitivité économique, disponibilité de la technologie, utilisation de ressources non renouvelables, quantité de déchets et durée du confinement des déchets et résistance à la prolifération.

3.3 Utilisation des critères

La description donnée plus haut d'un ensemble de critères et d'indicateurs amène à s'interroger sur la quantification de ces indicateurs et sur leur utilisation ultérieure. À cet égard, le Groupe d'experts qui s'est interrogé sur la validité de cet ensemble de critères pour traiter un problème de portée générale, à savoir le développement durable, est aussi conscient que la mise au point de ces critères et indicateurs, c'est-à-dire leur quantification et leur utilisation finale dans un processus concret de sélection et de définition de priorités, sortirait du cadre de l'étude.

Plusieurs raisons peuvent être avancées pour justifier cette restriction :

- premièrement, la quantification des critères et des indicateurs passe par la collecte d'un grand nombre de données pour l'analyse du cycle de vie et par des recoupements permanents de ces données. Un petit nombre seulement de groupes de recherche travaillent sur ce sujet aujourd'hui, bien qu'une première tentative pour rassembler ces données au niveau international ait déjà eu lieu, à savoir le projet DECADES [44] ;

- deuxièmement, presque toutes les données disponibles portent sur des installations et des procédés industriels existants. Pour des raisons évidentes, on ne dispose pas de données vérifiées et validées sur des technologies plus futuristes ;
- troisièmement, cette étude ne concernant que le secteur nucléaire, un petit nombre seulement de critères et d'indicateurs varieront avec les options. En outre, les définitions des critères et indicateurs qui s'appliquent aux autres secteurs énergétiques (pétrole, gaz, charbon, énergies renouvelables) n'ont pas encore été établies de sorte qu'il ne servirait pas à grand chose d'examiner ces critères, au demeurant peu discriminants au niveau des différents cycles du combustible, pour éclairer la position du secteur électro-nucléaire vis-à-vis d'autres options.

Tout en reconnaissant la nécessité d'examiner l'ensemble des critères et des indicateurs dans une étude de la politique énergétique du point de vue du développement durable, le Groupe d'experts a considéré que cette étude ne pouvait que mettre en lumière et, dans la mesure du possible, quantifier les tendances et évolutions principales du cycle du combustible intéressant les différentes parties prenantes, telles qu'exprimées par l'ensemble de critères et d'indicateurs retenus.

Cette étude fait référence à deux techniques ou instruments, à savoir l'analyse multicritère et l'analyse du cycle de vie, qui n'ont toutefois pas été directement appliquées. Elle utilise essentiellement les résultats d'analyses du cycle de vie réalisées par d'autres groupes. Il en va de même de l'analyse multicritère dans la mesure où ce document se borne à définir et analyser l'applicabilité des critères (indicateurs), et à décrire les différentes options et évolutions du cycle du combustible en fonction de ces critères. Ce faisant, le Groupe d'experts entendait fournir une base pour l'analyse multicritère sans prétendre regrouper les indicateurs dans un processus de prise de décision. À des fins d'exhaustivité et pour donner une idée des possibilités qu'offre la poursuite de ce processus, ces deux techniques sont décrites brièvement dans les paragraphes suivants.

3.3.1 Analyse du cycle de vie (ACV)

L'analyse du cycle de vie est une évaluation utilisant un ensemble de critères universel pour quantifier et comparer les multiples impacts des systèmes énergétiques sur leurs environnements, à toutes les étapes de leur existence (c'est-à-dire au cours de leur cycle de vie, « du berceau à la tombe ») [45,46]. Ces aspects ont été mis en évidence dans le cadre du débat sur l'énergie mené dans les années 1970 et ont été résumés à l'époque par Sørensen [47]. Au cours des années 1980, l'OCDE, dans le cadre du projet COMPASS [48], et le Programme des Nations Unies pour l'environnement (PNUE) [49] ont réalisé des études approfondies sur ce thème. Les nombreux projets d'analyse des risques menés dans les années 1970 et au début des années 1980 ont largement alimenté ces études.

L'une des faiblesses potentielles de l'analyse du cycle de vie réside dans la quantité énorme de données qu'elle utilise. En fait, il est très difficile de documenter clairement et de manière compréhensible toutes les données et hypothèses qui entrent dans les résultats finals d'une analyse du cycle de vie. Dans le cas (assez probable) où des études distinctes portant sur les mêmes produits donneraient des résultats finaux différents, on devrait pouvoir repérer l'origine des divergences en revenant aux différentes hypothèses formulées. Cette opération n'est possible que si toutes les données de base sont accessibles et leurs sources bien documentées.

Dans son application, l'analyse du cycle de vie est une méthode de type inventaire et débouche sur une longue liste de substances qui sont :

- produites par le système étudié en tant que produits utiles ou en tant que déchets évacués dans l'environnement ;

- consommées par le système étudié sous forme de matière ou d'énergie.

Pour que les résultats d'une analyse du cycle de vie soient utilisables par les décideurs, ces listes de substances doivent être interprétées et généralement réduites à un nombre limité d'éléments. On peut opérer cette réduction en utilisant une ou plusieurs de ces substances comme indicateurs d'impact synthétiques ou en agrégeant les substances de la liste pour les ramener à un nombre limité (par exemple, quantité totale de matières nécessaires, émissions atmosphériques totales,...). Ces deux méthodes supposent des jugements de valeur. Se pose alors ultérieurement la question de la comparabilité des diverses substances et de leur nocivité relative pour l'environnement.

L'étude *Ökoinventar von Energiesystemen* réalisée par l'Eidgenössische Technische Hochschule Zürich, l'Institut Paul Scherrer et le ministère de l'Énergie (Berne) en Suisse [50] est une analyse du cycle très bien documentée et parmi les plus complètes.

Méthode de prise en compte du progrès technologique dans l'analyse du cycle de vie des systèmes énergétiques

L'analyse des performances des concepts, systèmes ou cycles que l'on prévoit de mettre en œuvre exige une attention particulière. La méthodologie de l'analyse du cycle de vie a été élaborée et employée essentiellement pour les technologies et les systèmes technologiques existants. Par conséquent, les données entrées dans ces évaluations reposent normalement sur l'expérience cumulée de ces systèmes, et la démarche standard est de type statique. Les appliquer à des systèmes futurs nécessite donc de les élargir et de faire des extrapolations et des hypothèses supplémentaires. L'extension des applications de l'ACV aux systèmes futurs s'appuie sur la littérature, sur des informations directement fournies par les industriels et les consultants et sur des jugements d'experts.

Dans l'étude *Ökoinventar* [50], par exemple, les données fournies par Asea Brown Boveri (ABB) sur les technologies des centrales au charbon et au gaz, par British Nuclear Fuel plc. (BNFL) et par la Cogéma sur certaines étapes de la chaîne nucléaire et par une entreprise de production d'électricité solaire sur la technologie photovoltaïque ont constitué un apport particulièrement important. La disponibilité d'informations, essentielles sur les procédés spécifiques au processus d'analyse du cycle de vie, et la connaissance de l'importance relative des diverses sources d'émissions ont permis de cibler l'analyse et d'économiser les ressources. Les principaux paramètres directeurs de l'ACV sont les émissions, les efficacités, la consommation de matières (pour la construction et l'exploitation) et les besoins de transports. L'importance relative de ces paramètres varie fortement selon la chaîne énergétique.

Pour la technologie nucléaire, on a identifié et évalué les perspectives suivantes d'améliorations majeures des performances environnementales : réduction à long terme des émissions de radon des résidus d'extraction et de traitement du minerai, réduction de la consommation d'électricité de l'étape l'enrichissement grâce au remplacement de la diffusion par la centrifugation ou le laser, perfectionnements des centrales nucléaires (en particulier, prolongement de la durée de vie et augmentation du taux d'irradiation), exploitation d'installations de retraitement modernes et diminution du volume de déchets radioactifs solides conditionnés.

Comme données de production électrique entrant dans les modules de l'ACV relatifs aux pays autres que la Suisse, on a utilisé un parc énergétique moyen pour l'Europe, inspiré des prévisions pour 2010 de l'Agence internationale de l'énergie de l'OCDE (AIE). Par rapport à la situation actuelle, ce parc reflète le développement du gaz, la perte de vitesse du pétrole et une contribution relativement faible mais en nette progression du photovoltaïque. Le charbon, l'énergie hydraulique et le nucléaire demeurent approximativement au même niveau. Comme les « nouveaux systèmes » présentent en général de meilleures performances et des émissions plus faibles que les « anciens », les auteurs de

l'étude Ökoinventar ont dû émettre des hypothèses quant à leur pénétration sur le marché. Ils ont formulé ces hypothèses séparément pour chacune des sources d'énergie, en tenant compte de sa spécificité et des évolutions prévues que traduit la contribution globale de chaque vecteur énergétique dans le parc.

L'analyse des coûts futurs s'appuie également sur des études bibliographiques et sur des données fournies par les fabricants. De plus, pour les systèmes qui disposent actuellement de faibles parts de marché mais d'un potentiel de développement important, on s'est servi de courbes d'apprentissage pour intégrer l'amélioration de leurs performances économiques compte tenu des perspectives d'augmentation considérable des volumes de production.

3.3.2 Analyse multicritère (AMC)

Pour mieux traiter les jugements de valeur implicites, lorsque l'on interprète les données de l'analyse du cycle de vie, les outils d'aide à la décision sont intéressants. L'analyse multicritère est une technique d'aide à la décision qui peut avantageusement compléter les techniques d'ACV.

L'estimation du poids à affecter aux différents critères dans un processus décisionnel exige de disposer non seulement de données validées (provenant par exemple d'une ACV), mais également d'une méthodologie permettant d'évaluer les perceptions des différentes parties prenantes à la décision. Cette méthodologie s'avère particulièrement nécessaire lorsqu'il faut tenir compte du contexte dans lequel s'inscrit le cadre décisionnel.

Les méthodes classiques, utilisées pour modéliser des situations relativement complexes en souvent à partir d'hypothèses par trop simplificatrices, ne sont pas adaptées au traitement des problèmes socio-politiques faisant intervenir un grand nombre de critères. C'est pourquoi il semble qu'une approche plus appropriée consiste à réaliser des calculs assez simples, tout en préservant autant que possible le degré de complexité du problème réel. D'une manière générale, dans une démarche multicritère, l'objectif est de trouver une solution satisfaisante au problème posé, c'est-à-dire la solution « la plus satisfaisante » ou « la meilleure possible », compte tenu de l'ensemble des critères à considérer [51].

La mise en œuvre de l'analyse multicritère suppose deux conditions : premièrement la disponibilité de critères ou d'indicateurs multiples évalués, deuxièmement, la présence de plusieurs parties prenantes pour évaluer les facteurs de pondération à affecter aux différents critères. Les documents [52-55,115] sont une bonne introduction à la méthodologie de l'AMC, à ses possibilités et aux problèmes liés à son application.

3.4 Quantification des critères applicables aux cycles du combustible actuels

Le tableau 3.3 rassemble des données quantitatives, tirées de manière sélective de la littérature, sur les différents critères et étapes du cycle du combustible. Il s'agit principalement de données recueillies dans le cadre du projet Ökoinventare, qui ont été actualisées en fonction des résultats des nouvelles études réalisées dans ce domaine.

Il convient cependant de garder à l'esprit que ces données n'ont qu'une valeur indicative et reposent parfois sur des hypothèses et des modèles différents et que, par ailleurs, certaines d'entre elles pourraient devenir obsolètes avec l'apparition de nouvelles pratiques d'exploitation dans le cycle du combustible. En outre, comme le montre le tableau 3.3, il faut poursuivre ces travaux, de préférence au niveau international, pour mettre à jour et harmoniser les informations, de façon à

disposer des données validées et acceptées les plus adaptées à l'analyse multicritère du secteur énergétique.

3.5 Panorama d'études sur le cycle du combustible

Plusieurs études ayant trait au cycle du combustible ont été publiées ces dernières années. La plupart traitent d'une dimension spécifique (économie, environnement, sûreté, ...) du cycle du combustible, et seules quelques-unes abordent cette question dans une perspective plus vaste. Nous présenterons dans cette section un panorama des principales d'entre elles.

3.5.1 Développement durable et indicateurs associés

En 1998, l'OCDE a lancé un « projet horizontal » de trois ans sur le développement durable. Ce projet vise à offrir un cadre intégré pour envisager les questions de politique générale intéressant les gouvernements des pays de l'OCDE, y compris leurs interactions avec l'industrie et avec les pays non-membres. L'objectif de ce projet est de permettre la mise en pratique des concepts du développement durable dans les politiques publiques et d'aider les pays Membres à trouver une solution aux problèmes fondamentaux soulevés par la recherche du développement durable.

La Direction de l'environnement de l'OCDE a proposé un ensemble d'indicateurs d'environnement défini d'un commun accord (voir tableaux 3.4 et 3.5) à l'intention des pays de l'OCDE et de la communauté internationale. Ces indicateurs traduisent les principales préoccupations environnementales des pays Membres. L'OCDE a organisé des réunions de travail et des conférences consacrées à la mesure du développement durable, et les discussions font apparaître un intérêt considérable pour des indicateurs susceptibles de mieux faire apparaître les liens entre les trois dimensions (économie, environnement et développement) du développement durable et les interactions (positives et négatives) entre ces dimensions. Il existe une demande pour des jeux réduits et équilibrés d'indicateurs fournissant aux décideurs politiques et au grand public des signaux concernant les dimensions clés du développement durable. Ces jeux d'indicateurs fondamentaux fournissent une base d'informations comparables à laquelle les pays peuvent ajouter des indicateurs qui leur sont spécifiques pour tenir compte de leur situation particulière. Ils peuvent être adaptés à différentes finalités (par exemple, la comparaison des performances réelles avec les prévisions, la collecte d'informations budgétaires). Les conférences et les réunions de travail organisées par l'OCDE ont mis en lumière, mais sans aboutir à des conclusions à ce sujet, quatre aspects principaux [56] :

- premièrement, l'intérêt de suivre une démarche pragmatique pour la mise au point des indicateurs (c'est-à-dire de veiller à l'utilité de ces indicateurs pour les décideurs et les différents acteurs) ;
- deuxièmement, la nécessité de chercher à mieux cerner les intérêts et besoins du public pour élaborer des indicateurs adaptés à son information ;
- troisièmement, la nécessité de démontrer la « valeur ajoutée » qu'apportent les indicateurs à la recherche du développement durable, en particulier pour obtenir les ressources nécessaires pour de futurs travaux, réalisés au niveau national ou par des organisations internationales ;
- enfin, le devoir de renforcer les liens entre les organismes, notamment ceux possédant une expertise dans le domaine social, pour répondre à la demande d'indicateurs reflétant mieux les dimensions sociales du développement durable.

3.5.2 Études générales sur le cycle du combustible

L'évaluation internationale du cycle du combustible nucléaire (INFCE) [43], une étude technique et analytique du cycle, a été réalisée sur la période 1977-1978. Soixante-six pays et cinq organisations internationales y ont participé sous la direction de l'AIEA. Il s'agissait d'examiner les perspectives de développement de l'énergie nucléaire et les différentes options pouvant être mises en œuvre dans le contexte d'un déploiement, perçu comme d'une très grande ampleur, de ce secteur pour répondre à la demande mondiale d'énergie. L'un des principes directeurs adoptés pour l'étude concernait la résistance à la prolifération des différentes options technologiques et stratégies du cycle du combustible lors de l'exploitation à une échelle aussi vaste de l'énergie nucléaire. Cependant, il était indiqué dans les conclusions que des mesures efficaces pouvaient et devaient être mises en place au niveau national et par le biais d'accords internationaux pour minimiser le risque de prolifération des armes nucléaires, sans que cela compromette les approvisionnements énergétiques ou le développement de l'énergie nucléaire à des fins pacifiques. Ces conclusions affirmaient que la résistance à la prolifération ne devait pas être considérée en tant que telle comme un indicateur essentiel pour juger des options du cycle du combustible. En revanche, les mesures visant à garantir la non-prolifération pourraient l'être sachant que, selon le cycle considéré, les mesures nécessaires peuvent être plus ou moins draconiennes et avoir une incidence sur la viabilité technique et économique des innovations technologiques dans le cycle.

Les analystes de l'INFCE ont étudié les questions d'environnement, de santé et de sûreté afin de déterminer si des activités spécifiques du cycle du combustible pouvaient être exercées en conformité avec les normes admises et à l'issue de l'étude ont conclu par l'affirmative. Cependant, ni l'analyse du cycle de vie, ni d'autres techniques n'ont été utilisées pour décrire les incidences du cycle sous l'angle du développement durable et, d'une manière générale, les descriptions étaient essentiellement qualitatives.

**Tableau 3.3. Vue d'ensemble des critères quantitatifs
s'appliquant aux diverses étapes des cycles du combustible**

					Extraction de l'uranium		Traitement du minerai
					Mine à ciel ouvert	Mine souterraine	
	Critère	Type	Indicateur	Mesure			
<i>Économie</i>	Compétitivité économique	A	Coût actualisé du cycle du combustible	USD/kWh	-		-
		B	Coût unitaire	USD/kgU	20-80		
	Dépenses financières	A	Coût total	USD			
	Disponibilité de la technologie	A	Maturité		IV	IV	IV
			Dépenses de R&D	USD/an	80 10 ⁶ -130 10 ⁶		
	Utilisation de ressources non renouvelables	A	Énergie récupérée par kg		-		
			Consommation de matériaux				
			Béton	kg/kgU	9,1 10 ⁻⁴	9,6 10 ⁻¹	2,1
			Acier	kg/kgU	2 10 ⁻¹	6 10 ⁻¹	2,2 10 ⁻¹
			Métaux nobles	kg/kgU	4,1 10 ⁻³	4,9 10 ⁻³	6,4 10 ⁻³
Autres						4,4 10 ⁻³	
Eau	kg/kgU	3 10 ³ -9,3 10 ³	8,1-35	700-1 800			
<i>Protection de l'environnement et santé publique</i>	Intensité énergétique	A	Rapport de la quantité d'énergie consommée à la quantité d'énergie produite				
			Électricité	kWh/kgU	4,3 10 ⁻⁶ -1,3	3,8 10 ⁻⁶ -1,5	3,4 10 ⁻⁵ -7,9 10 ⁻⁵
				TJ _{eq} /kgU			
	Combustibles fossiles	TJ/kgU	1 10 ⁵	1 10 ⁴	3,4 10 ⁻⁴ -5,7 10 ⁻⁴		
	Transports	D		t-km/kgU	8,6	1,6	0,11-8
	Occupation des sols	D		m ² -an/kgU	1,7-22,5	6,7 10 ⁻² -0,15	8,2 10 ⁻² -1,5 10 ⁻⁴
	Émissions de gaz à effet de serre	D	SO ₂				
			NO _x				
			CO ₂ eq.				
	Quantité de déchets	A	Total	kg/kgU	21 10 ³	1,5 10 ³	
Émissions dans l'air d'émetteurs α provenant de l'U							
Émissions dans l'eau d'émetteurs α provenant de l'U							
Déchets FA							
Durée de confinement des déchets	A						
Dose opérationnelle collective	C		hommeSv/kgU	5,53 10 ⁻⁵			
Effets sur la santé humaine : accidents mortels	D			1,19 10 ⁻⁷			
<i>Société</i>	Ressources humaines, emplois	A		homme-ans	54 000		
	Incidences économiques générales	D					
	Aspects sociaux	A					
	Résistance à la prolifération	C					

**Tableau 3.3. Vue d'ensemble des critères quantitatifs
s'appliquant aux diverses étapes des cycles du combustible (suite)**

Conversion	Enrichissement			Fabrication du combustible	
	Diffusion	Centrifugation	Laser	UOX	MOX
–	–				
3-8	80-120			200-300	1 000-1 500
IV	IV	IV	III	IV	IV
–					
4,5 10 ⁻²	2,1	3,4		1,6	
1,9 10 ⁻²	0,68	0,91		0,43	
7,3 10 ⁻⁴	6,2 10 ⁻²	1,7 10 ⁻²		1	
3,2	5,7 10 ⁻³	6,4 10 ⁻²		4 10 ⁻²	
5,0 10 ²	3 600	110		300	
	2 900	260	50-120	8 10 ⁻⁵	
3,7 10 ⁻⁵	1 10 ⁻²	9,4 10 ⁻⁴			
7 10 ⁻⁴	3,6 10 ⁻⁴	2,1 10 ⁻⁴		1 10 ⁻⁴	
	1,46	2,13		2,9	
				0,24-0,33	
	7,6 10 ⁻² -40	7,6 10 ⁻² -9,6 10 ⁻²			
	6 10 ⁻² -11	6 10 ⁻² -7,6 10 ⁻²		3,0 10 ⁻²	
	1,2 10 ⁻³ -2,7 10 ⁻¹	1,2 10 ⁻³ -2,1 10 ⁻³			
		5,2 10 ⁻¹			
	1,8 10 ⁻¹ -6,9 10 ⁻¹	1,8 10 ⁻¹ -2,7 10 ⁻¹		0,13	
	1,1 10 ⁻²	1,9 10 ⁻² -2,9 10 ⁻²		7,13	
3,0 10 ⁻²	4,7 10 ⁻⁴	1,3 10 ⁻³		2,7 10 ⁻⁴	
8,54 10 ⁻¹⁰	4,32 10 ⁻⁹			2,14 10 ⁻⁹	
4,27 10 ⁻¹¹	2,16 10 ⁻¹⁰			1,07 10 ⁻¹⁰	

**Tableau 3.3. Vue d'ensemble des critères quantitatifs
s'appliquant aux diverses étapes des cycles du combustible (suite)**

					Retraitement	Entreposage				
						Déchets MA	Déchets HA			
	Critère	Type	Indicateur	Mesure						
Économie	Compétitivité économique	A	Coût actualisé du cycle du combustible	USD/kWh	500-900	IV	IV			
		B	Coût unitaire	USD/kgU				100-300		
	Dépenses financières	A	Coût total	USD	IV	IV	IV			
	Disponibilité de la technologie	A	Maturité							
			Dépenses de R&D	USD/an						
	Utilisation de ressources non renouvelables	A	Énergie récupérée par kg		650-1 500	710	3 500			
			Consommation de matériaux							
			Béton	kg/kgU				8,3-35,9	44 kg/m ³	220 kg/m ³
			Acier	kg/kgU				0,72-3,79		
			Métaux nobles	kg/kgU				9,7 10 ⁻³ -1 10 ⁻²		
Autres (b)			kg/m ³							
Eau	kg/kgU									
Protection de l'environnement et santé publique	Intensité énergétique	A	Rapport de la quantité d'énergie consommée à la quantité d'énergie produite		2,6 10 ⁻⁴ -9,4 10 ⁻⁴ 1,2 10 ⁻³ -2,7 10 ⁻³	3,2 10 ⁻²	186			
			Électricité	TJ _e /m ³						
			Combustibles fossiles	TJ/kgU						
	Transports	D		t-km/kgU	34	170				
	Occupation des sols	D		m ² -year/kgU						
	Émissions de gaz à effet de serre	D	SO ₂	kg/kgHM						
			NO _x							
			CO ₂ eq.							
	Quantité de déchets	A	Total	t/kgU	165					
			Émissions dans l'air d'émetteurs α provenant de l'U		3,2 10 ²					
Émissions dans l'eau d'émetteurs α provenant de l'U										
Déchets FA										
Durée du confinement des déchets	A									
Dose opérationnelle collective	C		hommeSv/kgU	2,4 10 ⁻³						
Effets sur la santé humaine : accidents mortels	D			1,2 10 ⁻⁴						
Société	Ressources humaines, emplois	A		homme-ans						
	Incidences économiques générales	D								
	Aspects sociaux	A								
	Résistance à la prolifération	C								

**Tableau 3.3. Vue d'ensemble des critères quantitatifs
s'appliquant aux diverses étapes des cycles du combustible (suite)**

Conditionnement	Stockage			
	Déchets FA	Déchets MA	Déchets HA	Combustible utilisé
IV	1 000-7 000 USD/m ³ -(capacité)		80-200 USD/m ³	300-600 USD/kgUOX
	5 400		5 600	
	120 kg/m ³		5 900 kg/m ³	
	1 200		62 000	
	450		5 200	
2,5				
3,6 TJ/m ³				
210 t-km/m ³	1 749 t-km/m ³		8 433 t-km/m ³	
	15-25 m ² -an/m ³		360-380 m ² -an/m ³	
5,04 kg/m ³				
21,6 kg/m ³				
1 138 kg/m ³				
602 TBq/m ³				
	2,86 10 ⁻⁴ hommeSv/m ³		2,72 10 ⁻¹ hommeSv/m ³	
	1,42 10 ⁻⁵		1,36 10 ⁻²	

Tableau 3.4. **Principaux indicateurs de performances environnementales de l'OCDE**

Pollution	Changement climatique	Intensités des émissions de CO ₂
	Appauvrissement de la couche d'ozone	Substances appauvrissant la couche d'ozone
	Qualité de l'air	Intensités des émissions atmosphériques
	Déchets	Intensités de production de déchets
	Qualité de l'eau	Taux de collecte par les stations d'épuration
Ressources	Ressources en eau	Intensité d'utilisation des ressources en eau
	Ressources forestières	Intensité d'utilisation des ressources forestières
	Biodiversité	Surfaces protégées
	Sols	Modifications de l'exploitation des sols et des principaux écosystèmes
	Énergie	Intensité d'utilisation des ressources énergétiques
	Ressources minérales	Intensité d'utilisation des ressources minérales

Tableau 3.5. **Principaux indicateurs environnementaux de l'OCDE relatifs à l'énergie**

Tendances sectorielles ayant une incidence significative sur l'environnement	Consommation globale d'énergie	Fourniture totale d'énergie primaire, consommation par type de combustible, consommation par secteur.
	Intensités énergétiques	Intensité d'énergie primaire totale par unité de PIB, consommation finale par secteur, rendement d'utilisation des combustibles fossiles pour la production d'électricité
	Composition du parc énergétique	Fourniture totale d'énergie primaire par source
	Consommation énergétique	Consommation finale totale par secteur
Interactions avec l'environnement	Réserves prouvées de pétrole/charbon/gaz/... en tonnes d'équivalent pétrole	
	Pollution atmosphérique	Emissions atmosphériques imputables à l'énergie et intensités de ces émissions
	Pollution de l'eau	Rejets pétroliers accidentels évalués sur une base continue
	Déchets	Volume de déchets solides, de déchets radioactifs (combustible utilisé) résultant de la production d'électricité
	Utilisation des sols	Surface (en hectares) de terrains occupés par la production d'énergie et par les opérations de transport et de transformation
Sûreté	Nombre de personnes tuées ou blessées	
Aspects économiques et politiques	Dommages liés à la pollution de l'environnement	Associés à la production et à la consommation d'énergie, pour certains types de polluants (par ex. les SO _x)
	Dépenses	Dépenses affectées à la prévention de la pollution et à la dépollution, différences de coûts par rapport à une technologie propre, public par rapport au privé
	Tarifification	Prix réels de l'énergie par type de combustible
	Subventions et prélèvements fiscaux	Subventions directes par type de combustible, subventions économiques totales (subventions directes et indirectes, plus externalités), taxes exprimées en pourcentage pour les différents types de combustible, subventions au secteur énergétique et aux consommateurs d'énergie

3.5.3 Analyse du cycle de vie appliquée à l'énergie nucléaire

3.5.3.1 Étude ExternE

Le début des années 1990 a marqué une réorientation du débat sur les effets environnementaux et économiques de la consommation énergétique vers la question de l'internalisation des externalités (c'est-à-dire des coûts et des impacts non supportés directement par les producteurs et les consommateurs d'énergie, mais plutôt par la société dans son ensemble), conçue en tant que moyen d'aider à la définition des politiques ou à la décision. Pour répondre à certaines des questions soulevées dans ce débat, la Commission européenne et le ministère américain de l'énergie (USDOE) ont lancé un programme de recherche conjoint dont l'objectif était d'évaluer les externalités environnementales associées à la production et à la consommation d'énergie.

À partir de données scientifiques et économiques, les participants à ce projet ont défini une méthodologie commune, que la Commission européenne ne cesse de perfectionner depuis 1994. Aujourd'hui, on dispose d'un réservoir assez complet de données, et de nombreux chercheurs, appartenant à différentes disciplines, continuent à collaborer pour intégrer dans un cadre cohérent des résultats de recherche disponibles mais dispersés. Les participants ont analysé les différents cycles du combustible (nucléaire, charbon et lignite, pétrole et gaz, énergie éolienne et hydraulique) et ont diffusé leurs résultats dans une série de rapports [39]. Une actualisation de la méthodologie et des données de l'étude a été publiée en l'an 2000.

La partie nucléaire de l'étude ExternE était fondée sur le cycle du combustible nucléaire en France, divisé en 8 étapes distinctes pour les besoins de l'étude [39, vol. 5]. Les auteurs ont choisi des sites et des technologies de référence, utilisés dans les années 1990, pour représenter l'ensemble du cycle du combustible nucléaire. Ils ont également analysé les transports de matières entre ces sites. L'évaluation des installations portait sur leurs conditions normales d'exploitation, sauf dans le cas de la production d'électricité et des transports, pour lesquels les situations accidentelles ont également été prises en compte.

Le principal objectif des études nucléaires menées dans le cadre du projet ExternE était de mettre au point une méthodologie des chemins d'impact pour le cycle du combustible nucléaire, qui soit cohérente avec les méthodologies élaborées pour les cycles d'autres combustibles. Le cadre du projet ExternE ne permettait pas d'examiner tous les chemins d'impact et, par conséquent, seuls les plus importants, appelés impacts prioritaires, ont été pris en compte. Les auteurs ont accordé le plus haut degré de priorité aux rejets de matières radioactives dans l'environnement qui peuvent avoir des effets sur la santé publique et ont classé en seconde place les incidences sur la santé des travailleurs, qu'elles soient d'origine radiologique ou non.

Ce projet a fourni une évaluation assez détaillée des incidences radiologiques du cycle du combustible nucléaire, comptabilisées en termes économiques. Les autres dimensions de ce cycle, telles que les déchets non radioactifs et les possibilités d'amélioration, n'y ont pas été traitées alors que ces informations pourraient être nécessaires, dans une méthodologie d'aide à la décision, pour analyser le rôle de l'énergie nucléaire dans une perspective de développement énergétique durable.

3.5.3.2 Étude Ökoinventare

L'étude Ökoinventare est un travail impressionnant réalisé en Suisse, qui porte sur l'analyse du cycle de vie appliquée au combustible nucléaire et à d'autres systèmes énergétiques (pétrole, gaz naturel, charbon, énergie hydraulique, filière bois, énergies géothermique, solaire thermique et photovoltaïque). La première version de cette étude, prenant comme référence des systèmes moyens

existant en 1990, a été publiée en 1994. Une première actualisation, utilisant comme référence des systèmes du début des années 1990 est parue en 1996 [50]. La deuxième mise à jour, dont les systèmes de référence sont des technologies énergétiques de la fin des années 1990 et dont la publication est prévue pour fin 2002, est en cours d'élaboration. Le calcul des chaînes énergétiques est effectué pour une composition moyenne du parc suisse et européen.

L'objectif principal de cette étude était de recueillir des informations sur les particularités environnementales des systèmes énergétiques en place. Pour une transparence et une objectivité maximales, les données sont présentées sous forme désagrégée. Ces informations, qui décrivent l'énergie consommée par les sous-systèmes industriels et domestiques, peuvent être utilisées dans l'analyse du cycle de vie de produits et d'autres évaluations environnementales. L'une des limites à l'exploitation de cette étude pour l'évaluation comparative de systèmes énergétiques tient à ce que les données ne concernent que les techniques actuelles. S'agissant du cycle du combustible nucléaire, l'étude recouvre toutes les étapes du cycle pour les REP et les REB, y compris le retraitement, les données détaillées alimentant les ACV provenant de différentes sources. Les accidents « rares » dont la probabilité d'occurrence est inférieure à 10^{-3} ne sont pas pris en compte dans cette étude ni les accidents nucléaires ou les marées noires importantes.

Les données de l'analyse du cycle de vie utilisées dans le présent rapport sont issues de l'étude Ökoinventare. Elles ont été complétées par des données tirées d'autres ACV ou de mises à jour afin d'obtenir une représentation des bonnes pratiques actuelles.

3.5.4 Études techniques/économiques

3.5.4.1 Aspects économiques du cycle du combustible nucléaire

L'étude réalisée en 1994 par l'AEN sous le titre « Les aspects économiques du cycle du combustible nucléaire » analyse le cycle ouvert et le cycle fermé avec recyclage simple (ainsi que le cycle du combustible CANDU) [14]. L'étude, fondée sur la méthode d'évaluation des coûts actualisés du cycle sur la durée de vie des installations, ne fait apparaître, dans ses résultats, aucune différence économique significative entre le cycle ouvert et le cycle fermé. En outre, elle montre que les coûts projetés du cycle du combustible (en monnaie constante) ont diminué de 40 % au cours de la période 1984-1994.

Dans la mesure où cette étude est focalisée sur la dimension économique, elle ne comporte pas de description des évolutions à long terme du cycle du combustible ni de réflexions d'ordre environnemental ou social. Ses conclusions donnent à penser que des facteurs relevant de la stratégie énergétique nationale – y compris le type de réacteur choisi, les impacts sur l'environnement, la balance des paiements et l'acceptabilité par le public – influenceront davantage sur le choix d'une politique du cycle du combustible que les faibles écarts économiques présentés dans le rapport.

3.5.4.2 Sûreté du cycle du combustible nucléaire

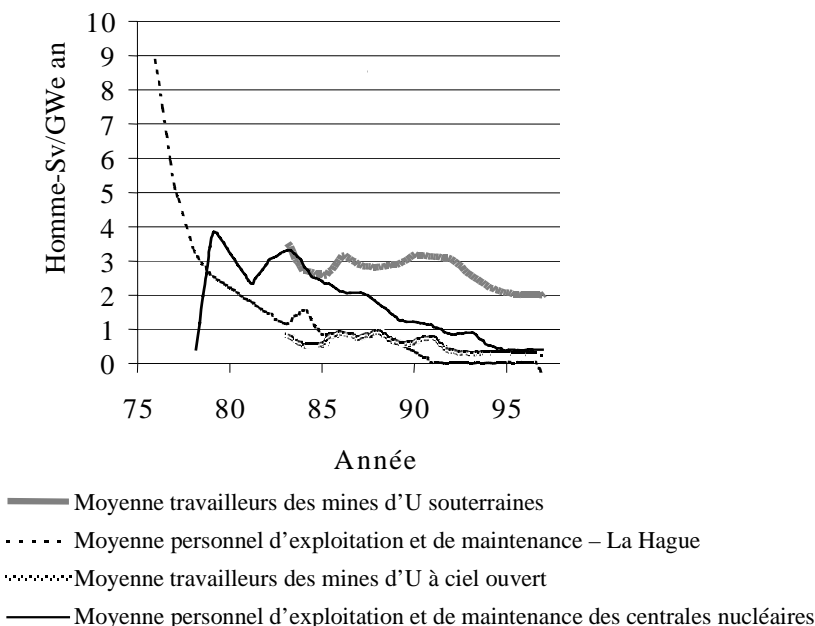
La sûreté du cycle du combustible nucléaire a fait l'objet d'une étude de l'AEN publiée en 1993 [57]. Cette étude comprend une évaluation détaillée des différentes étapes du cycle et une synthèse des aspects essentiels de la sûreté. En général, l'étude a permis d'observer des progrès considérables depuis le début des années 1980 (date de la précédente évaluation de sûreté du cycle du combustible nucléaire par l'AEN). On notait aussi que les préoccupations n'étaient plus centrées sur les aspects techniques de la sûreté des installations nucléaires, mais sur les incidences radiologiques de ces installations pour le personnel et l'environnement.

D'une manière générale, il apparaît aussi que les exploitants ont pris des mesures appropriées pour maîtriser le risque de criticité, éviter le détournement de matières fissiles et prévenir les accidents techniques ainsi que leurs impacts sur l'environnement et que ces mesures ont permis de ne jamais dépasser les limites réglementaires. La figure 3.1 illustre, par exemple, la diminution de la dose collective reçue par le personnel de l'usine de retraitement de La Hague par rapport à l'exposition des travailleurs des mines d'uranium et des centrales nucléaires [58].

3.5.4.3 Incidences économiques générales de l'énergie nucléaire

Le rapport publié en 1992 par l'AEN sur les *Incidences économiques générales de l'énergie nucléaire* [59] complète d'autres travaux sur les prévisions des coûts de la production d'électricité car il définit et énumère les facteurs liés à l'électronucléaire qui sont pris en compte par les pouvoirs publics et les compagnies d'électricité, mais non comptabilisés de manière explicite dans le coût de la production d'électricité. Ce rapport s'est efforcé de mettre en lumière les paramètres macroéconomiques intervenant dans les processus de décision de divers pays. Les auteurs ont examiné les paramètres macro-économiques suivants : emploi, balance des paiements, sécurité d'approvisionnement et problèmes environnementaux, santé publique et aspects socioculturels.

Figure 3.1. **Comparaison entre les doses annuelles reçues par le personnel de l'usine de retraitement de la Hague et les doses reçues par des travailleurs des mines d'uranium et des centrales nucléaires**



Ce rapport conclut que l'analyse comparative des coûts réalisée par l'AEN pour les centrales de la prochaine génération (voir la récente mise à jour [12]), inclut tous les coûts financiers supplémentaires importants pour les options considérées. Dans le cas des centrales nucléaires modernes, les auteurs obtiennent des coûts très faibles des impacts potentiels sur la santé et l'environnement (< 1 %) par rapport aux coûts de production directs, même lorsqu'ils prennent en considération le risque à très faible probabilité d'accident grave. Il n'en va pas de même des centrales brûlant des combustibles fossiles dont les coûts de production n'intègrent pas tous les coûts sanitaires et environnementaux (en particulier ceux des effets des émissions de gaz à effet de serre).

Les auteurs se sont efforcés de mettre en perspective les coûts macro-économiques et de décrire et commenter les méthodes adoptées pour l'évaluation. Ces coûts ont été répartis en trois catégories :

- externalités : cas où les activités des producteurs d'électricité imposent, sans compensation, des coûts ou des bénéfices à des tiers. Exemples : pluies acides ou effets sur le climat ;
- facteurs stratégiques : par exemple, sécurité d'approvisionnement en énergie, quantités suffisantes à long terme de combustibles fossiles ;
- facteurs macro-économiques : par exemple, impact positif sur l'emploi, la stabilité des prix, la croissance économique.

3.5.4.4 Aspects sanitaires et environnementaux des installations du cycle du combustible nucléaire

Entre 1992 et 1994, l'AIEA a étudié aspects sanitaires et environnementaux des installations du cycle du combustible nucléaire. Le rapport rédigé à l'issue de cette étude [60] a servi d'introduction à cette thématique et a été mis en relation avec un autre projet mené par plusieurs organisations internationales et intitulé DECADES (Projet interinstitutions sur les bases de données et les méthodologies pour l'évaluation comparative de différentes sources d'énergie servant à la production d'électricité) [44].

L'objectif général du projet DECADES est d'améliorer les possibilités d'intégration des facteurs économiques, sociaux, sanitaires et environnementaux dans l'évaluation comparative des options et des stratégies de production d'électricité qui interviennent dans les décisions intéressant le secteur électrique. Ce projet, lancé en 1992, a été réalisé conjointement par 9 organisations internationales. Le cadre d'évaluation qu'il utilise pour comparer les différents modes de production électrique repose sur la démarche FENCH (Full energy chain) qui décrit les étapes et niveaux différents des chaînes énergétiques participant à la fourniture d'électricité. Cette démarche FENCH a été adoptée pour analyser les systèmes énergétiques en raison de sa capacité de fournir une estimation plus que satisfaisante des émissions et des résidus, sans atteindre la complexité de l'analyse du cycle de vie. La comparaison des résultats d'études s'appuyant sur les démarches FENCH et ACV montre l'absence de différences significatives entre les estimations données par l'une et l'autre méthode des émissions et des résidus des chaînes de production d'électricité, excepté peut-être pour les chaînes propres aux énergies renouvelables pour lesquelles l'analyse du cycle de vie met en évidence des émissions et des impacts « secondaires » éventuellement importants. Il convient de noter cependant que les questions liées aux applications non électriques de l'énergie et à la maîtrise de la demande d'énergie sont souvent traitées de façon plus approfondie par l'ACV que par la démarche FENCH.

3.5.4.5 Aspects environnementaux de la production d'uranium

Dans l'ensemble des pays, on a observé une prise de conscience accrue de la nécessité de protéger l'environnement à tous les stades du cycle du combustible, et notamment au cours des étapes d'extraction et de traitement du minerai d'uranium. L'AEN et l'AIEA ont réalisé une étude [61] sur ce

thème, qui décrit les différentes activités et améliorations introduites pour remettre ces sites en état. Cette étude ne s'appuie sur aucune analyse du cycle de vie spécifique ni évaluation détaillée.

Pendant plusieurs années, des pays ont mis en œuvre des programmes de grande envergure pour éliminer les déchets des mines et des installations de traitement du minerai d'uranium fermées. Les responsables des nouveaux projets doivent désormais élaborer et soumettre aux autorités réglementaires une étude d'impact sur l'environnement.

Cette étude conclut que les différents pays possédant des sites d'extraction et de traitement du minerai d'uranium ont adopté une gestion et des pratiques appropriées. Pour les substances non radioactives rejetées par ces installations, les stratégies de protection de l'environnement sont généralement les mêmes que pour les industries non nucléaires. Les exploitants de ces sites ont pris des mesures de radioprotection et, dans le cas des mines contenant un minerai à forte teneur en uranium, utilisent de nouvelles techniques (par exemple, l'extraction à distance ou, lorsque les conditions s'y prêtent, la lixiviation *in situ* – LIS). Des ouvrages de rétention ont été installés pour limiter l'impact à long terme des résidus de l'extraction et du traitement du minerai. Aujourd'hui l'option privilégiée, lorsqu'elle est applicable, consiste à stocker les résidus dans la mine d'où a été extrait le minerai.

3.5.4.6 Incidences radiologiques des options de gestion du combustible usé – Projet PARCOM

L'AEN a lancé en 1996 une étude comparative sur les effets radiologiques des options de gestion du combustible usé [62]. Il s'agissait principalement de compiler des données et des informations sur les rejets radioactifs des diverses étapes des cycles du combustible nucléaire, à analyser d'une manière systématique les incidences radiologiques, à exposer les résultats et les interprétations scientifiques techniques et à éclairer le débat sur ce sujet dans les pays Membres. Cette étude a été réalisée par un Groupe ad hoc d'experts sur les options en matière de gestion du combustible usé, sous la responsabilité du Comité de protection radiologique et de santé publique.

Pour faciliter la comparaison des incidences radiologiques, on a sélectionné deux cycles du combustible de référence associés à la technologie REP (à savoir un cycle ouvert et un cycle fermé). L'étude a utilisé des données réelles sur les rejets radioactifs d'installations de référence. Ces installations de référence ont été sélectionnées en fonction de leur taille, de leur durée de fonctionnement, de leurs caractéristiques technologiques et de celles du procédé de gestion des déchets. On a évalué les effets radiologiques à l'aide d'un modèle générique.

L'un des principaux résultats de cette étude est que les incidences radiologiques des deux options de cycle du combustible considérées étaient du même ordre de grandeur pour le grand public et pour les employés des installations de ces cycles (voir tableau 3.6). Il convient de remarquer que la production d'électricité dans les centrales nucléaires constitue la principale contribution à la dose collective délivrée aux travailleurs et représente environ un tiers de la dose collective reçue par le public. Les expositions correspondant aux étapes de l'extraction et du traitement du minerai d'uranium sont dues aux produits de filiation issus des chaînes de désintégration de l'uranium présent dans la nature. Les doses collectives se composent de très faibles doses délivrées à un grand nombre de personnes sur une longue durée. Chaque contribution est négligeable par rapport au niveau du fond naturel de rayonnement. Une bonne partie de la dose collective est imputable au ^{14}C . Il convient de noter que seule la dose collective reçue par les travailleurs est considérée comme valable dans ce contexte, dans la mesure où le concept de « dose collective délivrée au public » peut conduire à des conclusions erronées s'il n'est pas appliqué correctement. Seule la dose collective aux travailleurs a donc été retenue dans la liste des indicateurs.

3.5.5. Études nationales

Une analyse des évolutions du cycle du combustible nucléaire sous l'angle du développement durable pourrait également apporter des éléments utiles à la définition de la stratégie de R&D à plus long terme, dans la mesure où elle assurerait la disponibilité d'un nombre suffisamment important d'options crédibles au moment où les décisions concernant les sources énergétiques devront être arrêtées [63]. Lorsqu'ils auront à prendre ces décisions, il est essentiel que les responsables puissent examiner une sélection aussi large que possible des technologies les plus performantes. Cette sélection devrait s'effectuer dans le cadre d'une étude d'impact environnemental (EIE) appliquée à des plans, des politiques et des programmes. L'étude d'impact sur l'environnement servira à identifier et à examiner tous les aspects techniques, économiques, environnementaux et sociaux pertinents de façon à constituer la meilleure base de décision possible. Ce processus de sélection devra s'appuyer sur des informations concernant les évolutions et les tendances pertinentes et sur les indicateurs jugés utiles pour une EIE.

Tableau 3.6. **Résumé des doses estimées pour les principales étapes du cycle du combustible de chaque option**

Étape du cycle du combustible	Analyse générique, dose collective délivrée à la population européenne, troncature à 500 ans (hommeSv/GWa)		Dose collective aux travailleurs (hommeSv/GWa)	
	Cycle ouvert	Recyclage	Cycle ouvert	Recyclage
Extraction et traitement du minerai	1	0,79 (1)	0,7	0,55 (1)
Conversion, enrichissement	0 (2)	0 (2)	0,02	0,016
Fabrication du combustible	0,0009 (4)	0,0007 (3)	0,00657 (5)	0,0941 (3)
Production d'électricité	0,65 (6)	0,65 (6)	2,7 (7)	2,7 (7)
Retraitement, vitrification et entreposage	0	1,534 (8)	0	0,012 (9)
TOTAL	1,65	2,97	3,43	3,37

Remarques:

- (1) Rapportée à l'option recyclage sur la base des besoins en U ; dose délivrée aux travailleurs d'après l'étude UNSCEAR88³⁸.
- (2) Doses délivrées au public comprises dans la contribution de la fabrication du combustible.
- (3) Pour l'option avec recyclage, pondérée par les quantités de combustible UO₂ et MOX (21,1 t & 5,5 t).
- (4) Public : analyse spécifique pour le site de Romans 3,21 10⁻⁴, l'usine Melox 2,51 10⁻³.
- (5) Travailleurs : site de Romans 6,57 10⁻³, usine Melox 4,3 10⁻¹.
- (6) Public : sur le littoral 0,54, à l'intérieur des terres 0,65.
- (7) Travailleurs : moyenne pour les tranches françaises de 900 MWe.
- (8) Public : analyse générique.
- (9) Travailleurs : données relatives à La Hague.

38. De nouvelles données sont disponibles dans le rapport UNSCEAR 2000.

3.5.5.1 France

Un Groupe de travail réunissant des experts de la Cogéma, du CEA, d'EDF et de Framatome a procédé à une évaluation des différentes options pour l'aval du cycle du combustible en France [64]. Cette étude couvre de façon assez complète des décisions passées et des options potentielles pour le cycle du combustible qui sont évaluées d'après cinq critères :

- maturité technologique ;
- besoins de R&D ;
- investissements nécessaires à la réalisation industrielle ;
- quantités de combustible usé, de stocks, ... ;
- possibilité de passer d'une option à une autre en fonction des conditions du marché.

Le rapport Charpin-Dessus-Pellat publié en 2000 [9] présente un panorama des problèmes principaux qui se posent au secteur nucléaire français, et notamment dans le domaine économique. Il analyse plusieurs scénarios prospectifs pour la production énergétique en France sur la période 2000–2050. Cette analyse montre que l'énergie nucléaire est une option compétitive et que l'internalisation des externalités favorise les scénarios prévoyant une lente progression de la demande d'électricité et une augmentation importante de la production d'énergie nucléaire. Elle montre également que, compte tenu de la compétitivité des coûts de production du secteur nucléaire, toute décision d'abandonner cette filière énergétique entraînerait une augmentation des coûts de l'électricité. Le choix de poursuivre ou non le retraitement n'a qu'une incidence mineure.

3.5.5.2 Projet GaBE (Suisse)

Le projet GaBE est un projet de recherche mené actuellement par l'Institut Paul Scherrer (IPS) en collaboration avec l'Institut fédéral suisse de technologie de Zurich (ETHZ) [65]. L'objectif du projet GaBE est de développer, de mettre en œuvre et d'utiliser une méthodologie complète d'évaluation cohérente et détaillée des sources d'énergie intéressantes en Suisse et de fournir ainsi une base scientifique utile pour les décisions relatives à la configuration future des secteurs énergétiques suisses. Le projet GaBE, qui repose sur une approche interdisciplinaire, aborde les aspects suivants des différents systèmes énergétiques :

- impacts environnementaux de l'exploitation normale ;
- effets sur la santé de l'exploitation normale ;
- risque d'accident grave ;
- aspects économiques.

Cette démarche permet un traitement intégré des différents aspects et donc des études comparatives exhaustives des options énergétiques pour la production d'électricité, le chauffage et les systèmes de transport. La figure 3.2 présente les méthodes d'évaluation employées et les interactions principales entre les divers modules. L'approche générale est technologique, c'est-à-dire que les technologies utilisées et leurs caractéristiques sont explicitement représentées, d'où la possibilité de prendre en compte simplement les améliorations technologiques. Les lignes continues représentent des liens concrets, c'est-à-dire essentiellement des flux de données ; les lignes en pointillés indiquent que certains des principes spécifiques utilisés dans une démarche sont également employés dans un autre ou d'autres modules.

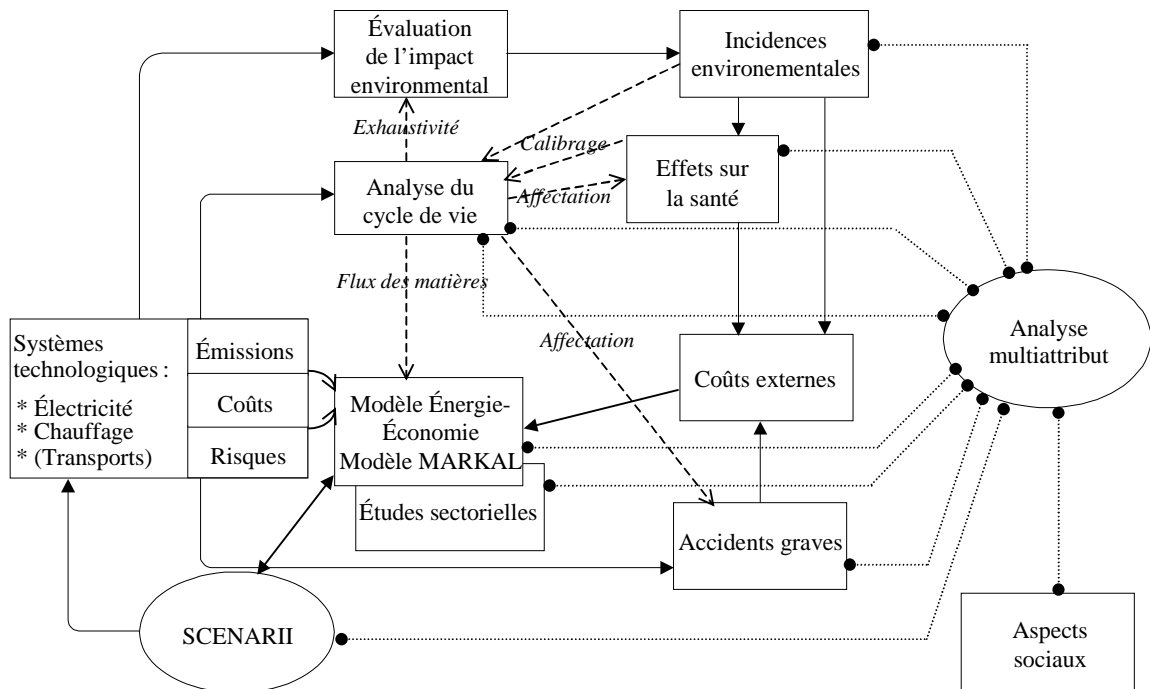
3.5.5.3 Étude britannique

En 1995, BNFL a commandité une analyse du cycle de vie du combustible nucléaire aux établissements suivants : Centre for Environmental Strategy, School of Chemical, Civil and Environmental Engineering et University of Surrey, Royaume-Uni [66]. Cette étude compare les cycles du combustible ouvert et fermé et évalue leurs incidences en termes d'atteintes à l'environnement. Une méthodologie nouvelle a été mise au point pour évaluer l'impact des rejets et des déchets. Elle suggère l'inclusion dans les ACV d'une nouvelle catégorie d'incidences : « l'irradiation humaine » [66].

3.5.5.4 Étude belge

La Commission Ampère [10] en Belgique a entamé ses activités en 1999, avec pour mission d'évaluer les divers modes de production d'énergie jusqu'en 2020. Une attention particulière a été accordée aux rejets de gaz à effet de serre dans le cadre du Protocole de Kyoto, ainsi qu'à d'autres aspects environnementaux, économiques et sociaux. Les principales conclusions de cette Commission montrent que, en dépit des intentions du Gouvernement belge, le nucléaire doit rester une composante du parc énergétique si la Belgique veut respecter les engagements souscrits à Kyoto et s'assurer de disposer de moyens de production énergétique stables et économiques à court et à moyen terme. Pour son analyse, la Commission a exploité certaines données de l'ACV, sans toutefois appliquer explicitement l'ACV ou l'AMC.

Figure 3.2. Cadre de l'analyse intégrée appliquée au projet GABE



4. RECHERCHE ET DÉVELOPPEMENTS RELATIFS AU CYCLE DU COMBUSTIBLE

4.1 Introduction

Bien que l'énergie nucléaire ait apporté la preuve de sa fiabilité, de sa rentabilité et de sa sûreté, les gouvernements et l'industrie ne relâchent pas leurs efforts pour qu'elle reste un moyen de production d'énergie sur lequel on peut compter. D'une manière générale, si la répartition des financements de la recherche et du développement entre les pouvoirs publics et l'industrie a évolué au cours des dernières années, les objectifs poursuivis restent assez stables. Les objectifs économiques à court et à moyen terme restent la principale préoccupation de l'industrie, tandis que les pouvoirs publics s'intéressent principalement aux aspects à plus long terme, à savoir à la durabilité. Le chapitre 2 présente les cycles du combustible d'aujourd'hui et donne un aperçu de la situation actuelle de l'industrie et des contraintes qu'elle subit. Ce chapitre traite des évolutions du cycle du combustible nucléaire qui contribuent à améliorer les perspectives du nucléaire dans les parcs énergétiques de demain. En montrant les répercussions de ces systèmes (calculés ou validés) sur les indicateurs présentés au chapitre 3, on se propose dans ce chapitre et dans le suivant d'illustrer la valeur ajoutée que ces évolutions pourraient apporter ainsi que les efforts relatifs qu'elles exigeraient.

Ce chapitre sera consacré aux principales évolutions technologiques de chaque étape du cycle du combustible nucléaire. C'est pourquoi, le lecteur est invité à se reporter au chapitre 5 pour une description plus systématique de l'ensemble du cycle du combustible.

4.2 Évolutions du cycle du combustible actuel

4.2.1 Évolutions aux stades de l'extraction et du traitement du minerai

Principales évolutions :

- améliorations du mode d'exploitation ;
- modifications des méthodes d'extraction du minerai ;
- réaménagement des sites ;
- nouvelles ressources.

Sur un marché caractérisé par un produit à usage unique et, dans un avenir prévisible, par une surcapacité, les compagnies minières et les entreprises de traitement se sont lancées dans des programmes de réduction des coûts et de regroupement afin de se maintenir sur le marché. Outre les réductions de coûts imposées par la concurrence, les améliorations opérées dans le secteur de l'extraction et du traitement visent à atténuer les impacts sur l'environnement. Nombreux sont les pays qui exigent aujourd'hui la réalisation d'une étude d'impact sur l'environnement (EIE) pour pouvoir procéder à l'extraction ou au traitement du minerai d'uranium ou développer ces activités. L'industrie de l'uranium a procédé à des recherches afin de mettre au point des stratégies d'exploitation qui soient conformes aux

exigences réglementaires, de limiter ses répercussions à long terme sur l'environnement, et de montrer que les installations peuvent être déclassées, les sites ramenés à leur état d'origine, et que les sites de déchets peuvent être fermés en toute sécurité, tout en rétablissant les conditions environnementales d'origine [61].

Le principal problème environnemental à long terme que posent l'extraction et le traitement de l'uranium concerne le confinement des produits de filiation de l'uranium naturel (essentiellement les produits de la désintégration du radon) qui pourraient passer des résidus d'extraction de l'uranium dans la chaîne alimentaire. On étudie actuellement la possibilité d'éliminer de l'environnement les radionucléides à vie longue (^{222}Rn et ^{230}Th) en stockant ces résidus dans les excavations de mines exploitées et/ou en recouvrant les tas de résidus, ou encore en évacuant séparément ces radionucléides dans un dépôt.

Pour éviter que les éléments indésirables contenus dans les résidus ne se retrouvent dans l'environnement, on construit des systèmes de barrières ouvragés pour l'évacuation à long terme des ces matières. Tandis que l'étude de 1993 de l'UNSCEAR [17], évaluait à 150 homme.Sv par GWe la dose collective annuelle imputable au radon émis par les résidus du traitement de l'uranium sur un site théorique, une étude plus récente [18], réalisée sur des données réelles sur le taux de rejet de radon³⁹, donne une dose annuelle collective nettement inférieure de 1 homme.Sv par GWe⁴⁰. Outre la différence entre les valeurs obtenues par ces deux études, ces chiffres démontrent la très grande efficacité de l'industrie qui a réussi à réduire tous les inconvénients potentiels de cette étape du cycle du combustible. Par ailleurs, s'agissant des gisements à forte teneur en uranium, on sélectionne la technique d'extraction et les procédés d'exploitation qui permettent de réduire et de maîtriser l'exposition des travailleurs. Cela vaut particulièrement pour les mines souterraines. Le recours à des méthodes d'extraction à distance peut s'imposer dans certains cas. Le minerai est alors extrait à l'aide de machines télécommandées par des mineurs éloignés du volume minéralisé.

Dans le cas de la lixiviation *in situ* (LIS), la prise en compte des problèmes de radioprotection et de gestion des déchets est grandement facilitée, étant donné que le minerai n'est pas ramené à la surface. Les perturbations en surface sont réduites (il n'y a pas de résidus), et, par conséquent, l'impact environnemental est nettement moindre qu'avec les méthodes classiques. En exploitation, il s'agit essentiellement de limiter les effets sanitaires de la radioactivité présente dans les conditions normales, mais aussi de surveiller et de maîtriser l'état des eaux souterraines à l'intérieur et à proximité du corps minéralisé.

Outre ces changements dans les modes d'exploitation et de traitement, on note des progrès dans la recherche de nouvelles ressources d'uranium exploitables à très long terme. Bien que les budgets de la R&D sur l'exploration de l'uranium aient été réduits au cours des dix dernières années [15], les recherches sur l'extraction d'uranium de l'eau de mer se poursuivent. Si cette méthode était commercialement exploitable, l'uranium contenu dans les océans de la planète ferait de l'énergie nucléaire une source pour ainsi dire inépuisable. L'uranium se trouve dans l'eau de mer à des faibles concentrations (environ 3 ppb), mais en quantités énormes : environ 4 milliards de tonnes (soit 700 fois environ les ressources terrestres connues récupérables à moins de 130 USD/kgU). Si l'on pouvait récupérer ne serait-ce que la moitié de ces ressources, il serait possible d'exploiter des réacteurs d'une puissance installée totale de 3 000 GWe⁴¹ pendant 6 000 ans⁴². Les recherches menées

39. Ces chiffres concernent des sites miniers réels qui assurent 80 % de la production mondiale d'uranium actuelle.

40. Cette étude n'utilise pas le concept dose collective au public qui peut être mal interprété. Seule la dose collective reçue par les travailleurs est applicable.

41. La puissance nucléaire installée totale atteint aujourd'hui 373,8 GWe [Nucleonics Week, January 2001].

au Japon ont montré qu'il est techniquement possible d'extraire de l'uranium de l'eau de mer à un coût situé entre 300 et 700 USD par kg d' U_3O_8 [4]. Bien que ce coût représente 10 à 20 fois le prix actuel de l'uranium, ses répercussions globales sur les coûts de l'énergie ne dépasseraient pas 50 à 100 % du coût de l'électricité nucléaire étant donné que le coût de l'uranium ne représente aujourd'hui que 5 % des coûts totaux de la production de l'électricité nucléaire.

4.2.2 Évolutions de la technologie de conversion et d'enrichissement

Principales évolutions :

- répercussions des mécanismes du marché ;
- progrès de l'ultracentrifugation et de l'enrichissement par laser ;
- conséquences de l'apparition de nouveaux combustibles sur les caractéristiques des services d'enrichissement et la demande de ces services.

Sous l'effet de plusieurs mécanismes du marché (passage d'un marché dominé par le déstockage à un marché dominé par la production, surcapacité d'enrichissement et apparition d'un marché du ré-enrichissement de résidus), les secteurs de la conversion et de l'enrichissement ont concentré leur efforts sur la réduction des coûts, dans l'espoir que les nouvelles usines utilisant des procédés avancés pourront à long terme produire à des coûts d'environ 50 USD/UTS. Si les technologies actuelles ont, pour la plupart, été introduites dans les années 50, voire avant, les procédés de conversion et d'enrichissement ont été en permanence améliorés. Les entreprises d'enrichissement qui recourent au procédé de l'ultracentrifugation n'ont pas cessé de gagner des parts de marché et font preuve d'une grande capacité d'adaptation aux conditions du marché.

Les progrès des procédés d'enrichissement sont susceptibles de modifier profondément cette étape du cycle du combustible. Selon la technologie utilisée, ils pourraient se répercuter sur le procédé de conversion et faire baisser de manière significative le coût de la production d'uranium enrichi. Les procédés d'enrichissement avancés sont soit des améliorations des procédés d'ultracentrifugation ou soit l'utilisation de lasers pour séparer les isotopes. Le tableau 4.1 récapitule la situation actuelle de la R&D sur l'enrichissement de l'uranium dans le monde [67]. Encore au stade de la recherche, les procédés d'enrichissement par laser ont été étudiés depuis longtemps mais n'ont pas encore été exploités pour la production. À cause de leur très forte sélectivité, les procédés par laser de production d'uranium enrichi ne comportent que quelques étapes⁴³, et permettent de s'affranchir des multiples étages des cascades caractéristiques des usines de centrifugation ou de diffusion. La productivité élevée de ces procédés permet également d'éviter la construction des lignes parallèles que l'on trouve dans les usines de centrifugation. De cette manière, les usines d'enrichissement pourraient être nettement plus petites et consommer beaucoup moins d'électricité (niveaux comparables à ceux de la centrifugation gazeuse).

42. Compte tenu d'un facteur de charge de 75 % et à supposer que les réacteurs de la prochaine génération (réacteurs à hautes température refroidis au gaz) soient exploités en cycle ouvert.

43. Le facteur d'enrichissement caractéristique d'un procédé de séparation isotopique est défini comme la relation entre les rapports isotopiques du produit et de la substance de base ($\alpha = R_p/R_f$) obtenue au cours d'une étape. Pour le procédé AVLIS, ce facteur se situe entre 7 et 200, ce qui est nettement supérieur au facteur obtenu par chaque étape de diffusion gazeuse ($\alpha = 1,002$) et d'ultracentrifugation ($\alpha < 1,3$). Cela permet d'obtenir en une seule étape l'enrichissement de l'uranium nécessaire pour les réacteurs nucléaires. En outre, ce procédé permet de produire de l'uranium enrichi par ré-enrichissement de l'uranium appauvri (résidus) lors de l'enrichissement de l'uranium par diffusion ou centrifugation.

Deux technologies laser ont été développées récemment : le procédé AVLIS/SILVA où le matériau de base est de l'uranium métal et le procédé SILEX qui, lui, part d'hexafluorures d'uranium.

AVLIS/SILVA

- la séparation isotopique par laser sur vapeur atomique d'uranium (SILVA ou en anglais « Atomic Vapour Laser Isotope Separation » – AVLIS) est une méthode d'enrichissement par photo-ionisation atomique à haute température. Le procédé AVLIS/SILVA consiste à éclairer une vapeur d'uranium avec des photons parfaitement accordés dans un séparateur sous vide. Dans le séparateur, les atomes de l'isotope ^{235}U sont sélectivement excités et photo-ionisés dans une vapeur atomique de composition isotopique naturelle. L'isotope ^{235}U sélectivement ionisé est alors recueilli afin d'obtenir un produit enrichi en cet isotope. Une fois l'enrichissement réalisé, le produit métallique est purifié et converti en un oxyde adapté à la fabrication du combustible nucléaire. L'utilisation d'uranium métal dans le procédé d'enrichissement aurait également des répercussions sur le procédé de conversion préalable. Les avantages commerciaux de cette technologie d'enrichissement par laser ne se limitent pas par conséquent au travail de séparation et doivent être replacés dans la perspective de l'ensemble du cycle du combustible ;
- l'abandon par l'USEC (« US Enrichment Corporation »), après sa privatisation, des travaux sur le procédé AVLIS a profondément déçu les partisans de cette technique car l'USEC avait déjà construit une importante installation pilote. De plus, ses recherches avaient absorbé des budgets représentant, pour le gouvernement des États-Unis, près de 1,3 milliard d'USD et, pour l'USEC, près de 500 millions d'USD à raison d'une centaine de millions d'USD chaque année. La raison invoquée pour justifier cette décision était que les prévisions de recettes ne compensaient pas les risques financiers et les dépenses en capital que représentaient pour l'USEC la construction et l'exploitation d'une usine de séparation isotopique par laser. En effet, les coûts de construction estimés d'une nouvelle usine de séparation dépassaient 2,5 milliards d'USD pour une capacité de production annuelle de 9 millions d'UTS. De plus, la détérioration des conditions sur les marchés (baisse des prix de l'UTS et de l'uranium) a fortement contribué à revoir à la baisse la rentabilité prévue des investissements dans l'exploitation du procédé AVLIS ;
- en France, le programme SILVA marquait des progrès quand la CEA et la Cogéma ont procédé à une évaluation de cette technique à l'annonce de l'interruption du programme AVLIS. La décision de poursuivre la démonstration et la mise en œuvre du procédé SILVA dépendait pour beaucoup de l'évaluation que ferait la France des possibilités de disposer d'électricité bon marché pour son usine de diffusion gazeuse et des perspectives d'amélioration technique de SILVA. Les estimations réalisées par Urenco ont montré que le déploiement de la technologie SILVA nécessiterait des engagements financiers supplémentaires supérieurs à 1 milliard d'USD [69]. En janvier 2001, le CEA a annoncé qu'il cessait de développer cette technologie.

SILEX

- l'USEC continue de soutenir financièrement la mise au point à l'échelle du laboratoire du procédé australien SILEX⁴⁴ (« Separation of Isotopes by Laser Excitation ») d'enrichissement moléculaire par laser. Ce procédé présenterait l'avantage théorique d'être plus simple et moins onéreux que le procédé SILVA étant donné qu'il utilise de l' UF_6 et ne nécessiterait donc pas de modifier les procédés de conversion en amont et en aval de l'étape

44. Ce procédé est également connu sous le nom de SILMO, séparation isotopique par laser sur la molécule d' UF_6 .

d'enrichissement. De plus, en utilisant de l' UF_6 , le procédé SILEX permet d'éviter l'environnement corrosif que constitue la vapeur à haute température et l'uranium métallique liquide. Avec ce procédé, le laser excite sélectivement les molécules d' UF_6 contenant de l' ^{235}U qui sont ensuite recueillies pour donner un produit enrichi en isotope ^{235}U ;

- le programme de développement de SILEX comporte les phases de caractérisation, de mesure directe et de conception d'une usine pilote. La phase de caractérisation, qui a permis de mesurer les principaux paramètres physiques caractéristiques de l'enrichissement, a été menée à bien en janvier 2000. La confirmation de ces paramètres fait partie des étapes prévues lors de la phase de mesure directe qui doit servir à démontrer les possibilités de séparer des quantités commerciales d'uranium enrichi. La phase suivante conduira à la conception d'une usine pilote et permettra d'affiner les calculs des caractéristiques économiques du procédé SILEX.

Centrifugation gazeuse

- les États-Unis sont en train d'étudier l'opportunité de lancer un nouveau programme de mise au point d'un procédé de centrifugation gazeuse avancé de façon à faire face à la demande nationale future d'uranium enrichi. S'appuyant sur leurs programmes antérieurs, les États-Unis envisagent de mettre au point et d'exploiter une usine pilote de démonstration sur le site de la Portsmouth Gaseous Diffusion Plant. Les objectifs de ce programme sont de concevoir une machine capable de produire 325 UTS par an et d'exploiter une usine pilote équipée de 240 centrifugeuses assez longtemps pour pouvoir vérifier la fiabilité et les perspectives commerciales d'une conception avancée de la centrifugeuse ;
- au Japon, le Japan Nuclear Cycle Development Institute (JNC) continue d'étudier les technologies avancées de centrifugation. Ces techniques ont été adoptées à l'usine de Rokkasho. Pour améliorer la rentabilité de cette usine, JNC a mis au point une centrifugeuse à haute performance en matériaux composites nouveaux. La capacité de production avec cette technologie atteindrait 50 UTS/an par centrifugeuse contre 2 à 5 UTS/an pour les premiers modèles de centrifugeuse ;
- en général, il convient de noter que les progrès techniques réalisés dans d'autres domaines (fibres à haute résistance moins chères, commandes de moteurs transistorisées, modélisation numérique en mécanique des fluides, ...) ont également continué à améliorer les performances économiques de l'enrichissement par centrifugation et contribué à en faire la technologie d'enrichissement privilégiée aujourd'hui. Hormis les cas particuliers du ré-enrichissement de l'uranium de retraitement, pour lequel l'enrichissement par laser serait plus adapté, les marchés de l'enrichissement devraient être de plus en plus dominés par la centrifugation gazeuse.

4.2.3 Évolutions de la conception et de la fabrication du combustible

Principales évolutions :

- standardisation des composants de l'assemblage combustible ;
- combustibles à haut taux de combustion ;
- combustibles sur matrices inertes ;
- combustibles pour réacteurs à haute température refroidis au gaz.

Tableau 4.1 **État d'avancement⁴⁵ des technologies utilisées pour l'enrichissement de l'uranium**
 [tiré de la référence 68]

Pays	Diffusion	Centrifugation	Procédé par échange chimique	Séparation par tuyère	Séparation laser	Résonance cyclotronique
Argentine	II					
Australie		I			I	
Brésil		II			I	I
États-Unis	IV	II			II	
France	IV	I	II		II	I
Pays-Bas		IV			I	
Italie	I	I			I	
Japon		IV	II		I	
Pakistan	III	IV				
Allemagne		IV		II	I	
Chine	IV	IV			I	
Russie	IV	IV				
Suède					I	
Royaume-Uni		IV			II	
<i>Stade général de développement</i>	<i>IV</i>	<i>IV</i>	<i>II</i>	<i>II</i>	<i>II</i>	<i>I</i>

Si les étapes amont du cycle du combustible sont, d'un point de vue technologique, assez indépendantes des choix réalisés pour l'aval du cycle, ce n'est pas le cas de la conception et de la fabrication du combustible. Ces deux étapes sont des composantes très importantes de tous les cycles du combustible étant donné que l'assemblage combustible se situe à l'interface entre le cycle du combustible et la centrale nucléaire, mais qu'il a en outre des répercussions sur les solutions choisies pour l'aval du cycle.

L'interface entre le cycle du combustible et la centrale nucléaire ainsi que la mise au point de nouvelles solutions pour l'aval du cycle du combustible font actuellement l'objet de travaux. La plupart des études sur le combustible sont aujourd'hui menées par l'industrie nucléaire désireuse d'améliorer en permanence les performances du combustible (taux de combustion, consommation de combustible), sa fiabilité (combustible « zéro défaut ») ainsi que la rentabilité pour le fabricant et pour les utilisateurs. Les programmes de développement dans le domaine de la sûreté des combustibles et des centrales nucléaires sont entrepris par des établissements publics mais aussi dans le cadre de collaborations internationales, par exemple le projet OCDE/AEN du réacteur de Halden. Les établissements de recherche étudient de nouveaux types de combustibles tels que les combustibles nitrure et métalliques ainsi que les combustibles sur matrices inertes, pour des cycles envisageables à long terme.

Pour répondre aux préoccupations écologiques de la société, des mesures de protection de l'environnement sont introduites sur les chaînes (dans les procédés) de fabrication des assemblages combustibles, par exemple le recours à un procédé de conversion à sec qui permet d'éviter toute production de déchets et de vendre les sous-produits (HF, CaF₂).

45. Sur tout ce chapitre, nous adopterons la notation suivante pour indiquer le stade d'avancement technologique :
 I = stade de la recherche ; II = stade du laboratoire/installation pilote ; III = stade pré-industriel ; IV = stade industriel.

4.2.3.1 Évolutions du combustible à court terme

Sur les prochaines décennies, les combustibles oxyde devraient rester la norme et constituer l'essentiel du combustible irradié sortant des REO. À court terme, la prudence des compagnies d'électricité face aux coûts élevés d'une modification des autorisations d'exploitation de leurs installations nucléaires très gourmandes en capital et aux risques que cela présente, laisse penser que les pressions pour conserver ce type de combustible seront extrêmement fortes. De ce fait, les évolutions se font pour l'essentiel à petits pas et visent à améliorer les performances, la fiabilité et la rentabilité du combustible.

Ces progrès des performances, de la fiabilité et de la rentabilité s'inscrivent, dans le cas des réacteurs actuels, dans un processus continu qui est principalement le fait des fabricants combustibles. Avec la déréglementation du marché et la concurrence plus intense entre compagnies d'électricité, l'augmentation du taux de combustion, les modulations possibles de la durée des cycles, le relèvement de la puissance des centrales et, en général, une plus grande fiabilité du combustible, sont autant de facteurs qui ont pris de l'importance. En France, par exemple, EDF a pu réduire de 9 % le coût du cycle du combustible en modifiant sa stratégie de gestion du cœur, passant d'une gestion 2 cœurs à une gestion 3 cœurs. Par ailleurs, le passage d'une gestion 3 cœurs à une gestion 4 cœurs et de 4 cœurs à 5 cœurs permet chaque fois d'abaisser le coût du cycle du combustible de 6 %. Cette modification de la gestion du cœur s'accompagne d'une augmentation du taux de combustion du combustible [69]. La standardisation des composants des assemblages combustibles s'est faite progressivement. Elle autorise une plus grande souplesse dans la composition des assemblages combustibles, raccourcit les temps de livraison tout en abaissant les coûts tant pour le fabricant du combustible que pour l'utilisateur final. On notera, dans ce contexte, que la plupart des compagnies d'électricité ont inauguré de nouvelles politiques d'achat en réduisant leurs stocks de biens de grande valeur (par exemple, les assemblages combustibles fabriqués) au profit de produits de moindre valeur (par exemple, l'uranium naturel).

À l'avenir, les choix effectués dans les premières années de l'exploitation de l'énergie nucléaire devraient évoluer vers une intégration plus forte du cycle de vie dans les spécifications et la fabrication du combustible. Cela exigera plus que de simples changements progressifs. Ces dernières années, les problèmes imprévus liés au combustible ont obligé à abaisser la puissance de plusieurs centrales, voire à arrêter prématurément un cycle d'exploitation. Beaucoup de ces problèmes peuvent être attribués, du moins en partie, aux sollicitations accrues que subit le combustible, c'est-à-dire à une corrosion excessive, une dégradation secondaire importante du gainage consécutive à une défaillance primaire, une insertion incomplète de la grappe, une défaillance du combustible due à la vibration du crayon à l'intérieur de la grille (« fretting »), au déséquilibre axial de puissance, pour n'en citer que quelques-uns. Les exploitants de centrales nucléaires qui rencontrent ces problèmes dressent alors un bilan de leur situation particulière et pèsent les avantages conférés par la baisse des coûts du combustible qui permet une durée de service prolongée contre les risques de défaillance accrue du combustible. Ces facteurs, mais aussi le fait que les fabricants de combustible ont amputé leurs budgets de R&D laissent penser qu'à long terme, des coopérations entre industriels devront tenter de répondre à la question des performances du combustible. L'ampleur que prendront ces partenariats et les résultats qu'ils obtiendront détermineront l'importance et le rythme des progrès réalisés dans le domaine des combustibles oxyde.

Dans le cadre des recherches sur la sûreté, le comportement à haute température de pastilles d' UO_2 enrobées dans des céramiques (SSiC) et les éléments absorbants sont actuellement étudiés dans des centres de recherche allemands. Ces travaux font partie de programmes de recherches sur les utilisations de céramiques dans des réacteurs à eau ordinaire innovants et permettront de mettre au point un nouvel élément combustible et un nouvel absorbant ayant des durées de vie beaucoup plus longues à des températures élevées. Les questions fondamentales qui se posent quant à l'intérêt et au comportement des céramiques ont fait l'objet de recherches antérieures. Se fondant sur les résultats de ces recherches, les travaux actuels consistent à analyser de façon détaillée les interactions entre le SSiC et l' UO_2 , le Zircaloy, les matériaux absorbants, la vapeur oxydante et des atmosphères non

oxydantes ou inertes. Les hautes températures, susceptibles de dépasser 2 000 °C, seront étudiées sur les installations d'OSIRIS et DRESSMANN.

4.2.3.2 Types de combustibles avancés à plus long terme

Les solutions novatrices envisagées pour l'avenir de l'énergie nucléaire, en particulier dans le domaine du combustible, visent à résoudre quelques-uns des grands problèmes évoqués ci-dessus. L'optimisation du cycle du combustible devra s'orienter vers une solution intégrée des problèmes de l'amont et de l'aval du cycle et tenir compte en même temps des caractéristiques de l'exploitation des centrales nucléaires. Dans cet ordre d'idées, la volonté de mieux exploiter les ressources et gérer les déchets a stimulé l'étude de formes innovantes de combustibles. Les combustibles qui satisfont à ces nouvelles spécifications et permettent d'améliorer les caractéristiques économiques du cycle, ou du moins ne les dégradent pas, n'ont pas encore été exploités, mais les recherches et expériences menées actuellement ont donné quelques résultats prometteurs. La mise au point effective d'un nouveau combustible, qui exige des essais d'irradiation⁴⁶, prend à peu près 20 ans, ce qui porterait à 2020 la date à laquelle ces combustibles parviendront à maturité.

L'augmentation du taux de combustion et du combustible, avec son corollaire, une quantité plus importante d'actinides mineurs et de produits de fission dans le combustible, contribuent à accentuer les contraintes subies par le combustible lui-même. Par ailleurs, le comportement du combustible est également déterminé par les options choisies pour l'aval du cycle en fonction de la politique nucléaire spécifique à chaque pays, par exemple retraitement, entreposage de longue durée, recyclage. En général, on classe les innovations technologiques concernant le combustible en fonction de deux options principales :

- dans les cycles ouverts, on obtient des taux de combustion plus élevés et l'on cherche à immobiliser parfaitement à long terme la radioactivité dans des installations d'entreposage ou dans des dépôts en formations géologiques. Dans ces options, l'amélioration des combustibles oxyde consiste à augmenter le taux de combustion, et l'on envisage d'utiliser des matrices inertes de type minéral de façon à y incorporer le plutonium excédentaire des stocks civils ou militaires en vue d'une irradiation unique ;
- dans les scénarios avec recyclage, le recyclage des actinides nécessite des combustibles à haut taux de combustion (notamment dans les réacteurs rapides) avec une forte teneur en plutonium et en actinides mineurs. Le multi-recyclage comporte de nouvelles contraintes pour le retraitement de ces combustibles très radioactifs. Pour le mode de recyclage homogène⁴⁷, on recherche des combustibles oxydes contenant des actinides mineurs, et pour des teneurs en plutonium supérieures à 40 %, on envisage des combustibles nitrures avec support enrichi en ¹⁵N. Pour des systèmes de combustibles plus « intégrés », on étudie des combustibles

46. Il convient de noter que le nombre d'installations expérimentales d'irradiation est en régression et que même les codes de simulation les plus perfectionnés ne peuvent que compenser partiellement la perte de ces moyens de vérification expérimentaux.

47. Dans le recyclage en mode homogène, les éléments transuraniens ne sont pas séparés les uns des autres avant leur recyclage dans le réacteur. Le recyclage en mode hétérogène exige en revanche la séparation du plutonium, du neptunium, de l'américium et du curium avant leur recyclage sous forme de cibles dédiées dans le réacteur.

métalliques. Dans le cas d'un recyclage hétérogène du plutonium et des actinides mineurs, les combustibles sur matrices inertes, par exemple CERCER/CERMET⁴⁸, sont étudiés.

Les objectifs de chacune de ces options étant différents, il paraît intéressant d'adopter, pour les nouveaux combustibles, une approche globale du cycle de vie. Bien que ces deux options n'aient pas la même finalité ni les mêmes buts technologiques, les problèmes techniques sont en fait fortement liés. Un taux de combustion élevé, c'est-à-dire supérieur à 70 GWj/t, et l'incinération des actinides exigent que l'on soit très attentif au rejet de gaz de fission, à la corrosion des gaines, à leur ductilité, à leur résistance et à leur gonflement sous rayonnements. On étudie de nouveaux matériaux combustibles qui permettraient d'augmenter la concentration en combustible et la conductibilité thermique du combustible et simultanément d'améliorer la rétention des gaz de fission. Le recours à des matrices inertes pour améliorer les taux de combustion des actinides, les combustibles de type intégré tels que les combustibles métalliques destinés à être retraités sur place (IFR) ou des combustibles proches de minéraux naturels marquent autant de progrès utiles pour les deux cycles. Les combustibles sur matrices inertes sont mis au point tant pour les REO que pour les réacteurs rapides. Les combustibles les plus avancés, par exemple à teneur plus élevée en plutonium, sont plutôt des nitrures que des oxydes, voire des combustibles métalliques qui permettent la mise en place de scénarios du combustible plus « intégrés ». L'une des variantes, appelée cycle du combustible DUPIC, consiste à réutiliser dans des réacteurs CANDU le combustible utilisé des REO. On en trouvera la description à la section 5.3.2. Ce cycle exige un retraitement, sans séparation du plutonium et de l'uranium, et la refabrication du combustible.

Étant donné le retard pris par les programmes de construction de réacteurs rapides, les stocks de plutonium se sont accumulés, et les pays qui ont choisi la stratégie du recyclage, commencent à s'intéresser à l'incinération de ce plutonium dans les REO. Bien que la technologie du MOX ait beaucoup progressé, les autorisations délivrées aujourd'hui restreignent les possibilités de consommer les stocks de plutonium dans les REO moxés⁴⁹. Par conséquent, il est impératif d'augmenter le taux de consommation du plutonium dans les REO en chargeant davantage le cœur en plutonium si l'on veut pouvoir réduire les stocks de cette matière.

Les principales limites au fonctionnement des REO avec un cœur constitué à 100 % de MOX sont liées à l'effet de vide du réfrigérant et au contrôle du cœur dans les conditions normales de fonctionnement ou lors des transitoires⁵⁰. L'utilisation de bore enrichi dans le bore soluble et dans les

-
48. Les études menées actuellement sur le scénario de recyclage, par exemple sur les combustibles CERCER et CERMET, trouvent leur équivalent dans les cycles ouverts, par exemple les combustibles de type ROX. La plupart des combustibles avancés sont néanmoins constitués d'oxydes.
 49. Le chargement du cœur en MOX est limité dans les REO à 30 % à cause des effets du plutonium sur la physique des réacteurs et sur les limites de sûreté des REO standard actuels, par exemple les limites de sûreté dépendant du temps, l'élargissement Doppler, la cinétique du cœur et la fraction de neutrons retardés. Au Japon, des autorisations ont été délivrées pour des REB avec un cœur moxé à 100 %.
 50. En cas de vidange du réfrigérant, le spectre neutronique devient plus rapide, le flux de neutrons dans la région thermique tend vers zéro et se concentre dans la région où les neutrons ont une énergie allant de 10 keV à 1 MeV. Par conséquent, toutes les captures par le ²⁴⁰Pu et le ²⁴²Pu dans les résonances thermiques et épithermiques disparaissent, et les contributions du ²⁴⁰Pu et du ²⁴²Pu à l'effet de vide deviennent positives. Enfin, plus la teneur en Pu est grande et sa qualité dégradée, plus l'effet de vide est important. S'agissant du contrôle du réacteur, l'enrichissement du plutonium entraîne une baisse de β_{eff} , qui représente l'efficacité du bore soluble et des grappes de commande. En outre, l'effet Doppler s'atténue lorsque l'on remplace l'uranium par du plutonium de sorte que, lors d'un transitoire, le cœur peut diverger de nouveau si le contrôle du réacteur n'est pas assez efficace. Comme en ce qui concerne l'effet de vide, la dégradation du plutonium et l'accumulation de ²⁴⁰Pu et de ²⁴²Pu après un recyclage multiple entraînent un durcissement du spectre et rendent plus difficile le contrôle du cœur.

barres de sécurité permettrait de résoudre ce problème. Les calculs réalisés sur des cœurs composés de 100 % de MOX montrent en fait des propriétés et un comportement tout à fait acceptables lors des transitoires de refroidissement, mais les marges de réactivité ne sont pas suffisantes pour permettre un multi-recyclage et des taux de combustion élevés. Par conséquent, si l'on veut consommer davantage de plutonium sans compromettre la sûreté, on a besoin de combustibles et de réacteurs plus avancés :

- des réacteurs à modération accrue (RMA) qui corrigent des effets négatifs de la teneur plus élevée en plutonium sur la sûreté des REO standard ;
- dilution du plutonium à de faibles concentrations dans le combustible UO_2 , c'est-à-dire le cycle MIX ;
- recours à des assemblages combustibles à matrices inertes dans les REO standard, par exemple le concept français PLUTON où le combustible à l'uranium est remplacé par une matrice inerte (ou par du thorium) ;
- d'autres conceptions plus spécifiques telles que les concepts français CORAIL et APA⁵¹ où l'on remplace quelques aiguilles combustibles standard à l' UOX par des aiguilles standard au MOX (en quelque sorte, la technique MIX en mode hétérogène) ou par des crayons annulaires sans uranium ;
- un type de réacteur à eau avancé, le réacteur à eau à rapport de modération réduit, que les Japonais ont récemment étudié. Ce réacteur, qui utilise la technologie des REO devrait avoir un taux de conversion élevé, d'environ 1,0, avec du MOX. Ce concept a été mis au point par JAERI [70,71] pour exploiter au mieux les ressources en uranium, obtenir un haut taux de combustion et un cycle en cœur plus long et pouvoir organiser le multi-recyclage du plutonium.

Les analyses de ces concepts montrent que le réacteur à modération accrue, le réacteur sous-modéré et le combustible MIX sont effectivement capables d'améliorer la consommation de plutonium dans les REO. Les coefficients de sûreté sont dans l'ensemble acceptables et très proches de ceux des REO standard fonctionnant avec de l' UOX . En revanche, le concept PLUTON présente des marges de sûreté insuffisantes en ce qui concerne l'effet de vide du réfrigérant et n'est pas réellement compatible avec une stratégie de multi-recyclage. Il reste pourtant intéressant dans un cycle ouvert. Le combustible APA a des propriétés intéressantes. L'optimisation de la conception pourrait apporter des améliorations, mais ces concepts ne sont pas adaptés à un scénario où le plutonium serait recyclé plus d'une ou deux fois [72], car la dégradation du plutonium altère considérablement les performances du cœur.

On n'a pas encore démontré la faisabilité d'un recyclage indéfini du plutonium dans quelques REO (représentant environ 20 % d'un parc nucléaire). Même la filière la mieux adaptée, c'est-à-dire les réacteurs à modération accrue, dont le rapport de modération est multiplié par quatre, ne permettent pas d'obtenir les paramètres de vidange du réfrigérant qui soient satisfaisants⁵² dans une stratégie de

51. Assemblage Plutonium Avancé.

52. Une étude paramétrique destinée à évaluer l'effet du rapport de modération révèle l'impact considérable des coefficients de réactivité. Par exemple, dans un réacteur entièrement moxé, l'augmentation de 2 à 4 du rapport de modération multiplie par 2,5 l'efficacité du bore et diminue de 20 % le coefficient Doppler. Le coefficient de température du modérateur devient aussi moins négatif. Ceci s'explique essentiellement par la différence entre les inventaires de plutonium : l'augmentation du rapport de modération provoque une diminution de 60 % de la masse de plutonium dans l'assemblage (pour une gestion identique du combustible). En outre, le rapport de modération doit être le plus élevé possible si l'on veut améliorer la consommation de plutonium et limiter la production d'actinides mineurs.

multi-recyclage^{53,54,55}. Cependant, il faut considérer que ces scénarios d'incinération dans les REO supposent que l'on augmente fortement la capacité de production de combustibles MOX (notamment dans la filière MIX). À titre d'exemple, un parc nucléaire de 60 GWe produisant 400 TWhe/an aurait besoin de 200 tonnes de combustible MOX par an, ce qui suppose que 25 % environ de la capacité actuelle des usines de fabrication soient consacrés à la technologie MOX. Par conséquent, la fabrication et la manutention de ces combustibles fortement radioactifs, en particulier dans le cas de cycle avancé comportant la séparation et la transmutation, doivent être concentrées dans des installations à capacité de production plus faible, de façon à pouvoir contrôler sévèrement les conditions de sûreté et les coûts. De ce fait, malgré les performances excellentes du combustible MOX dans les REO d'aujourd'hui, ce cycle du combustible devrait être considéré comme une solution intermédiaire préalable à l'utilisation du plutonium dans des réacteurs rapides.

En ce qui concerne les spécifications du combustible MOX, le réacteur rapide présente, par rapport aux REO, des avantages qui sont dus à la physique du cœur : il peut atteindre des taux de combustion plus élevés, peut fonctionner avec un combustible ayant une teneur en plutonium plus forte et admettre des concentrations supérieures d'actinides mineurs et de produits de fission. Ce qui signifie, en d'autres termes, que les réacteurs rapides sont des moyens efficaces d'exploiter les ressources et de transmuter les nucléides radiotoxiques. Le MOX est suffisamment au point pour être utilisé dans des réacteurs rapides, mais il faut encore en améliorer les caractéristiques économiques avant de pouvoir le commercialiser. Les études actuelles visent essentiellement à réaliser un combustible à haut taux de combustion qui permette des économies. Ce qui exige de mettre au point des gainages avancés capables de résister au gonflement du combustible et aux chargements mécaniques qui s'exercent lorsque le MOX atteint des hauts taux de combustion (par exemple

-
53. Par rapport à ce qui se passe dans un REO standard fonctionnant à l'UOX, la teneur plus élevée en plutonium multiplie par 7 la production d'actinides mineurs tandis que la baisse de la radiotoxicité imputable au recyclage de plutonium ne diminue que d'un facteur 3 à 5. En outre, il n'est pas possible d'utiliser des assemblages du type 17×17 à cause du flux thermique sur les crayons combustibles. Il est donc nécessaire d'adopter des assemblages de type 19×19 , de conserver les mêmes dimensions externes des assemblages et de modifier la géométrie du cœur. Des études détaillées [73] donnent, pour la consommation de plutonium et la formation d'actinides mineurs dans un cycle du combustible à base de RMA : $\Delta Pu = -74,2 \text{ kg/TWhe}$ et $\Delta MA = 9,5 \text{ kg/TWhe}$, pour une teneur en Pu initiale de 6,6 %. D'autres modes de gestion du combustible ont permis d'obtenir, en portant la teneur en plutonium à 14,4 %, une amélioration de la consommation de plutonium de $\Delta Pu = -134 \text{ kg/TWhe}$, mais aussi une production accrue d'actinides mineurs qui passe à 11 kg/TWhe.
 54. S'agissant de la fabrication du combustible, la fabrication et la manutention du neptunium présent à hauteur de 2 % en poids dans un combustible MOX typique de REO ne poserait pas de problème spécifique. Dans une usine de fabrication du MOX, la présence de NpO_2 n'a pas d'effet sur les émissions alpha et neutroniques mais accentue la source gamma, en raison de la présence de ^{233}Pa (produit de filiation du ^{237}Np), par rapport à la référence tout PuO_2 . Il faudrait protéger la boîte à gants où s'effectue le mélange des poudres par des couches de plomb de 2 mm d'épaisseur si l'on voulait maintenir les mêmes débits de dose à l'extérieur [75]. Dans le cas d'un multi-recyclage du ^{237}Np , la teneur en ^{238}Pu augmente progressivement, et cette source supplémentaire de neutrons et de chaleur se répercute sur les étapes ultérieures de retraitement et de fabrication. Il conviendrait par conséquent d'irradier de préférence le Np dans des réacteurs rapides présentant un rapport capture/fission plus faible et ainsi réduire la production de ^{238}Pu sous l'effet de l'irradiation. En général, le recyclage du neptunium dans les REO et les RNR ne pose pas de problème de fabrication spécifique.
 55. L'introduction d'américium dans la poudre de plutonium dans une usine de fabrication du combustible MOX provoquerait une forte augmentation de la dose gamma (d'un facteur 4,5). Cette dose pourrait être atténuée en rajoutant un blindage constitué d'une couche d'acier de 25 mm. Par conséquent, il serait possible de maîtriser le débit de dose au moyen d'un blindage supplémentaire, ce qui générerait les opérations de fabrication et coûterait plus cher. Pourtant, ces opérations sont un prolongement possible des méthodes standard de fabrication du MOX, surtout si l'on envisage de recourir à des procédés automatiques de fabrication à distance.

150 GWj/t) ou en présence d'une fluence neutronique élevée (par exemple 250 dpa⁵⁶). JNC, par exemple, a mis au point un acier ferrito-martensitique renforcé par une dispersion d'oxydes qui constitue le matériau de gainage le plus prometteur. Cette société travaille aussi sur de nouvelles méthodes simplifiées de fabrication des pastilles, qui permettent d'éviter les processus compliqués d'ajustement de la teneur en uranium et en plutonium, le frittage, etc., et ainsi de construire une usine plus compacte. Le vibro-compactage, procédé mis au point par la Russie, la Suisse et d'autres pays, est une solution attrayante, car très simple. De nombreux pays ont également étudié les combustibles nitrures et les combustibles métalliques qui ont une excellente économie de neutrons dans le cœur, ce qui permet par conséquent d'améliorer la rentabilité des opérations, mais aussi de transmuter les nucléides à vie longue.

La France et le Japon ont beaucoup étudié les possibilités d'incinérer le plutonium dans des réacteurs rapides. Les cycles du combustible plus avancés, c'est-à-dire comportant la séparation et la transmutation, filière dans laquelle les actinides mineurs sont recyclés (soit dans des rapides, soit dans des systèmes hybrides) font également l'objet de recherche. Le recyclage des actinides mineurs (américium et neptunium) est possible dans des réacteurs à neutrons rapides, en mode homogène ou hétérogène. Le bilan massique fait apparaître l'avantage du spectre rapide sur le spectre thermique, car il permet d'obtenir un taux de combustion plus élevé. Cependant, il reste encore quelques problèmes à résoudre :

- l'incinération de l'américium produit une grande quantité de curium qu'il faut traiter pour réduire la radiotoxicité globale des déchets ;
- les expériences réalisées dans Superphénix (SUPERFACT) ont mis en évidence une forte production d'hélium dans les cibles contenant de l'américium, ce qui pourrait limiter la concentration admissible d'américium dans les combustibles. L'incinération du curium doit être considérée comme très problématique étant donné la forte activité neutronique et alpha de cet élément ;
- parmi les solutions possibles pour régler le problème du curium, il conviendrait d'envisager de le séparer après son déchargement du réacteur et de l'entreposer suffisamment longtemps (environ 100 ans). Après cette période d'entreposage, le produit de filiation (²⁴⁰Pu) pourrait être recyclé dans des réacteurs rapides. Néanmoins, cette solution suppose un entreposage de grandes quantités d'un élément hautement radioactif, opération qui mérite de nouvelles évaluations, notamment du point de vue de la sûreté ;
- tous ces concepts fonctionnent avec des combustibles ou des cibles très spécifiques, susceptibles d'atteindre des taux de combustion élevés et adaptés au retraitement dans une optique de multiples recyclages. La plupart d'entre eux sont le prolongement de l'expérience acquise à ce jour avec les combustibles standard à base d'oxydes et supposent le recours à des matrices inertes.

4.2.3.2.1 Combustibles fertiles

Les combustibles fertiles, c'est-à-dire comportant une matrice d'uranium ou de thorium sont mis au point en prévision de leur utilisation dans des REO et des RNR. En fonction du cycle du combustible, on aura besoin de différents types de combustible fertile sous forme oxyde, métallique ou nitrure.

56. dpa = déplacements par atome.

Combustibles oxydes

La première expérience de fabrication de combustibles oxydes avec les teneurs élevées en Am et Np (jusqu'à 20 % d'Am) a été réalisée par l'Institut des transuraniens (ITU) de Karlsruhe (Allemagne) de 1984 à 1986. Le combustible était fabriqué par un procédé sol-gel suivi du pressage et du frittage des particules sphériques. JNC (Japon) a mis sur pied un programme systématique de fabrication et d'étude du comportement sous irradiation de MOX contenant des actinides mineurs. Deux méthodes de fabrication, le pressage des pastilles et le vibro-compactage, ont été étudiées pour la réalisation d'aiguilles combustibles à base de neptunium. Enfin, l'irradiation de MOX contenant du neptunium et de l'américium devrait avoir lieu dans le réacteur expérimental JOYO à partir de 2003.

Combustibles métalliques

L'Argonne National Laboratory (États-Unis) met au point depuis les années 60 des combustibles en alliages métalliques. Parmi les alliages contenant du plutonium, l'U-Pu à 10 % en poids de Zr a été choisi en raison de son point de fusion élevé et de sa compatibilité avec un gainage en acier inoxydable. Depuis 1984, ces combustibles en alliages U-Pu-Zr font l'objet de recherches supplémentaires dans le cadre du programme IFR. Plus d'une centaine d'aiguilles combustibles ont été fabriquées par moulage par injection et irradiées dans l'EBR-II, pour certains à des taux maximum de 18 % fima. La température du gainage pouvait aller jusqu'à 600 °C et la puissance linéique jusqu'à 500 W/s sans qu'il se produise de défaillance.

Le CRIEPI (Japon) a choisi pour ses études d'irradiation et pour la caractérisation métallographique des alliages métalliques de synthèse U-Pu-Zr-5MA-5RE et U-Pu-Zr-2MA-2RE. Le CRIEPI entreprendra d'irradier ces combustibles dès que les problèmes de redémarrage du réacteur Phénix auront été résolus.

Combustibles nitrures

Les nitrures présentent de nombreuses propriétés intéressantes pour les combustibles avancés, par exemple leur forte conductivité thermique, une bonne capacité de rétention des produits de fission, une forte densité de métal lourd et une solubilité mutuelle importante, et peuvent par ailleurs être retraités par des méthodes pyrochimiques. Dans les années 70 et 80, le CEA (France) a mené des études de laboratoire sur les procédés de fabrication des combustibles nitrures mixtes. Ce type de combustible était considéré comme le meilleur combustible possible pour un RNR, en raison de son gain de surgénération supérieur et de l'absence de réaction entre le combustible et le sodium en cas de rupture de gaine. Le procédé de production du combustible qui a été mis au point est une réduction carbothermique d'un mélange d'oxydes sous atmosphère d'azote, suivie de la décomposition des nitrures à degré de nitruration supérieur en mono-nitrures. Ce procédé de fabrication à sec a été jugé le mieux adapté à des applications industrielles. Les aiguilles de combustible à pastilles de nitrure ont été fabriquées en vue d'essais d'irradiation dans le réacteur français Phénix, de même que des nitrures fabriqués par l'ITU (en Allemagne) par le procédé sol-gel ont été irradiés dans le réacteur à haut flux (HFR). Au cours des dix dernières années, JAERI a mené des recherches sur les techniques de fabrication de combustibles nitrures mixtes d'uranium/plutonium en vue de les intégrer à un cycle du combustible avancé. Ces travaux ont donné lieu à la fabrication des pastilles de nitrure, dont on a mesuré les caractéristiques avant de les soumettre à des essais d'irradiation. JNC a également fabriqué des pastilles de nitrure et mesuré les caractéristiques de ce combustible.

Aujourd'hui, les combustibles nitrures sous forme de pastilles sont fabriqués par broyage, compactage et frittage de particules obtenues par réduction carbothermique d'oxyde en nitrure. Il ne subsisterait aucun problème important, excepté dans les domaines de l'enrichissement et du recyclage du ^{15}N . La quantité importante de ^{14}C qui se forme par la réaction $^{14}\text{N}(n,p)^{14}\text{C}$ plaide en faveur de l'utilisation de ^{15}N . Toutefois,

il serait difficile de retenir le ^{15}N et le ^{14}C au cours de la dissolution des nitrures par les procédés de retraitement PUREX alors qu'ils pourraient être récupérés facilement par des méthodes pyrochimiques faisant appel à l'électro-raffinage en sels fondus. Etant donné le coût de l'enrichissement du ^{15}N , qui ne représente que 0,365 % de l'azote naturel, le recyclage du ^{15}N devrait être l'un des principaux enjeux de l'utilisation de combustibles nitrures. JAERI vient de démontrer qu'il était possible de récupérer le ^{15}N avec un bon rendement par dissolution des nitrures dans des sels fondus [75].

Le nitrure, dilué sous forme de ZrN et TiN constitue une bonne matrice inerte pour l'incinération de l'américium dans des cibles. On a étudié la fabrication par la méthode sol-gel d'une solution solide de ZrN et d'UN (comme substitut des l'AmN). Ce combustible est également envisagé pour l'incinération du plutonium dans le réacteur CAPRA.

Les réacteurs rapides offrent une solution satisfaisante aux problèmes que posent la mise en œuvre d'une gestion efficace des stocks de plutonium. La supériorité des réacteurs rapides, en tant qu'incinérateurs ou auto-générateurs de plutonium, pour la gestion de toutes les compositions isotopiques de plutonium a été clairement démontrée par plusieurs études et par des expériences à grande échelle. Tout d'abord, il est possible de relever la teneur en plutonium du combustible jusqu'à 100 %, bien qu'un choix réaliste serait de 45 %, sans compromettre la sûreté du réacteur. Deuxièmement, la consommation de plutonium, même de mauvaise qualité, produit peu d'actinides mineurs.

4.2.3.2.2 *Combustibles sur matrices inertes*

En supprimant les matières fertiles dans le combustible, c'est-à-dire en utilisant des combustibles sur matrices inertes, on peut obtenir un meilleur taux de consommation de plutonium ou des actinides mineurs. Ces combustibles sont à l'étude pour des applications dans les REO, mais aussi dans les RNR, et en mode de recyclage hétérogène ou en cycle ouvert, par exemple si l'on veut incinérer les actinides mineurs.

Plusieurs groupes travaillent sur les matrices inertes. En France, le CEA étudie les combustibles CERCER (céramique-céramique) et CERMET (céramique-métal) ainsi que les pastilles en solution solide (SSP). Toutefois, des expériences ont montré que l'intégrité du combustible CERMET était meilleure que celle du combustible CERCER et que le rejet de ^{85}Kr est trois fois moindre dans le CERMET que dans le CERCER. Le combustible CERMET a ceci d'intéressant que la matrice métallique constitue une barrière supplémentaire potentielle contre le relâchement des gaz de fission, qu'elle possède une excellente conductivité thermique et qu'elle permet un contact de métal à métal entre le gainage et la matrice, ce qui rend hautement improbable les interactions pastille-gaine. Le fait qu'il s'agisse d'un « combustible froid » (c'est-à-dire un combustible possédant une forte conductivité thermique), ouvre de nombreuses voies de recherche sur les très hauts taux de combustion, mais aussi de nouvelles perspectives en ce qui concerne les accidents graves. S'agissant du combustible CERCER, il sera nécessaire de poursuivre les travaux de R&D de façon à améliorer sa résistance à l'irradiation, sa conductibilité thermique et son comportement viscoplastique [76].

Plusieurs axes de recherches (menées par JAERI, l'IPS, l'ENEA et le CEA) concernent une configuration yttrium-aluminium-grenat (YAG) qui permettrait d'obtenir une matrice de type minéral, qui serait une solution optimale pour le stockage ultime des déchets (du combustible usé) dans des formations géologiques profondes. Pour être rentable, cette solution doit permettre des taux de combustion élevés si l'on veut réduire au minimum l'inventaire final en matières fissiles. Cependant, la faible conductivité thermique de ces matériaux est susceptible de créer des problèmes d'évacuation de la chaleur.

Il existe une autre solution pour éliminer les excédents de plutonium provenant tant des combustibles nucléaires que des ogives démantelées et qui consiste à incinérer dans des REO en cycle

ouvert des combustibles à base d'oxyde de plutonium sous forme minérale. Cette solution a été étudiée notamment au Japon [78]. Ce combustible appelé ROX est composé de phases chimiquement stables de fluorite (ZrO_2 ou ThO_2 stabilisés) et de spinelle ($MgAl_2O_4$), le PuO_2 étant solidifié dans une phase fluorite. La zircone dissoudra les actinides et les terres rares, tandis que la spinelle fixera les produits de fission des métaux alcalins ou alcalino-terreux, comme le Cs et le Sr. Le combustible ROX utilisé comporte également des phases analogues à des minéraux géologiquement stables et pourrait donc être évacué directement en tant que déchet de haute activité, après une période de refroidissement d'environ 50 ans. La stabilité chimique du ROX dans l'acide nitrique constituerait en outre une « barrière chimique » contre le retraitement et un obstacle à la prolifération. À toutes les étapes de la fabrication, de l'irradiation et du stockage définitif du combustible, le système REO-ROX s'appuie pour l'essentiel sur des technologies et installations classiques. Les équivalents de doses individuelles engagées imputables au stockage des combustibles ROX utilisés seraient inférieurs à ceux du MOX et de l' UO_2 de plus de deux ordres de grandeur (réf. SYNROC) [78]. Cependant, par rapport aux estimations réalisées aujourd'hui pour les cycles REO-UOX et MOX, les coûts d'évacuation du combustible utilisé de la filière REO-ROX sont assez élevés. Les autres inconvénients de ce type de combustible tiennent au très faible coefficient Doppler, à l'oscillation de la réactivité due à l'absence de tout élément fertile et à sa faible température de fusion, ce qui en fait un combustible moins adapté aux REO et nécessite l'introduction d'un élément fertile (^{232}Th ou ^{238}U). Pour résoudre ces difficultés, plusieurs améliorations ont été étudiées. Lorsqu'elle entre dans la composition d'un combustible, la spinelle peut détériorer le comportement sous rayonnement et favoriser le gonflement de ce combustible. Pour éviter ce type d'effet, on étudie actuellement une matrice inerte dans laquelle sont dispersées des particules de fluorite, ainsi qu'un combustible composé d'un mélange diphasique homogène de fluorite et de spinelle.

4.2.3.3 Combustibles pour réacteurs à haute température refroidis au gaz

La plupart des réacteurs à haute température refroidis au gaz (HTGR) utilisent du combustible TRISO (Tri-ISotropic) qui consiste en une microbille de matériau fissile ou fertile, selon l'application, recouverte de multiples couches superposées (voir figure 4.1). La première couche en carbone à basse densité (tampon) sert à atténuer les atomes de recul et sert de volume sous vide pour les gaz de fission. En faisant varier les volumes relatifs de la microbille et de la zone tampon, on peut modifier la composition du combustible (par exemple, combustible UOX, incinération du plutonium démilitarisé...). Suivent une série de couches superposées composées d'une couche interne de carbone pyrolytique (PyC), d'une couche de carbure de silicium (SiC) et d'une couche externe de carbone pyrolytique. Ensemble, ces diverses couches constituent une barrière très résistante à la corrosion et surtout étanche vis-à-vis des produits de fission gazeux et métalliques. Les diamètres extérieurs de ces microbilles TRISO varient normalement entre 550 microns et près de 850 microns. La Russie, le Japon, les Pays-Bas, l'Allemagne et les États-Unis ont procédé à la fabrication de ces particules de combustible sphériques (microbilles) destinées aux réacteurs à haute température refroidis au gaz. Ces microbilles sont fabriquées avec du dioxyde d'uranium (avec un taux d'enrichissement en ^{235}U d'environ 10 %) par des procédés sol-gel, de coulage en barbotine et d'agglomération à sec. La comparaison des principales caractéristiques géométriques et structurales des microbilles de combustible fabriquées de cette manière a démontré la supériorité du procédé sol-gel. Ce procédé consiste à former une solution de nitrate d'uranium et à produire des gouttelettes sphériques sous l'effet de vibrations. Ces gouttelettes sont vieilles pour en améliorer la structure interne puis lavées afin d'éliminer le nitrate. Après séchage et calcination, les billes calcinées sont réduites en UO_2 et la fabrication s'achève par le frittage qui permet de produire un matériau de haute densité. L'enrobage des billes est réalisé dans des lits fluidisés par pyrolyse d'hydrocarbures, dans le cas du carbone pyrolytique, et de dérivés de silane, dans celui du SiC. Pour des raisons de criticité, le poids maximal d'un lot à enrober est de 1 à 10 kg d'oxydes de métal lourd. Le comportement aux rayonnements des particules sphériques de combustible des HTGR exige que le relâchement de produits de fission soit inférieur à 10^{-5} , ce qui équivaut à une particule enrobée endommagée pour 10 000 particules. Il n'est

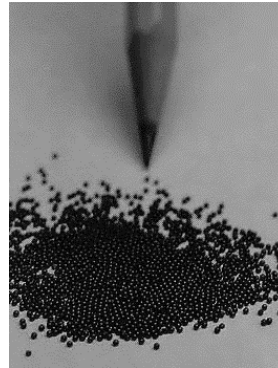
possible de respecter ces exigences très strictes que si le produit de départ, c'est-à-dire les microbilles de combustible, est très homogène. C'est pourquoi, il faut non seulement respecter les valeurs moyennes spécifiques des propriétés fondamentales de microbilles, mais obtenir une très grande homogénéité des billes tant au sein d'un même lot que d'un lot à l'autre [79].

Les microbilles de combustible enrobées TRISO peuvent alors être utilisées, en principe, pour fabriquer deux types d'éléments combustibles :

- des boulets destinés aux réacteurs à gaz à lit de boulets. Dans cette filière de réacteurs, les microbilles sont agglomérées en boulets combustibles de plus grande taille (de 6 cm de diamètre). Ces boulets, au nombre de 700 000 environ, constituent un lit dans une structure cylindrique de graphite d'environ 6 mètres de diamètre et de hauteur (ce qui était le cas par exemple dans l'ancien THTR de 300 MWe). Pendant l'exploitation, le réacteur est alimenté en permanence en boulets par des ouvertures pratiquées dans le réflecteur supérieur du cœur du réacteur et évacués par un canal central situé en bas du cœur. Ces boulets passent plusieurs fois, six fois en moyenne, à travers le réacteur avant d'atteindre le taux de combustion voulu. Plus de 40 000 boulets ont été testés dans le réacteur de recherche AVR et irradiés à des taux de combustion de 10 % de fissions par atome métallique initialement chargé. Leur comportement dans les conditions de fonctionnement du réacteur a été jugé excellent et l'on n'a pas observé d'endommagement des éléments combustibles [79] ;
- sous forme de bâtonnets (ou compacts) destinés aux HTGR. Dans ce cas, les microbilles sont prises dans une matrice de graphite et les bâtonnets empilés de façon à former des crayons de combustibles. Les crayons de combustible (comportant en général 14 bâtonnets combustibles) sont ensuite introduits dans les orifices verticaux d'un élément combustible (bloc de graphite hexagonal) qui lui-même contient une trentaine de ces crayons. Le cœur d'un HTGR contient une trentaine de ces éléments combustibles. Dans le cas du réacteur à haute température modulaire à turbine à hélium, les particules enrobées selon le procédé TRISO sont agglomérées dans une matrice de graphite afin de constituer des bâtonnets combustibles cylindriques d'environ 13 mm de diamètre et de 51 mm de long. Un élément combustible hexagonal en graphite contient environ 3 000 de ces bâtonnets.

Les premières conceptions de combustible pour HTGR contenaient de l'uranium hautement enrichi (93 % d'²³⁵U) de sorte que le retraitement de ces éléments, afin d'en récupérer les matières combustibles, présentait beaucoup d'intérêt. Aujourd'hui, on envisage un seul cycle d'irradiation du combustible à l'uranium faiblement enrichi en raison des difficultés technologiques et des coûts que supposent, pour le retraitement, les très hauts taux de combustion atteints. On s'intéresse également à ce type de combustible pour éliminer le plutonium excédentaire d'origine militaire dans des réacteurs à haute température.

Figure 4.1. **Particules combustibles enrobées TRISO**



4.2.3.4 État d'avancement de la conception de la fabrication et du combustible

Le tableau 4.2 donne un aperçu de la maturité technologique des concepts de combustible présentés ci-dessus.

Tableau 4.2. **Aperçu de la maturité des techniques de fabrication du combustible**

Type de combustible	Maturité technologique
UOX	IV
MOX	IV
Matrices inertes	I
CERCER/CERMET	I
ROX	I
Nitrure	I
Métal	IV
HTGR	III

4.2.4 Évolutions de la technologie de retraitement

Principales évolutions :

- améliorations des opérations visant à réduire les coûts d'exploitation et les rejets dans l'environnement ;
- les technologies de séparation destinées aux cycles du combustible avancés (séparation et transmutation) ont beaucoup progressé et sont capables actuellement de séparer les éléments transuraniens et les produits de fission avec des rendements supérieurs à 99 % ;
- cependant, il conviendrait de fixer des rendements de récupération à atteindre, ce qui exige une perception globale de l'évolution des cycles avancés.

Plusieurs établissements nationaux étudient actuellement de nouvelles technologies de retraitement ou d'anciennes technologies améliorées. La plupart d'entre elles ont un rapport avec la séparation et la transmutation des actinides dans des cycles du combustible avancés et peuvent être classées en deux catégories :

- les techniques de retraitement par voie aqueuse qui sont un prolongement du procédé PUREX et dont l'objectif est de pousser plus loin la séparation des actinides mineurs et de certains produits de fission ;
- les techniques de retraitement par voie sèche (adaptées aux combustibles oxydes, nitrures et métalliques pour les réacteurs rapides et les systèmes hybrides), qui consistent à séparer les éléments transuraniens de l'uranium et ne nécessitent pas en principe de séparation plus poussée des transuraniens.

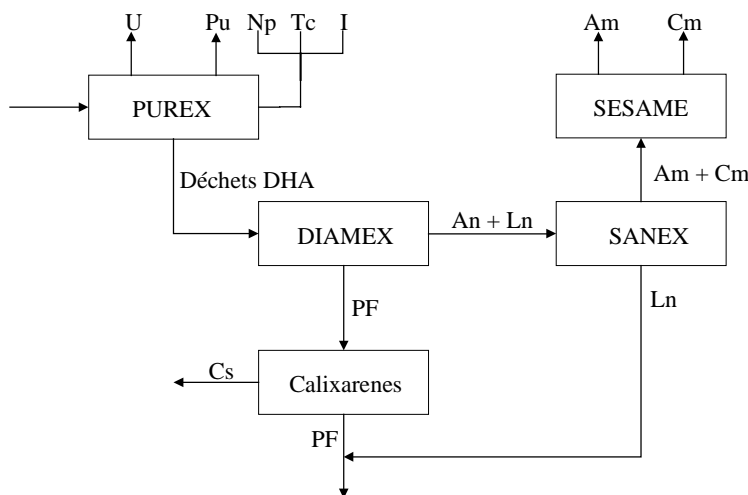
4.2.4.1 Techniques de retraitement par voie aqueuse

La technologie de référence pour la séparation par voie aqueuse est le procédé PUREX qui a connu un développement industriel en France et au Royaume-Uni. Ce procédé utilise le phosphate tributylrique (TBP), un complexant qui contient du phosphore et des solvants organiques, pour séparer les actinides d'un milieu aqueux acide. Le procédé PUREX exploite le principe selon lequel l'uranium et le plutonium, dont les degrés d'oxydation stables en milieu nitrique sont VI et IV respectivement, sont coextraits par le TBP et ainsi séparés du gros des produits de fission qui restent dans la phase aqueuse. Le rendement d'extraction de l'uranium et du plutonium est proche de 99.9 % (compte tenu des pertes dans les déchets secondaires). Parmi les actinides mineurs, l'américium et le curium ne sont pas extraits par le TBP et restent dans la phase aqueuse. Ils suivent donc le même chemin que les produits de fission qui sont actuellement conditionnés avec eux dans une matrice de verre. Le TBP permet d'extraire le neptunium qui part avec le flux d'uranium et est séparé de ce dernier au cours d'un deuxième cycle de purification de l'uranium dans le procédé PUREX. Les effluents qui contiennent du neptunium passent actuellement dans les flux de déchets de haute activité. Par conséquent, tout le neptunium suit la voie de la vitrification à l'exception de traces qui restent dans le plutonium. JNC et le CEA étudient des conditions spécifiques permettant de coextraire en quantité non négligeable le neptunium dans les flux de produits au cours du procédé PUREX. Ce procédé est adapté au retraitement du RNR-MOX, et JNC continue de le développer. Pour le retraitement, les principales différences entre le combustible des RNR et le combustible des REO sont la plus forte teneur en plutonium, le taux de combustion plus élevé (qui se traduit par une concentration et une activité plus élevée des produits de fission, ce qui accélère la dégradation des solvants), la géométrie de l'assemblage et des aiguilles de combustible. Pour résoudre ce problème, JNC a étudié la conception d'un système et mis au point des équipements – tels qu'un extracteur rapide, un dissolvant en continu, un appareil de désassemblage par laser, des télémanipulateurs – qui permettent de résoudre les problèmes de rapidité du traitement, de sûreté-criticité, de dégradation des solvants, d'extraction du faisceau de son tube, etc. Ces technologies peuvent être appliquées au REO-MOX, même dans une stratégie de multi-recyclage. JAERI a étudié et testé un schéma de principe PUREX simplifié pour l'extraction du neptunium et du technétium du flux d'uranium et de plutonium [80].

La séparation des deux autres actinides mineurs, l'américium et le curium, exige des procédés spécifiques du fait que leur état d'oxydation (III) dans l'acide nitrique, identique à celui des produits de fission du groupe des lanthanides, qui fait qu'ils sont coextraits avec ces produits de fission. Les procédés spécifiques, à savoir TALSPEAK, DIDPA, TRUEX, DIAMEX et TPTZ ont été mis au point pour séparer ces actinides mineurs des produits de fission et, par la suite des lanthanides, avec séparation ultérieure du curium de l'américium par le procédé SESAME. Le procédé SETFICS, une variante du procédé TRUEX qui utilise du DTPA comme extractant sélectif, a été mis au point par JNC pour récupérer l'américium et le curium et séparer les actinides des lanthanides (voir figure 4.2).

Plus récemment, une nouvelle famille d'extractants, les BTP (Bis-Triazinyl-Pyridine) a été testée pour séparer les actinides mineurs des lanthanides en un seul cycle par le procédé SANEX. Ce nouvel extractant s'est révélé très efficace pour l'extraction sélective des actinides mineurs (III) à des degrés d'acidité élevés et bien adapté aux extracteurs centrifuges. Lors des essais réalisés à l'ITU en 2000 on a obtenu des rendements de récupération de 99,1 % et 97,5 % pour l'américium et le curium respectivement [81], ce qui représente une percée notable dans ce secteur difficile de la séparation des actinides mineurs.

Figure 4.2. **Schéma de principe des procédés avancés de retraitement par voie aqueuse à partir du procédé PUREX**



Le document [75] contient une description détaillée de l'état actuel de la technologie de retraitement par voie humide ainsi que des travaux en cours, qui sont résumés dans le tableau 4.3.

Parmi les autres procédés par voie humide actuellement à l'étude, on peut citer le procédé de séparation à quatre flux au Japon (fondé sur le procédé DIDPA) et le procédé UREX aux États-Unis, qui permettent de séparer l'uranium des transuraniens avec retraitement ultérieur à sec du combustible des RNR.

Les usines de retraitement actuelles améliorent en permanence leur rentabilité tout en s'attachant à atténuer leur impact sur l'environnement. En Europe, les pressions croissantes pour limiter les rejets de radioactivité dans la Mer du Nord, ont conduit tant la Cogéma que BNFL à optimiser leurs procédés pour en limiter l'impact environnemental.

4.2.4.2 Techniques de retraitement à sec

Les méthodes de retraitement non aqueuses, c'est-à-dire les procédés pyrochimiques ou à sec, ont été mises au point aux États-Unis, au Japon et en Russie dans le cadre des programmes de développement des réacteurs rapides de ces pays. En Russie, l'Institut RIAR (Institut de recherches sur les réacteurs atomiques) travaille, depuis le début des années 60, sur une méthode de retraitement pyrochimique, appelée DOVITA qui fait appel à l'électro-raffinage d'oxydes, combiné à la fabrication du combustible par vibro-compactage.

Tableau 4.3. **État d'avancement de la R&D sur les techniques de séparation par voie aqueuse**
[à partir du document 75 mis à jour]

	I	II	III	IV	Remarques
<i>Séparation de l'U et du Pu</i>				<input type="checkbox"/>	Réalisée industriellement par le procédé PUREX
<i>Séparation du Np</i>		<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>		Rendement de séparation de 95 % avec PUREX > 95 % par une combinaison des procédés PUREX, DIDPA, HDEHP, TRUEX
<i>Séparation de l'Am et du Cm :</i> • Par coextraction des An/Ln • Par extraction sélective des An • Par précipitation	<input type="checkbox"/> <input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>		TALSPEAK DIDPA, TRUEX, TRPO, DIAMEX TPTZ, Picolinamides, CYANEX 301
<i>Séparation de l'Am à l'état oxydé</i>		<input type="checkbox"/>			Séparation Am/Cm par le procédé SESAME, et par les BTP
<i>Séparation du Tc</i>	<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/>		Tc soluble par PUREX Tc insoluble par PUREX
<i>Séparation du Tc et des métaux du groupe du platine</i>		<input type="checkbox"/>			
<i>Séparation de l'I</i>			<input type="checkbox"/>		Rendement de séparation de 95% par le procédé PUREX
<i>Séparation du Zr</i>		<input type="checkbox"/>			PUREX
<i>Séparation du Cs</i>		<input type="checkbox"/>			Calixarènes ou zéolites
<i>Séparation du Sr</i>		<input type="checkbox"/>			Acide titanique
<i>Séparation du Cs et du Sr</i>			<input type="checkbox"/>		Dicarbollides
<i>Séparation du Pd (métal du groupe du platine), du Se et du Ru</i>	<input type="checkbox"/>				Extraction électrolytique des Pd, Se, etc
Autres procédés					
<i>Procédé de séparation à quatre flux</i>		<input type="checkbox"/>			
<i>UREX</i>			<input type="checkbox"/>		

Au Japon, le CRIEPI (Central Research Institute of Electric Power Industry) a étudié la technologie du recyclage des actinides contenus dans les combustibles métalliques de RNR ou dans des combustibles oxydes réduits et leur extraction des déchets de haute activité. Ces trois procédés sont fondés sur l'utilisation des techniques pyrochimiques dans des chlorures fondus (LiCl-KCl) avec extraction par un métal liquide (Cd ou Bi), et reposent sur un cycle du combustible métal précédemment mis au point par l'Argonne National Laboratory (ANL) aux États-Unis. Cette technique présente l'avantage de pouvoir être appliqué à d'autres combustibles oxydes ou métal, quelle qu'en soit la composition, qu'il s'agisse d'uranium seul ou d'uranium mélangé avec du plutonium. En outre, elle est adaptée à des combustibles à très haut taux de combustion. Sa meilleure résistance à la prolifération, la plus grande facilité de maîtriser la sûreté-criticité et le fait qu'elle utilise un matériel compact peu coûteux sont autant d'aspects prometteurs de cette technique. Cependant, le manque d'expérience industrielle de ce procédé à haute température où interviennent des matériaux corrosifs, constitue un inconvénient.

En septembre 2000, les États-Unis ont entrepris le traitement électrométallurgique du combustible à couche de sodium provenant de l'Experimental Breeder Reactor-II (EBR-II). La mise au point de cette technologie a pris fin en 1999 avec la démonstration couronnée de succès de ce

procédé. Le traitement de combustible contenant environ 25 tonnes de métal lourd se poursuivra jusqu'en 2010.

Parmi les solutions de remplacement, les technologies et procédés nouveaux fondés sur la volatilisation des chlorures ont beaucoup progressé, notamment aux États-Unis [82]. La volatilisation des fluorures a été étudiée aux États-Unis, en Russie, en France et au Japon dans les années 50 à 80. Il s'agit d'un procédé simple que la Russie a continué à développer pour le retraitement des combustibles usés.

On trouvera sur le tableau 4.4 une récapitulation qui fait apparaître les principales différences entre les procédés par voie sèche et ceux par voie aqueuse, et leur stade de développement [83].

4.3 Évolutions de la technologie des réacteurs

Principales évolutions :

- il existe des réacteurs évolutionnaires qui ne trouvent pas de débouchés sur le marché ;
- on voit apparaître de nouveaux concepts pour lesquels il faudrait un cadre de développement international.

Bien que la technologie des réacteurs sorte du cadre de cette étude, les évolutions dans ce domaine peuvent influencer sur les tendances du cycle du combustible. C'est pourquoi quelques-unes des évolutions de la technologie des réacteurs sont décrites brièvement ci-dessous, de façon à pouvoir en dégager le rôle ainsi que les avantages et inconvénients respectifs dans leur cycle du combustible. Cette description portera sur cinq filières de réacteurs qui présentent un intérêt pour les cycles du combustible que nous aborderons au chapitre 5 :

- les réacteurs à eau ordinaire avancés ;
- les réacteurs à haute température refroidis au gaz ;
- les réacteurs rapides ;
- les réacteurs à sels fondus ;
- les systèmes hybrides.

4.3.1 Progrès de la technologie des réacteurs à court et à moyen terme

4.3.1.1 Réacteurs à eau ordinaire avancés

Ces dernières années ont vu l'apparition de filières dérivées des réacteurs à eau ordinaire d'aujourd'hui, appelés réacteurs de la troisième génération.

Tableau 4.4. **Caractéristiques des procédés de retraitement par voie aqueuse ou sèche**

Procédé	Voie aqueuse	Voie sèche (combustible métal)	Voie sèche (combustible oxyde)
Mode d'alimentation	Continue	Discontinu	Discontinu
Solvant	Solvant organique, acide nitrique	LiCl-KCl, Cd, Bi	NaCl-KCl-CsCl
Température	Inférieure à 100°C	Essentiellement 500°C, partiellement >1 000°C	630-650°C, partiellement >1 000°C
Type de combustible	Oxyde	Métallique, oxydes, nitrures	oxydes
Adaptation au combustible Pu recyclé ou au combustible après courte période de refroidissement	Nécessité d'un contact très rapide entre l'acide nitrique et le solvant.	Pas d'exigence particulière	Pas d'exigence particulière
Forme du produit et degré de pureté	Oxyde de grande pureté	Métal: U, mélange de TRU avec une faible proportion de terres rares	Oxyde: UO ₂ +NpO ₂ avec Ru, Rh, PuO ₂ et une petite proportion d'oxyde d'américium
Taux d'extraction du Pu (%)	> 99,9	> 99,5 (à démontrer)	>99,3-99,7
Extraction des actinides mineurs	Nécessite un procédé supplémentaire, tel que TRUEX	Procédé supplémentaire inutile	Mise au point d'une nouvelle méthode, telle que DOVITA, nécessaire
Fabrication du combustible	Pastillage, vibro-compactage	Moulage par injection	Vibro-compactage
Criticité	Contrôle très strict	Contrôle relativement peu contraignant	Contrôle relativement peu contraignant
DHA avant solidification	Oxyde	Chlorure	Phosphate et chlorure
Déchets secondaires	Solvant dégradé	Sel de chlorures (base LiCl-KCl)	Sel de chlorures (NaCl-KCl-CsCl)
Traitement et solidification des déchets	Solidification dans une matrice de verre borosilicaté	Solidification directe dans une roche artificielle (SODALITE) ou solidification dans une matrice de verre borosilicaté après traitement des déchets	Solidification dans un verre aux phosphates
Matériaux utilisés pour l'équipement	Acier inoxydable, acier revêtu de Zr	Acier, nécessité de mettre au point des matériaux à longue durée de vie pour les procédés à plus de 1 000°C	Pyrographite, nécessité de mettre au point un matériau à longue vie pour les procédés à haute température
Contrôle	Possibilités de comptage en continu	Nécessité d'un comptage pour chaque lot	Nécessité d'un comptage pour chaque lot
Rentabilité	Basée sur l'expérience	En cours d'estimation	En cours d'estimation
Maturité technologique	Procédé ayant atteint une grande maturité technologique	Démonstration en cours en laboratoire et dans une installation pilote	Démonstration en cours en laboratoire et dans une installation pilote

L'industrie nucléaire en propose plusieurs conceptions, à savoir l'EPR de NPI (Siemens/Framatome)⁵⁷, le System 80+ et le BWR90+ d'ABB, les REP/REB avancés au Japon⁵⁸, le KNGR (réacteur coréen de la nouvelle génération) inspiré du System 80+ d'ABB, et le CANDU 6 d'EACL. Ces REO de la troisième génération ont de meilleures performances de sûreté grâce à des systèmes à sûreté passive⁵⁹, sont plus rentables et intègrent le retour d'expériences des REO actuels. Ils ont été décrits en détail dans la littérature [84] et ne sont donc pas présentés dans ce rapport. Ce sont des systèmes viables pour les conditions que l'on devrait rencontrer à court et à moyen terme sur les marchés, alors que les concepts plus avancés, appelés révolutionnaires, ne peuvent être envisagés qu'à plus long terme (voir sections suivantes).

Les répercussions de ces conceptions évolutives sur le cycle du combustible se limitent pour l'essentiel à la quantité et au type d'assemblage combustible utilisé. Or, il n'est pas prévu dans ces filières d'utiliser de nouveaux types de combustibles mais seulement de relever le taux de combustion moyen et/ou la proportion d'assemblages MOX de conception actuelle qui seront chargés dans le réacteur. En outre, les assemblages évolutifs décrits dans le chapitre 2 et dans les sections précédentes du présent chapitre y sont utilisés sans grande modification.

Aujourd'hui, les contraintes socio-politiques qui pèsent sur l'énergie nucléaire entraînent un intérêt particulier pour l'aval du cycle, c'est-à-dire la gestion des déchets et les risques radiologiques à long terme. Cependant, la réduction de la masse et de la radioactivité du plutonium et de certains actinides mineurs lors de la transmutation dans des REO pose des problèmes spécifiques. Il convient de noter que, par leur nature même, les réacteurs pour la filière REO n'utilisent pas de façon efficace le potentiel énergétique de l'uranium et produisent une forte proportion de déchets radioactifs par rapport à la quantité d'énergie produite. En outre, la transmutation et l'incinération des actinides mineurs exigent un spectre de réacteur rapide. Par ailleurs, une stratégie de multi-recyclage (homogène ou hétérogène) des combustibles (Pu+MA) dans des REO se traduirait par une augmentation de tous les flux massiques dans le cycle (à titre d'exemple, les quantités de curium seraient multipliées par trois). Cette stratégie suppose également la présence de lanthanides dans le combustible qui affecte le bilan de réactivité dans un réacteur thermique. Enfin, comme la fabrication des cibles nécessaires (homogènes ou hétérogènes) n'est pas réalisable dans les usines de fabrication de combustibles actuelles, il faudrait construire des installations dédiées adaptées au mode de recyclage hétérogène.

4.3.1.2 Réacteurs à haute température refroidis au gaz

La réflexion sur la sûreté, le rendement énergétique et le cycle du combustible a suscité ces dernières années un regain d'intérêt pour ce type de réacteur. Le réacteur à haute température refroidi au gaz est une technologie nucléaire avancée qui utilise un combustible sous forme de particules enrobées de céramique (voir section 4.2.3.3), un modérateur en graphite (qui sert également à établir la géométrie du cœur) ainsi qu'un gaz inerte monophasique (hélium) comme caloporteur. Cette

-
57. Pour l'EPR, on envisage une maintenance préventive qui permettrait d'obtenir une disponibilité moyenne de 92 % au cours des soixante années de la durée de vie de la centrale. Au total, 241 assemblages combustibles (dans un réacteur de 4 900 MWth) seraient chargés dans le cœur et portés à un taux de combustion moyen de 60 GWj/tML de façon à réduire les coûts du cycle du combustible.
 58. Le cœur d'un REP avancé japonais est constitué de 257 assemblages combustibles avancés 17×17 et est conçu pour pouvoir satisfaire aux spécifications futures telles que le chargement de plus d'un tiers du cœur avec du combustible MOX et un taux de combustion supérieur à 55 GWj/tML.
 59. Pour tous ces types de réacteurs, la probabilité de fusion du cœur est de l'ordre de 10^{-5} à moins de 10^{-6} s'agissant de la fréquence cumulée de rejet important après la fusion du cœur. Ces probabilités sont précisées dans les cahiers des charges des filières avancées de réacteurs établis par des compagnies de l'électricité.

combinaison particulière du combustible, de la structure modérateur/cœur et du caloporteur lui confère une capacité de fonctionner à haute température qui est exceptionnelle. Les travaux sur l'HTGR ont commencé dans les années 60 ; les caractéristiques technologiques particulières des réacteurs refroidis avec de l'hélium ont été démontrées dans cinq réacteurs qui ont été exploités dans les années 60, 70 et 80. C'est dans les années 1980 que l'Allemagne et les États-Unis ont mis au point des conceptions modulaires de réacteurs à hélium qui ont permis de démontrer la capacité inhérente de sûreté passive permettant à ces réacteurs de respecter des critères de sûreté sévères sans avoir besoin de systèmes de sûreté actifs ou sans intervention de l'opérateur. Malheureusement, ces conceptions à sûreté passive, fondées sur un cycle Rankine (turbine à vapeur) péchaient par leurs mauvaises performances économiques qui, à l'époque, en faisaient de piètres concurrents pour le REO. Néanmoins, au début des années 90, les progrès de la technologie industrielle des turbines à gaz (TAG), l'apparition de récupérateurs et de matériels à haut rendement ont permis d'associer la sûreté passive du réacteur modulaire à hélium à un cycle de Joule-Brayton efficace (turbine à gaz), ouvrant des perspectives économiques suffisantes pour réactiver l'intérêt porté à ce type de réacteur.

En mars 1991, JAERI a entrepris la construction du HTTR (High Temperature Engineering Test Reactor) [85], à savoir un réacteur à haute température refroidi au gaz dont le combustible est constitué de particules enrobées TRISO (voir figure 4.1) [86]. Le réacteur a divergé pour la première fois en novembre 1998. On trouvera présentées sur le tableau 4.5 les caractéristiques de ce réacteur. La température du réfrigérant en sortie du cœur, à savoir 950°C, est la température la plus élevée que l'on ait jamais atteinte dans un réacteur. Le HTTR sert à établir et à améliorer les fondements technologiques des réacteurs à haute température avancés, y compris pour des applications calogènes, telles que la production d'hydrogène [87], ainsi que pour des études fondamentales diverses dans le domaine des hautes températures. Une étude de faisabilité a été récemment réalisée pour un système HTGR-TAG [88].

Tableau 4.5. **Caractéristiques de l'HTTR** [85]

Puissance thermique	30 MW
Température de sortie du réfrigérant	850°C en fonctionnement normal 950°C en fonctionnement expérimental à haute température
Température d'entrée du réfrigérant	395°C
Combustible	UO ₂ faiblement enrichi
Type d'élément combustible	Bloc prismatique
Écoulement du réfrigérant	De haut en bas
Cuve sous pression	Acier
Nombre de boucles du circuit primaire	1
Évacuation de la chaleur	Échangeur intermédiaire, gaz refroidi par de l'eau pressurisée
Pression primaire	4 MPa
Type d'enceinte	Acier
Durée de vie de la centrale	20 ans

La construction d'un réacteur à boulets à haute température refroidi au gaz (HTR-10) a débuté en Chine en 1995. Ce réacteur, d'une puissance thermique de 10 MW, a divergé pour la première fois en décembre 2000.

Dans le réacteur modulaire à haute température, les capacités de fonctionnement à haute température ont été optimisées de façon à combiner un rendement accru avec des systèmes de sûreté simplifiés et des marges de sûreté plus confortables. En particulier, le cycle de Joule-Brayton de référence (turbine à gaz) pour la production d'électricité devrait permettre d'atteindre un rendement total

de près de 48 %. Le projet GT-MHR de General Atomic et ses associés (voir tableau 4.6) associe un réacteur modulaire à haute température contenu dans une cuve à un système de conversion d'énergie par turbine à gaz à haut rendement situé dans une cuve contiguë. Les cuves du réacteur et du système de conversion de l'énergie sont reliées par un récipient transversal court et installées en-dessous du niveau du sol dans une fosse cylindrique. Le modérateur est du graphite et le combustible est constitué de particules enrobées TRISO. L'avant-projet du GT-MHR est mené par un comité mixte de pilotage composé de représentants des sociétés General Atomic, Minatom, Framatome et Fuji Electric. On trouvera au tableau 4.7 une comparaison du GT-MHR avec un REO classique ainsi que les principales caractéristiques du cycle de combustible et quelques paramètres (par exemple rejets de chaleur, quantité de combustible usé) utiles pour les comparaisons des impacts environnementaux. Aux termes d'un accord de coopération signé en 1993, General Atomic et Minatom envisagent d'utiliser la technologies du GT-MHR pour éliminer le plutonium de qualité militaire. La conception et la construction de ce réacteur reviendraient à près de 453 millions d'USD auxquels il conviendrait d'ajouter les coûts de la conception et de la mise au point du combustible ainsi que les coûts de la construction d'une usine de fabrication du combustible, qui représente 115 millions d'USD.

Tableau 4.6. **Caractéristiques techniques du GT-MHR**

Puissance du réacteur	600 MWth
Températures entrée/sortie du cœur	490/850 °C
Pressions entrée/sortie du cœur	7,07/7,02 MPa
Débit massique de l'hélium	320 kg/s
Températures entrée/sortie de la turbine	848/511°C
Pressions entrée/sortie de la turbine	7,01/2,64 MPa
Production électrique nette	288 MWe
Rendement net de la centrale	48 %

Un autre projet de l'entreprise sud-africaine ESKOM, le réacteur modulaire à lit de boulets (PBMR) a suscité l'intérêt de certains pays Membres de l'OCDE/AEN. En avril 2000, le gouvernement d'Afrique du Sud a donné le feu vert pour réaliser une étude de faisabilité ainsi qu'une étude d'impact sur l'environnement à laquelle le public sera amené à participer. ESKOM devrait s'appuyer sur cette étude d'impact sur l'environnement et sur l'étude de faisabilité approfondie réalisée pour le module de démonstration pour décider s'il demande ou non aux pouvoirs publics l'autorisation de passer à la phase suivante. Cette décision ne devrait pas intervenir avant le milieu de l'année 2001. Bien que le lieu d'implantation de l'installation de démonstration ne doive être connu qu'à l'issue de l'étude d'impact sur l'environnement, le site privilégié aujourd'hui est Koeberg, car ESKOM exploite actuellement des REO et pourrait profiter de l'infrastructure, de l'expérience et du personnel qualifié qui s'y trouvent. Sous réserve de l'approbation des pouvoirs publics, la construction d'une installation de démonstration devrait commencer au deuxième semestre de 2001, ce qui porterait la mise en service industrielle à 2005. Un modèle à échelle 1/2 du réacteur a divergé à l'Institut Kourtchatov de Moscou au mois de juillet 1999.

Le cycle du combustible des réacteurs à haute température

L'entreposage, le transport et l'évacuation du combustible usé des GT-MHR pose quelques problèmes particuliers. Les volumes de combustible à évacuer sont relativement importants si l'on doit stocker directement les blocs prismatiques entiers.

Tableau 4.7. Principales caractéristiques du GT-MHR d'un REO

Réacteur	REO	GT-MHR	Unité
Puissance thermique de chaque tranche	3 914	600	MWth
Nbre de tranches par centrale	1	4	
Puissance thermique de la centrale	3 914	2 400	MWth
Rendement thermique	35	48	%
Puissance électrique de la centrale	1 385	1 145	MWe
Rejets de chaleur*	1,8	1,1	GWth/GWe
Cycle du combustible à l'équilibre			
Charge en métal lourd	26,8	7,5	Mt/GWth
Enrichissement	4,2	15,5	%
UTS	135	221	kgUTS/GWe-an
Taux de combustion	47,8	121	GWj/tML
Consommation d'U ₃ O ₈	181	246	Mt/GWe-an
Combustible utilisé			
Métal lourd déchargé	21,4	5,4	Mt/GWe-an
Enrichissement	0,9	4,8	%
Pu déchargé	235	109	kg/GWe-an
²³⁹ Pu déchargé	171	43	kg/GWe-an

* Chaleur rejetée = 1/(rendement/100) -1.

Une analyse ancienne réalisée aux États-Unis révélait que la durée de vie du graphite de l'HTGR dans un dépôt était supérieure de plusieurs ordres de grandeur à celle des combustibles usés des REO. C'est pourquoi, on en avait conclu qu'il faudrait stocker les blocs entiers pour limiter le plus possible les dégagements de radionucléides. Stocker séparément les pastilles de combustible en les extrayant des blocs prismatiques nécessiterait des techniques spéciales permettant de limiter les rejets d'éléments radioactifs (par exemple, ¹⁴C, ^{110m}Ag). Même si l'on recycle les blocs prismatiques de graphite (après en avoir extrait les particules), il faudra finalement les évacuer car le nombre de cycles est limité à 3 ou 4 pour ce type de bloc à cause des transformations physiques que subit le graphite pendant l'irradiation. Le coût relativement élevé du graphite utilisé dans les réacteurs (estimé aujourd'hui à environ 75 USD/kg) pourraient un jour justifier le retraitement du graphite pour en faire de nouveaux blocs.

En Allemagne, le combustible utilisé du réacteur à haute température à lit de boulets AVR a été entreposé dans des alvéoles de stockage comportant des racks en acier inoxydable capables d'accueillir chacun 72 conteneurs d'une capacité unitaire de 1 000 éléments combustibles sphériques (boulets). L'activité totale du combustible ainsi entreposé représente près de 600 000 curies, dont 10 000 curies environ pour le ⁸⁵Kr et 2 000 curies pour le tritium. À ce jour, on n'a détecté aucun rejet de radioactivité, et la température maximale à la surface des conteneurs étanches ne dépasse que de 10°C la température de l'air ambiant à l'entrée de l'installation. Ces résultats, mais aussi d'autres analyses, laissent penser que les performances du combustible dans les dépôts seront meilleures que celles du combustible utilisé des REO en raison de l'inertie chimique du graphite. Le volume de combustible utilisé par unité d'électricité produite dans les réacteurs à haute température est similaire à celui des REO. Le graphite contenu dans le combustible utilisé accroît le volume des déchets, mais cette augmentation est compensée par le taux de combustion plus élevé et par les meilleurs rendements des réacteurs à haute température.

Caractéristiques économiques des HTGR modulaires

Une étude du d'ECN aux Pays-Bas sur la viabilité économique des réacteurs HTGR modulaires par rapport aux REO montre que le coût d'investissement total d'une centrale de 1 000 MWe à REO serait comparable à celui d'une centrale constituée de quatre tranches de 200 MWe équipées de

réacteurs à haute température modulaires de série, les coûts d'investissement spécifiques (exprimés en USD/kWe) étant toutefois légèrement plus élevés pour les réacteurs à haute température [89]. Les effectifs en personnel d'exploitation et de maintenance ainsi que les coûts du cycle du combustible sont tout à fait comparables, c'est-à-dire 0,45 personne/MWe et 28 USD/kWe-an, respectivement pour le REO et 0,45 personne /MWe et 22 USD/kWe-an pour le réacteur à haute température. En conclusion, les coûts estimés de la production d'électricité dans les REO et les réacteurs à haute température modulaires ne devraient pas accuser de différences significatives (en 2010).

4.3.2 Le cycle du combustible DUPIC

Exploitant l'économie neutronique de l'eau lourde, les réacteurs CANDU (RELP) sont adaptés à une diversité de combustibles, dont l'uranium naturel et l'uranium légèrement enrichi, et peuvent même recycler le combustible utilisé des REO. Les réacteurs CANDU actuels utilisent comme combustible de l'uranium naturel et le plutonium produit pendant l'irradiation contribue pour 50 à 70 % de la production d'énergie à la fin d'un cycle d'irradiation. Cette forte contribution du Pu à la production d'énergie à la fin du cycle du combustible laisse entrevoir l'intérêt éventuel de prolonger la durée de vie du combustible en utilisant de l'uranium légèrement enrichi. Si l'on enrichit le combustible à un taux de 1,2 % d'²³⁵U, le taux de combustion peut être porté de 7 GWj/tML à 22 GWj/tML, tandis que la consommation d'uranium naturel passerait de 157 tonnes/GWe-an à 114 tonnes/GWe-an.

Etant donné que, à un taux de combustion de 35 GWj/tML, le combustible utilisé des REO contient encore 1,5 % de matières fissiles (environ 0,9 % d'²³⁵U et 0,6 % de Pu fissile), il serait possible de réutiliser ce combustible utilisé dans un réacteur CANDU après avoir éliminé les produits de fission de façon à produire quelque 27 GWj/tML d'énergie supplémentaire. Ce cycle du combustible, du nom de « utilisation directe du combustible des réacteurs à eau sous pression dans le réacteur CANDU », ou tout simplement « DUPIC » [90], est décrit à la section 5.3.2.

4.3.3 Évolution des réacteurs à moyen et à long terme

4.3.3.1 Réacteurs rapides

De nombreux pays ont développé la technologie des réacteurs rapides à métal liquide, notamment, l'Allemagne, les États-Unis, la Fédération de Russie, la France, l'Inde, le Japon, le Royaume-Uni. La mise au point de cette technologie se heurte actuellement à des difficultés qui s'expliquent notamment par le ralentissement général des activités nucléaires. Certains gouvernements ont opéré des coupes sombres dans les budgets de R&D sur les réacteurs rapides et d'autres envisagent d'abandonner pour le moment cette technologie. Cependant, une fois au point, la technologie des réacteurs rapides à métal liquide serait la mieux adaptée à la consommation d'uranium appauvri, à la transformation des déchets transuraniens, et à l'exploitation efficace du plutonium militaire et civil, de l'uranium à faible teneur et du thorium. Outre leur efficacité pour la consommation de ressources fissiles, ces réacteurs peuvent être utilisés comme incinérateurs de déchets dans des cycles du combustible avancés avec séparation et transmutation des isotopes des produits de fission. Les réacteurs rapides refroidis au gaz sont également remis à l'honneur du fait de leur rendement thermodynamique élevé et des avantages qu'ils présentent du point de vue du combustible, de la sûreté et de la souplesse d'exploitation.

Les réacteurs rapides peuvent être conçus comme des incinérateurs de transuraniens pour réduire la quantité de ces éléments produits dans un parc de REO. En tant qu'incinérateurs, les réacteurs rapides ne

permettent aujourd'hui de réduire les transuraniens que de 14 % en une seule irradiation, de sorte qu'il faut environ 15 recyclages, (c'est-à-dire près de 100 ans) pour détruire 90 % de ces éléments.

Le Japon prévoit un développement systématique et constant des surgénérateurs rapides. Le réacteur rapide expérimental Joyo (100 MWth), en service depuis 1977, a fourni des résultats de tests d'irradiation et des données d'exploitation. Pour améliorer son comportement lors des essais d'irradiation, des modifications du cœur ont été entreprises afin d'augmenter sa puissance (pour la porter à 140 MWth) ainsi que le flux neutronique et de développer ses capacités expérimentales. Le surgénérateur prototype de Monju (280 MWe) subit actuellement les essais de mise en service destinés à maîtriser la technologie de la centrale, à améliorer son fonctionnement et à en établir le rendement économique. Ce réacteur a divergé pour la première fois en avril 1994 et a commencé à produire de l'électricité au mois d'août 1995, mais une fuite de sodium dans le circuit secondaire de refroidissement s'est produite en décembre 1995. L'enquête sur les causes de l'accident et l'évaluation globale de la sûreté de la centrale de Monju sont terminées. Cette centrale apportera la démonstration de la technologie des réacteurs rapides en ce qui concerne la manipulation du sodium, la gestion du cœur, la production d'électricité, la maintenance, etc. Ce réacteur est également une installation expérimentale où se déroulent des tests d'irradiation et d'autres expériences novatrices. En 1999, en collaboration avec d'autres compagnies d'électricité et organismes, JNC a lancé une étude de faisabilité dont l'objectif est d'améliorer la rentabilité, de limiter l'impact sur l'environnement et d'exploiter d'autres avantages du surgénérateur rapide et du cycle du combustible associé. Cette étude sera l'occasion d'évaluer plusieurs options et conceptions sachant que les objectifs à atteindre sont : garantir la sûreté et la compétitivité économique de l'installation, exploiter efficacement les ressources, réduire les effets sur l'environnement et améliorer la résistance à la prolifération. Des études de conception ont été réalisées en combinant divers réfrigérants (sodium, métal lourd, gaz, etc.) à divers types de combustible (MOX, nitrure, métal, etc.). Les résultats seront évalués par l'analyse multicritère et, dans la phase 1, les concepts qui paraissent réalisables tant pour ce qui concerne le réacteur rapide que les systèmes de retraitement et de fabrication du combustible seront choisis. À l'issue d'expériences essentielles et d'études approfondies de la conception, on choisira les concepts les plus prometteurs dans la phase 2. L'étude d'avant-projet et la sélection des technologies les plus prometteuses pour les réacteurs rapides et les cycles du combustible devraient s'achever vers 2015.

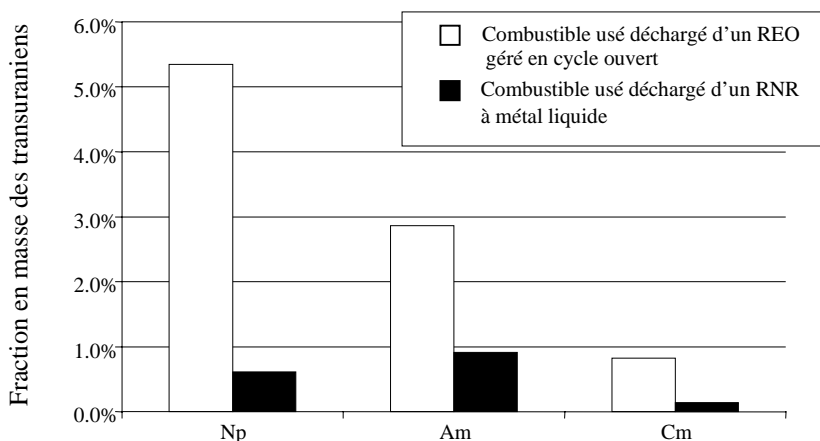
Bien que cette étude ne couvre que les RNR consommant du MOX, il existe d'autres concepts à l'étude. Les surgénérateurs rapides au combustible métallique par exemple, présentent des caractéristiques adaptées à la consommation d'actinides mineurs, d'autant que les procédés pyrochimiques associés sont compatibles avec le recyclage de ces actinides. Dans ce cas, le contenu des actinides mineurs dans le combustible est limité à quelques pour cent en poids, de façon à préserver les paramètres de sûreté du cœur et à faciliter le recours à une méthode de coulage simple pour la fabrication du combustible. Des résultats d'études montrent que l'adjonction d'un RNR de puissance avec son cycle du combustible permettrait de consommer le plutonium et les actinides mineurs des REO sans en accumuler de nouveau. D'autres développements comprennent l'utilisation de réacteurs à sels fondus qui, associés à la séparation pyrochimique, permettraient d'intégrer les opérations de séparation et de transmutation et d'obtenir des taux nets de transmutation supérieurs à ceux des autres systèmes.

La figure 4.3 résume les quantités de transuraniens déchargés d'un REO et d'un RNR à métal liquide type. Un RNR à métal liquide « autonome » qui utiliserait comme source fissile de démarrage les éléments transuraniens déchargés d'un REO permettrait non seulement de produire de l'électricité sur toute sa durée de vie, mais d'avoir à l'équilibre un combustible de plus faible radiotoxicité à long terme grâce à une moindre proportion d'actinides de nombre de masse élevé. À cet égard, il est essentiel de réduire la fraction de ^{241}Pu dont le produit de décroissance (le ^{237}Np) contribue de manière prépondérante au risque à long terme.

Des réacteurs rapides incinérateurs d'actinides mineurs dédiés, fonctionnant avec de fortes charges d'actinides mineurs (dans l'idéal 100 % du combustible du réacteur) permettraient de diminuer le nombre d'opérations du cycle du combustible (fabrication, manutention, stockage et retraitement) et de limiter les contre-mesures de sûreté à une petite fraction du parc de réacteurs par rapport à la solution du recyclage homogène. Pour la conception de ces incinérateurs dédiés, il faut prendre en compte les caractéristiques dégradées du cœur (c'est-à-dire des coefficients Doppler et de vide plus faibles) dues à la plus forte proportion d'actinides mineurs. Par conséquent, si l'on envisage de recourir à des incinérateurs à combustible solide, l'emploi de cœurs de petite taille, où les effets de fuite sont accentués, et de combustibles froids, par exemple des nitrures, sont des axes de recherche et de développement privilégiés. Grâce aux moindres pertes de réactivité et, de ce fait, à la possibilité de prolonger le temps de séjour du combustible en réacteur et de pratiquer le multi-recyclage, il serait possible d'augmenter les possibilités de transmutation.

Il serait par conséquent raisonnable d'envisager un scénario dans lequel les réacteurs rapides seraient dans un premier temps exploités en cycle ouvert, ce qui permettrait de les utiliser plus efficacement pour réduire la quantité des transuraniens des réacteurs à eau entreposés. À plus long terme, à mesure que d'autres réacteurs rapides seraient mis en service, ces réacteurs seraient réaffectés à une fonction de recyclage. À long terme, la radiotoxicité pourrait être efficacement réduite. Par conséquent, la mise au point des réacteurs incinérateurs rapides a pour principal objectif de maximiser les taux de destruction des TRU dans un cycle. Les systèmes hybrides sont jugés mieux adaptés à ces fonctions étant donné leur plus grande souplesse de gestion du combustible et les spectres neutroniques plus durs qui y sont réalisables. Cette conclusion subjective doit néanmoins être étayée par une étude comparative.

Figure 4.3. **Comparaison des éléments transuraniens déchargés des REO et des RNR à métal liquide [91] (le Pu représente 91 % des transuraniens dans le cas des REO et 89 % dans le cas des RNR à métal liquide)**



4.3.3.2 Réacteurs à sels fondus

Les réacteurs à sels fondus sont de nouveau à l'honneur depuis quelques années. Au cours des années 60, les États-Unis avaient conçu un surgénérateur à sels fondus (MSBR) comme principale solution de remplacement du réacteur rapide à métal liquide. Les États-Unis avaient en effet lancé un important programme de développement qui avait permis la construction d'un réacteur de 8 MWth et la démonstration de la technologie des réacteurs à sels fondus. Ce programme de développement

d'un réacteur, qui était un prolongement d'un programme de propulsion nucléaire aéronautique, a pris fin au début des années 70.

Dans un réacteur à sels fondus, le combustible est un mélange liquide de sels de fluorure de lithium et de fluorure de béryllium avec des fluorures de thorium et d' ^{233}U dissous. Le cœur du réacteur est constitué d'hexagones de graphite nu percés d'orifices à travers lesquels s'écoule le sel. Le sel combustible (température de sortie : 700°C) dans le circuit primaire à basse pression passe dans les échangeurs de chaleur externes et transmet sa chaleur à un fluide secondaire puis retourne dans le réacteur (température d'entrée : 570°C). Le fluide secondaire, lui, est envoyé dans un générateur de vapeur pour produire la vapeur et finalement de l'électricité.

Les réacteurs à sels fondus fonctionnent normalement avec un cycle du combustible ^{233}U -thorium une fois qu'ils ont été démarrés avec de l'uranium faiblement enrichi. Les produits de fission produits pendant l'exploitation se dissolvent dans le sel. Une petite boucle secondaire de traitement du sel élimine les produits de fission du sel fondu et solidifie les déchets avant leur stockage dans un dépôt. Les actinides restent dans le réacteur jusqu'à leur fission ou se transforment en actinides de masse atomique supérieure qui subiront finalement une fission.

Les réacteurs à sels fondus connaissent un regain d'intérêt au Japon, en Russie, en France et aux États-Unis pour plusieurs raisons :

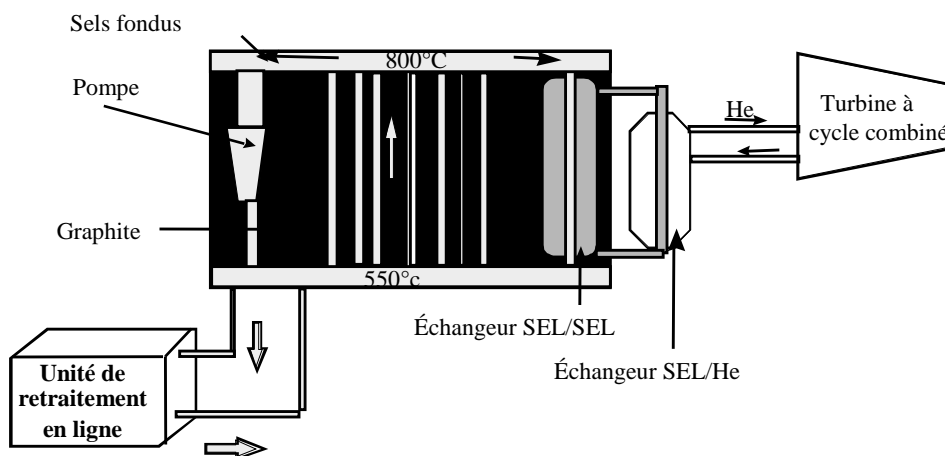
- *Gestion des déchets.* Le cycle du combustible d'un réacteur à sels fondus est totalement différent de celui des réacteurs à combustibles solides. Au lieu de rejeter les actinides avec les flux de déchets, ce réacteur détruit normalement les actinides à vie longue, ce qui modifie les caractéristiques des déchets à évacuer et donne des colis de déchets dont les temps de décroissance radioactive sont nettement moindres.
- *Non-prolifération.* Dans un réacteur à sels fondus, l'inventaire des matières fissiles utilisables pour fabriquer des armements est nettement inférieur à celui des autres filières de réacteurs. La composition isotopique du plutonium est très inhabituelle, le ^{242}Pu étant prédominant, de sorte qu'il serait très difficile de fabriquer une arme avec ce type de plutonium. Par ailleurs, la principale matière fissile (^{233}U) dans le réacteur peut être rendue inutilisable pour la fabrication d'armes si l'on ajoute de l' ^{238}U au sel combustible.
- *Sûreté.* Le système de sûreté est unique en son genre. En cas d'accident, le combustible est vidangé du réacteur dans des réservoirs de stockage à refroidissement passif. Cette particularité suppose que le refroidissement passif peut être assuré quelle que soit la taille du réacteur, alors que, dans la plupart des filières, le refroidissement passif de secours du cœur n'est pas possible au delà d'une certaine taille de réacteur.
- *Technologie.* Les premiers travaux de recherche et essais ont démontré la viabilité technique des réacteurs à sels fondus, malgré quelques difficultés moyennes. Les progrès technologiques ont apporté des solutions qui devraient permettre de résoudre bien des difficultés posées par les premiers modèles de réacteurs à sels fondus.

En France, EDF étudie actuellement un concept de réacteurs à sels fondus modéré au graphite, du nom de AMSTER (voir figure 4.4) [92], dont le système de traitement du sel a été repensé de façon à réduire la production de déchets. À partir de ce concept, de nombreuses configurations sont envisageables en fonction des produits chargés et recyclés.

Des études programmées et en cours devraient déterminer si le changement d'objectifs et les technologies améliorées font du réacteur à sels fondus une solution intéressante pour l'avenir. On

trouvera décrite à la section 5.4.3 les options du cycle du combustible correspondant aux réacteurs à sels fondus.

Figure 4.4. Schéma du concept AMSTER de réacteur à sel fondu [92]



Aux États-Unis, plusieurs laboratoires (dont l'ORNL et le laboratoire Sandia) étudient un réacteur modulaire avancé à haute température (AHTR) dans lequel le caloporteur est du sel fondu et le combustible une matrice de graphite et qui servirait à produire de la chaleur dans les conditions nécessaires (températures élevées, basses pressions) pour offrir de nouveaux débouchés à l'énergie nucléaire :

- la production d'hydrogène par dissociation thermo-chimique de l'eau (nécessite une température de 800 à 1000°C) ;
- des modes avancés de production d'électricité (turbine à gaz en cycle indirect et technique directe de conversion de l'énergie thermique en énergie électrique).

L'AHTR pourrait produire jusqu'à 600 MWth avec des températures de sortie supérieures à 1 000°C [93]. Le combustible est une matrice de graphite qui possède les mêmes caractéristiques générales que les combustibles mis au point pour les réacteurs modulaires à haute température refroidis au gaz. Ces combustibles ont fait leurs preuves à des températures atteignant 1 200°C. Le cycle du combustible de l'AHTR serait similaire à celui du réacteur modulaire à haute température refroidi au gaz. Le sel caloporteur est le même (mais sans les produits fissiles, fertiles ou de fission) que celui qui est proposé pour les réacteurs à sels fondus classiques. L'intérêt du sel fondu comme caloporteur tient à son haut point d'ébullition (environ 1 400°C) et à ses excellentes propriétés de transfert thermique. Ce point de fusion permet un fonctionnement à très haute température à basse pression, ce qui présente des avantages en termes de sûreté et de rentabilité lorsque l'on a besoin de chaleur à haute température et à basse pression. Le caloporteur liquide a de meilleures propriétés de transfert thermique que l'hélium gazeux. Par conséquent, les températures de sortie du réfrigérant peuvent être plus élevées que dans un réacteur modulaire à haute température refroidi au gaz avec des contraintes de température identique pour le combustible.

4.3.3.3 Systèmes hybrides

Ces dernières années, diverses applications des systèmes hybrides ont été présentées qui vont de l'amplificateur d'énergie utilisant un mélange de thorium et d' ^{233}U comme combustible, un spectre rapide et du plomb comme caloporteur, à la transmutation des produits de fission et des actinides dans

des spectres rapides et thermiques. Le principal argument d'ordinaire invoqué en faveur des systèmes hybrides est leur sûreté par rapport aux réacteurs critiques, mais cet argument est secondaire. Les arguments les plus décisifs concernent l'économie neutronique et la diversité des combustibles lorsqu'il s'agit d'incinérer des actinides mineurs dans des cycles du combustible avancé. La plupart des études de conception actuelles concernent quatre catégories de réacteurs hybrides : la technologie des réacteurs rapides à combustibles solides refroidis au sodium, les solutions utilisant du métal liquide comme caloporteur et du combustible solide qui permettent de travailler avec des spectres neutroniques plus durs et d'atténuer les effets de coefficients de vide positifs et de repousser les limites technologiques, les systèmes à combustibles solides refroidis au gaz et les concepts fondés sur la technologie des sels fondus.

Les systèmes hybrides sont plus particulièrement conçus comme des systèmes de transmutation dédiés dans un cycle de séparation et de transmutation. En fait, si l'on veut entièrement fermer le cycle du combustible, deux solutions se présentent. La première consiste à recycler dans des réacteurs rapides non seulement le plutonium mais également les actinides mineurs ; c'est le concept de l'IFR. Dans la deuxième, il s'agit de concentrer les actinides mineurs qui représentent déjà une masse infime, dans une partie séparée du cycle (la deuxième strate) afin de les incinérer dans des systèmes de transmutation dédiés, c'est-à-dire des systèmes hybrides. Dans ce cas, le plutonium serait incinéré dans des réacteurs rapides dans le cycle principal (première strate).

Le choix entre ces deux options ne s'effectue pas seulement en fonction du réacteur sélectionné mais aussi en fonction du type de combustible et de retraitement. Si la première option suppose le recours à des techniques de retraitement pyrochimiques, la seconde option suppose que le retraitement se fera par voie humide (dans la première strate) et par voie sèche (dans la deuxième strate). Dans la seconde option, il est intéressant de concentrer les matières fortement radioactives (à télé-manipuler) dans une partie séparée du cycle du combustible, alors que la deuxième option implique des manipulations de ces matières plus dispersées dans le cycle. Néanmoins, le recours au retraitement pyrochimique atténuerait considérablement ces problèmes. D'autre part, la transmutation étant plus efficace dans un système hybride que dans des réacteurs rapides critiques, les systèmes hybrides pourraient s'adapter plus rapidement à des modifications du cycle du combustible par exemple à des scénarios de surgénération ou à la sortie du nucléaire.

Les spécifications très contraignantes de l'accélérateur constituent la particularité très importante de tous les systèmes hybrides. Non seulement l'énergie et l'intensité du faisceau sont assez élevées, mais la fiabilité du faisceau fait partie des principaux aspects à améliorer, notamment pour éviter les instabilités de faisceau perturbatrices (par exemple, il faudrait diviser par 100 la fréquence des instabilités du faisceau). Les problèmes de matériaux et les difficultés technologiques que posent la fenêtre sont particulièrement importants. À l'avenir, les travaux de recherche et de développement devraient viser à s'affranchir de la nécessité de surdimensionner. Parmi les autres aspects importants à étudier, on peut citer les aspects thermodynamiques des cœurs sous critiques, en particulier pour la cible de spallation, tout ce qui concerne l'irradiation des matériaux de la fenêtre, des matériaux de structure et du combustible, le pilotage du réacteur et la sûreté, etc.

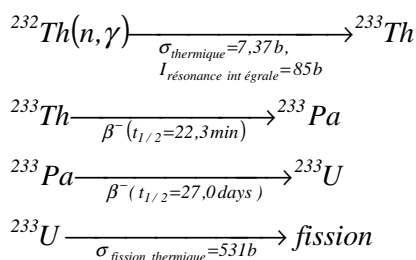
Les systèmes hybrides sont essentiellement conçus pour des cycles du combustible avancés comme un moyen d'incinérer directement les transuraniens provenant d'un parc de REO (projet ATW aux États-Unis) ou pour des cycles à double strate (par exemple, OMEGA au Japon et GEDEON en France). Ces derniers cycles cependant supposent des modifications plus radicales et seront analysés plus en détail au chapitre 5.

4.4 Autres évolutions possibles du cycle du combustible

4.4.1 Cycles du combustible au thorium

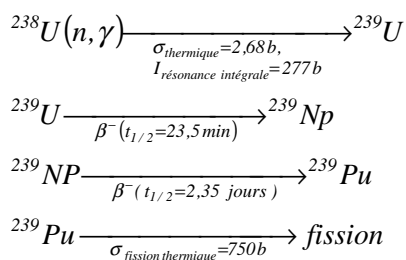
L'idée d'utiliser du thorium comme combustible nucléaire, au lieu de l'uranium, n'est pas nouvelle. Il convient néanmoins de remarquer pour commencer que le thorium ne peut pas remplacer l'uranium naturel étant donné qu'aucun de ses isotopes n'est fissile (c'est-à-dire susceptible d'être fissionné par des neutrons de faible énergie). Le seul isotope fissile qui existe à l'état naturel est l' ^{235}U , qui représente 0,7 % de l'uranium naturel. L'utilisation de combustible au thorium dans un cycle ouvert exigerait par conséquent une autre source de matière fissile, qui pourrait être de l'uranium ou du plutonium. Dans un cycle fermé au thorium, il serait indispensable de retraiter une proportion importante du combustible usé (pour séparer l' ^{233}U fissile). C'est pourquoi le cycle du combustible au thorium ne peut être envisagé qu'à long terme, tandis que l'utilisation du thorium dans des incinérateurs de transuraniens est envisageable à plus courte échéance.

Dans un réacteur nucléaire, le thorium est cependant une matière utile étant donné que la capture d'un neutron par le ^{232}Th produit de l' ^{233}U , un isotope fissile de l'uranium aux propriétés nucléaires similaires à celles de l' ^{235}U que l'on rencontre dans la nature. On trouvera ci-dessous les équations décrivant les réactions et désintégrations qui conduisent à la formation de l' ^{233}U .



Production d' ^{233}U à partir du ^{232}Th

À titre de comparaison, l'autre isotope fertile courant, l' ^{238}U produit l'isotope fissile ^{239}Pu par les réactions et désintégration ci-dessous :



Production de ^{239}Pu à partir de l' ^{238}U

Historique des combustibles thorium

Dès l'avènement de la technologie nucléaire, on a noté la supériorité de l' ^{233}U comme élément fissile parce qu'il produit plus de neutrons par neutron thermique absorbé que tout autre isotope fissile. Cette propriété, associée au fait que le thorium est un minerai naturel beaucoup plus abondant que l'uranium, est à l'origine de nombreuses tentatives pour concevoir et construire un réacteur nucléaire utilisant du thorium.

Aux États-Unis, le dioxyde de thorium était le principal composant du combustible nucléaire des réacteurs d'Elk River, d'Indian Point (tranche 1), du réacteur expérimental à haute température refroidi au gaz de Peach Bottom et du surrégénérateur à eau légère de Shippingport [95]. Dans tous ces cas, le combustible au ThO_2 s'est comporté de manière satisfaisante, avec une stabilité dimensionnelle exceptionnelle et un pourcentage de rejets de gaz de fission de 1 à 2 % seulement. Dans le réacteur expérimental à haute température au gaz, le combustible était constitué de deux types de microsphères, fissiles et fertiles, mélangées de façon aléatoire dans une matrice au carbone. Les microsphères fissiles contiennent du carbure d'uranium hautement enrichi enrobé dans une couche unique de carbone pyrolytique à haute densité. Ces revêtements « BISO » laissaient passer des quantités inacceptables de gaz de fission de sorte que les éléments combustibles BISO n'ont été utilisés que la moitié de leur durée de vie prévue. Le deuxième cœur contenait des microsphères « TRISO ». Les éléments combustibles contenant des microsphères de dioxyde de thorium de conception TRISO ont été testés à des taux de combustion allant jusqu'à 15 % du thorium initialement chargé. Les rejets de gaz de fission étaient très limités, et représentaient seulement 0.1 % du volume total de gaz de fission produit.

Le recours à du combustible contenant à la fois du thorium et de l'uranium permet de diviser par 3,2 la production totale de plutonium par MWj, par rapport à un combustible classique UO_2 porté à un taux de combustion de 45 MWj/kg. Dans le combustible $\text{ThO}_2\text{-UO}_2$, la production de ^{239}Pu par MWj est environ 4 fois moindre que dans le combustible classique. Le plutonium qui est effectivement produit contient beaucoup de ^{238}Pu , d'où une chaleur de décroissance 3 fois supérieure à celle du plutonium produit dans un combustible classique porté à 45 MWj/kg et 20 fois supérieure à celle du plutonium de qualité militaire, ce qui rend difficile la manipulation et la fabrication du plutonium séparé. La production spontanée de neutrons par le plutonium dans le mélange combustible $\text{ThO}_2\text{-UO}_2$ est d'environ 50 % supérieure à celle qui se produit dans un combustible classique. Les constituants isotopiques du plutonium sont représentés sur la figure 4.5. À titre de comparaison, nous avons montré sur la figure 4.6 la composition du plutonium dans un cœur classique d' UO_2 .

Figure 4.5. **Composition du plutonium dans un combustible constitué de 70 % de ThO_2 et de 30 % d' UO_2 à un taux de combustion de 72 MWj/kg**

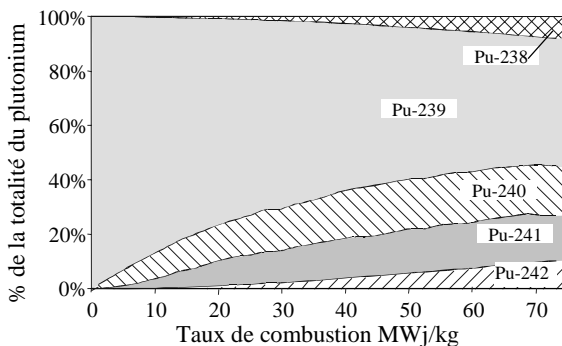
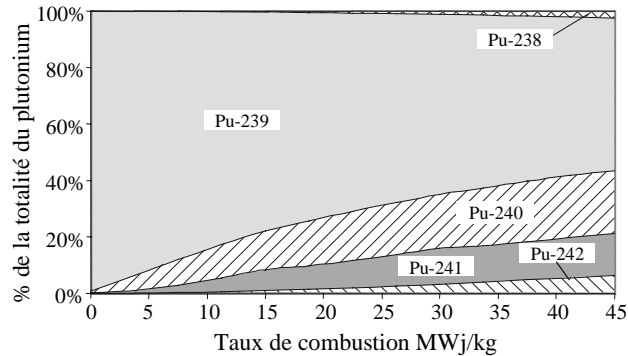


Figure 4.6. Composition du plutonium dans un cœur d'UO₂ à un taux de combustion de 45 MWj/kg



Le dioxyde de thorium a une conductivité thermique plus élevée que l'UO₂. De ce fait, le mélange combustible ThO₂-UO₂ pourra fonctionner à des températures plus basses et retiendra davantage les produits de fission, en particulier les gaz. Il est probable que ce combustible puisse être porté sans problème à des taux de combustion supérieurs à ceux du combustible UO₂, ce qui permettrait d'allonger les cycles en réacteur et d'améliorer le facteur de charge des centrales (durée moindre des indisponibilités pour rechargement).

Comme le ThO₂ correspond au degré maximal d'oxydation du thorium, alors que l'UO₂ peut encore se convertir en U₃O₈ ou en UO₃, les combustibles ThO₂-UO₂ irradiés devraient se comporter au mieux s'ils devaient être exposés à l'air ou à de l'eau oxygénée.

La principale difficulté que soulève la conception d'un système à base de thorium vient de la nécessité de compléter le thorium naturel par un composant fissile, à savoir l'²³⁵U. Plusieurs solutions ont été proposées et étudiées, comme le démarrage initial du cycle au thorium par de l'uranium enrichi, l'apport continu de l'uranium fissile de façon à compléter l'²³³U autoproduit, le retraitement et le recyclage de l'²³³U, et l'ajout de plutonium pour compléter l'²³³U autoproduit. On étudie également les possibilités d'utiliser le thorium sous forme de métal, de nitrure, ou d'oxyde comme matrice pour le plutonium et les actinides mineurs dans un réacteur incinérateur d'actinides. Le dioxyde de thorium a de bonnes propriétés de conductivité thermique et de rétention des gaz de fission. En outre, le recours au thorium plutôt qu'à l'uranium permet d'améliorer le bilan net de la destruction du plutonium et des actinides mineurs, étant donné que le réacteur ne produit pas de ²³⁹Pu supplémentaire [95].

Pour que les systèmes à base de thorium apportent une nette amélioration de l'utilisation de l'uranium naturel, il faut que l'²³³U fissile autoproduit soit séparé et recyclé dans un cycle du combustible fermé. Or, l'utilisation du thorium et de l'uranium dans un cycle ouvert pourrait favoriser une augmentation du taux de combustion et produire des combustibles et des colis de déchets plus durables. Pour retenir efficacement les produits de fission et les actinides à l'intérieur du combustible lorsque les conteneurs et les gaines auront disparu, le combustible ne doit pas être le siège de réactions chimiques importantes de nature à en altérer profondément la structure cristalline. Le dioxyde de thorium, qui est le niveau d'oxydation le plus élevé du thorium, ne s'écarte pas de manière significative de sa composition stœchiométrique lorsqu'il est exposé à l'air ou à l'eau à des températures inférieures ou égales à 2 000 K [94]. En revanche, des fragments de combustible usé au dioxyde d'uranium réagissent à un rythme de 1 % par an (c'est-à-dire assez vite) lorsqu'ils sont soumis, lors de tests, à un ruissellement important d'eau à 98°C contenant les contaminants représentatifs du site de Yucca Mountain [96]. L'oxydation par l'air du combustible usé d'UO₂ à des températures légèrement inférieures à 200°C produit de l'U₄O₉, après quelques années seulement d'exposition [97]. Des mélanges de ThO₂-UO₂ pourraient être corrodés

par l'air ou par l'eau oxygénée, mais beaucoup moins vite que l' UO_2 . La structure moléculaire spécifique de l'oxyde importe car les densités théoriques de l' UO_2 , de l' U_4O_9 et de l' U_3O_8 sont respectivement de 10,97, 11,4 et 8,35 t/m³. Par conséquent, la conversion de l' UO_2 en U_3O_8 s'accompagne d'une augmentation de volume d'environ 30 %, d'une ségrégation aux joints de grains et d'une pulvérisation du combustible. Si le combustible se trouve dans une gaine typique d'un REO, l'oxydation de l' UO_2 en U_3O_8 risque de provoquer une grave rupture du gainage [98]. Néanmoins, l'oxydation en U_4O_9 provoque une légère densification (3,4%), quelques micro-fissures mais aucun endommagement structurel du combustible. Cohen et Berman [99] ont étudié la solubilité de l'oxygène dans des solutions solides d' UO_2 - ThO_2 non irradié en faisant varier la température et la composition du mélange. Après oxydation, la valeur de x dans $(\text{Th}, \text{U})\text{O}_{2+x}$ augmente continûment de 0 pour le ThO_2 , à une valeur maximale de 0,25 pour les mélanges à 50 %. En d'autres termes, des solutions solides fortement oxydées à forte teneur en dioxyde de thorium, allant du $(\text{U}_{0,5}\text{Th}_{0,5})\text{O}_{2+x}$ jusqu'au dioxyde de thorium pur, sont en équilibre, en présence d'oxygène, avec des structures moléculaires de dioxyde d'uranium situées entre l' UO_2 et l' U_4O_9 , de sorte qu'il ne se produit ni gonflement, ni ségrégation aux joints de grains, ni pulvérisation du combustible. Il ne se forme pas d'oxyde d'uranium de degré plus élevé lorsque le pourcentage de dioxyde de thorium atteint 50 % étant donné que ce dernier stabilise la structure de la fluorite et que chaque cellule ne peut recevoir qu'un atome d'oxygène interstitiel, et cela à condition qu'il existe un nombre d'ions uranium suffisant à proximité de l'espace occupé par l'oxygène. Thomas *et al.* [97] ont enregistré un phénomène de stabilisation un peu analogue qui était dû aux produits de fission contenus dans du REO- UO_2 usé à haut taux de combustion, oxydé dans l'air à des températures inférieures à 200°C. L'oxydation de l' UO_2 dans l'eau nécessite la présence d'oxygène dissous mais « s'effectue selon un mécanisme totalement différent de l'oxydation dans l'air ou dans l'oxygène gazeux » [100]. Le principal produit de la réaction provoquée par le contact avec de l'eau pure est l' $\text{UO}_3 \cdot 0,8 \text{H}_2\text{O}$, hydrate appelé schoepite déshydratée. Markowitz et Clayton [101] ont étudié la tenue à la corrosion d'un groupe d'oxydes de combustible nucléaire, dont deux compositions de dioxydes d'uranium et de thorium (à 20 et 50 % d' UO_2) dans des conditions de température élevées (360°C) et dans un écoulement d'eau alcaline (pH 10). Les échantillons de ThO_2 ont révélé une excellente résistance à la corrosion. L'augmentation du poids de l'échantillon composé de dioxydes d'uranium et de thorium exposé à de l'eau oxygénée à 100 ppm environ « était nettement plus importante que pour tous les autres matériaux testés, quels que soient les milieux considérés, et même que les échantillons qui se sont cassés ou fragmentés ; pourtant tous les échantillons ont conservé leurs propriétés mécaniques ». Le combustible composé de dioxydes d'uranium et de thorium a conservé ses propriétés mécaniques malgré la formation d'une phase superficielle oxydée estimée être du type M_4O_9 . Il ne semble pas que l'on ait trouvé de l' $\text{UO}_3 \cdot 0,8\text{H}_2\text{O}$ dans ou sur les échantillons de Markowitz et Clayton.

Lorsqu'il est irradié, le thorium voit sa concentration en ^{233}U augmenter rapidement (ainsi que le k_{eff}), concentration qui reste plus élevée que celle du plutonium dans un réseau d'uranium. Étant donné la très forte section efficace de fission du plutonium, la quantité de plutonium dans l'uranium augmente (avec le k_{eff}) au début, mais atteint le niveau de saturation et commence à décroître beaucoup plus tôt que l' ^{233}U dans le thorium. Cette différence s'explique par le fait que la concentration de plutonium à l'équilibre est faible en raison des valeurs élevées de sa section efficace et du rapport capture/fission.

Dans un cycle du combustible U-Pu, la technologie de récupération et de séparation de l'uranium et du plutonium des combustibles usés est bien établie. Le procédé (PUREX) se fonde sur une variante particulière de la technique d'extraction par solvant. Le procédé adapté au combustible à base de thorium devrait s'apparenter au procédé PUREX, mais avec des différences importantes. Par exemple, le procédé d'extraction par solvant mis en œuvre dans PUREX repose sur le fait que le plutonium tétravalent est plus soluble dans le phosphate tributylque (TBP) que l'uranium hexavalent. Pour la séparation de l'uranium et du thorium, c'est le procédé Thorex qui a été le plus étudié. Ce procédé exploite le mode de variation de la solubilité relative des deux matières dans l'acide nitrique et le TBP

avec la concentration en acide. À ce stade, le procédé de retraitement du thorium n'est pas encore suffisamment développé pour que l'on puisse considérer les détails du procédé comme définitifs.

Les procédés qui sont employés pour la refabrication du combustible contenant des matières recyclées devraient normalement s'appuyer sur les mêmes méthodes que la fabrication de combustible neuf à une notable différence près. Le thorium récupéré contient de l' ^{228}Th , dont la décroissance sur une période de 1,9 an produit une série de descendants émetteurs de rayons gamma durs. Ceci devrait poser de graves problèmes de manutention pendant la refabrication des éléments combustibles au thorium, et exclure la réutilisation du thorium récupéré après une longue période de décroissance. Cependant, les isotopes de l'uranium récupérés après extraction des produits de fission ne devraient pas, dans un premier temps, produire d'activité gamma bien que la décroissance de l' ^{232}U exige que l'on ait recours à des systèmes de télé-manipulation à moins que les opérations de refabrication ne puissent intervenir dans les jours qui suivent le retraitement. Les usines de refabrication devraient, par conséquent, être largement réadaptées pour y intégrer des télé-manipulateurs équipés de blindages épais, ce qui compliquera la maintenance. On notera que ces blindages s'imposeront également sur toute la chaîne de manutention et de transport, depuis l'usine de fabrication jusqu'au chargement en réacteur.

L' ^{233}U recyclé est également émetteur alpha, c'est-à-dire dangereux en cas d'inhalation. C'est pourquoi on étudie, comme pour les réacteurs rapides au plutonium, des procédés qui permettent de limiter le plus possible la production de poussière. On s'intéresse également à la mise au point de procédés sol-gel pour produire des sphères d'oxydes dans une gamme de tailles adaptées. Ces dernières pourraient être utilisées pour fabriquer les microsphères enrobées des réacteurs à haute température ou pourraient être chargées par vibro-compactage dans des aiguilles combustible à gaines métalliques.

Autres programmes de R&D

Outre les activités décrites ci-dessus, on peut citer, parmi les initiatives importantes destinées à faire progresser la technique nucléaire, la « Nuclear Energy Research Initiative », aux États-Unis, le Forum international génération IV (GIF) [102] ainsi que le projet international sur les réacteurs nucléaires et les cycles du combustible nucléaire innovants (INPRO). Ces initiatives ont pour objectif de concevoir les systèmes énergétiques nucléaires qui, tant par leur régime d'autorisation que par leur construction et leur exploitation, pourraient produire de l'électricité à des prix concurrentiels tout en offrant des solutions satisfaisantes aux questions de la sûreté nucléaire, des déchets, de la prolifération et de la perception du public. Par ailleurs, plusieurs pays ont entrepris d'évaluer les systèmes les plus prometteurs pour la prochaine génération de réacteurs, qui comprennent tant des conceptions résultant d'évolutions des filières existantes que des filières plus innovantes.

4.5 Conclusions

Les activités en cours évoquées ci-dessus appellent trois conclusions principales :

- la recherche sur des nouvelles technologies de réacteurs nucléaires et de cycle du combustible est dynamique ;
- la plupart des recherches concernent des améliorations progressives des systèmes existants destinées à abaisser les coûts, augmenter les marges de sûreté, améliorer le comportement des déchets après leur évacuation et concevoir des modes de gestion des stocks croissants de plutonium qui soient satisfaisants ;
- des systèmes avancés prometteurs sont également à l'étude, mais l'analyse et les mécanismes d'autorisation des technologies et combustibles de pointe sont un processus de longue haleine qui peut durer jusqu'à 15 à 20 ans, ce qui signifie que ces concepts innovants ne devraient pas être exploités avant 2020.

5. LES DIFFÉRENTS CYCLES DU COMBUSTIBLE

5.1 Introduction

Les précédents chapitres ont exposé les progrès en cours dans le domaine du cycle du combustible et donné un bref aperçu des principales tendances envisagées aussi bien à court qu'à long terme. Ainsi qu'il a été indiqué dans le chapitre liminaire, ces progrès ne doivent pas être considérés comme des phénomènes autonomes mais bien plutôt comme concourant à des objectifs précis, qui sont d'améliorer les caractéristiques économiques, environnementales et sociales de l'énergie nucléaire à l'avenir. En dernier ressort, la réalisation de ces objectifs pourrait contribuer à assurer que l'énergie nucléaire sera à même de jouer à long terme un rôle important en tant que source d'énergie durable.

Le présent chapitre décrira une série de cycles du combustible qui sont jugés pertinents pour cette étude. Ces cycles ont été choisis en fonction des efforts dont ils bénéficient actuellement dans plusieurs pays Membres de l'OCDE et de leur objectif à long terme de durabilité, c'est-à-dire utiliser efficacement les ressources pour fournir de l'énergie à un coût concurrentiel sans porter atteinte à l'environnement. À cet égard, le présent chapitre vise à expliciter à l'intention du lecteur les différentes options à l'étude, ainsi que leurs avantages et inconvénients. L'accent est mis en particulier sur la maturité technologique des évolutions nécessaires et sur la capacité qu'auraient ces progrès techniques de conférer à l'option nucléaire un caractère plus durable.

Ces cycles du combustible sont au nombre de 13⁶⁰ (voir tableau 5.1). Ils ont été groupés en fonction de leur maturité ou du potentiel industriel qui leur est attribué à court, moyen et long terme, conformément aux critères de maturité technologique présentés au chapitre 3 (voir tableaux 3.2 et 3.3). Étant donné qu'un cycle du combustible résulte d'une combinaison de progrès technologiques intervenus à ses diverses étapes qui ont toutes leur propre degré de maturité technologique, leur propre rythme de progression en matière de R&D et leurs propres contraintes (économiques), le classement de ces cycles en fonction des quatre degrés de maturité technologique définis pour les différentes technologies serait de nature à induire en erreur. C'est pourquoi la classification plus générale utilisée dans le tableau 5.1 est considérée comme mieux adaptée à cette étude.

Les sections suivantes décriront en détail ces cycles du combustible et examineront leurs principaux avantages et inconvénients, ainsi que les progrès qui sous-tendent leur mise en place.

5.2 Cycles du combustible parvenus à maturité

Les cycles du combustible actuellement parvenus à maturité sont au nombre de trois. Leurs diverses étapes ont été décrites au chapitre 2. Ces cycles du combustible demeureront la référence au

60. Les feux des matières pour les différents cycles sont analysés à l'aide du coût COST développé par le CEA (voir annexe B).

cours des dix ou vingt prochaines années. Cependant, compte tenu de l'intensification de la concurrence dans le secteur de l'électricité, les entreprises nucléaires se doivent d'appliquer constamment des stratégies de réduction des coûts, qu'il s'agisse des coûts d'investissement dans les centrales ou des coûts du cycle du combustible. En fait, ce sont les faibles coûts du cycle du combustible nucléaire qui permettent de compenser les coûts d'investissement plus élevés des centrales nucléaires, par rapport aux centrales à combustibles fossiles.

Les figures 5.1 à 5.3 font apparaître les schémas de principe de ces cycles du combustible parvenus à maturité⁶¹, avec les bilans massiques correspondants. En outre, le degré de maturité technologique de chaque étape du cycle du combustible est rendu par les nuances de gris données aux différentes cases.

Tableau 5.1. **Cycles du combustible envisagés dans la présente étude**

<p>Actuellement exploités à l'échelle industrielle</p> <p>Cycle ouvert (CO) des réacteurs d'eau ordinaire REL (Candu) : Cycle ouvert Cycle avec recyclage (CCR) – monorecyclage</p>
<p>Mise en place à l'échelle industrielle envisageable dans les 25 ans à venir</p> <p>DUPIC : Utilisation directe du combustible REP dans un Candu HTGR : Réacteurs à haute température refroidis au gaz Cycle avec recyclage – multirecyclage Combustible sur matrice inerte (CMI) de REO Recyclage du Pu et des AM dans les REO</p>
<p>Mise en place à l'échelle industrielle envisageable d'ici 25 à 50 ans</p> <p>Cycle mixte REO + RNR Cycle constitué à 100 % de RNR Cycle avec séparation et transmutation dit « à double strate » Cycle au thorium Cycle à sels fondus</p>

Le cycle ouvert (figure 5.1) constitue le cycle du combustible de référence qui est exploité dans la plupart des pays Membres de l'OCDE. Les faibles prix actuels de l'uranium, une surcapacité d'enrichissement et de fabrication du combustible, de même que la possibilité d'atteindre des niveaux d'irradiation plus élevés par élément combustible, permettent aux compagnies d'électricité d'optimiser continuellement la dimension économique de ce cycle du combustible.

Comme le montrent ces schémas de principe, toutes les étapes des trois cycles du combustible sont parvenues à la maturité industrielle, hormis l'étape finale, à savoir l'évacuation des déchets. Le stockage définitif du combustible usé ou des déchets de haute activité issus du retraitement n'a pas encore été réalisé à l'échelle industrielle dans les pays Membres de l'AEN et seul l'entreposage du combustible usé (pendant des périodes atteignant plusieurs décennies) a été pratiqué à l'échelle industrielle, à sec ou sous

61. Les détails et paramètres des calculs qui sous-tendent ces schémas sont indiqués à l'annexe B.

eau sur le site des réacteurs ou dans des installations éloignées. Les principales entraves à la mise en pratique de l'évacuation sont d'ordre socio-politique plutôt que technique.

Les dix dernières années ont été marquées par des progrès technologiques soutenus en matière de stockage définitif en formations géologiques. Cependant, ces progrès étaient principalement orientés vers une amélioration continue des techniques de stockage et une meilleure compréhension des incertitudes scientifiques et techniques. En ce qui concerne l'aménagement de dépôts opérationnels dans des formations géologiques, les progrès sont retardés par des contraintes d'ordre socio-politique, par exemple la nécessité de gagner la confiance des différentes parties prenantes. Dans certains pays (États-Unis, Allemagne, par exemple), ce retard oblige à différer le transport du combustible utilisé des sites de réacteurs ou le retour des déchets de haute activité se trouvant sur des sites de retraitement (à l'étranger) jusqu'au dépôt national en formation géologique. Il en résulte un surcoût pour les compagnies d'électricité lié à l'entreposage du combustible utilisé ou des déchets issus du retraitement.

Figure 5.1. Cycle ouvert (CO)

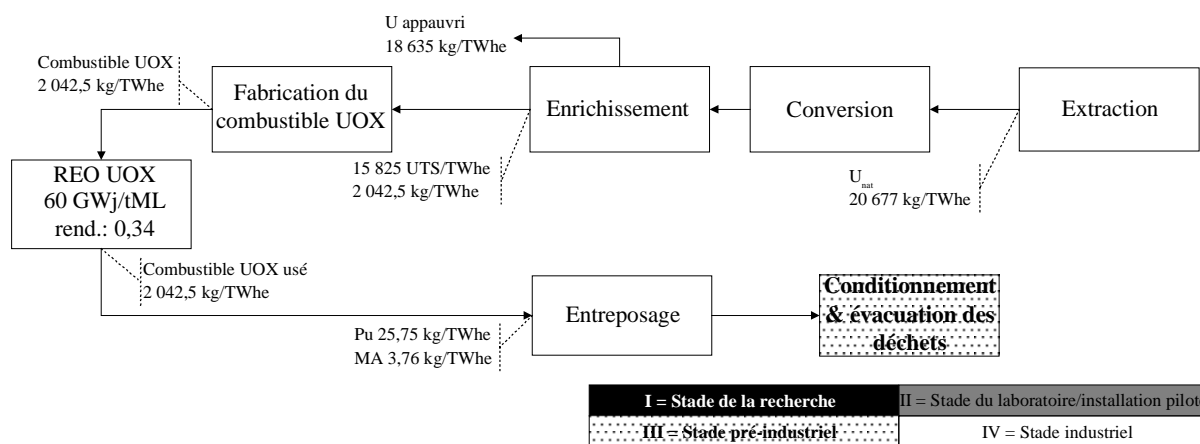


Figure 5.2. Cycle du combustible CANDU (RELP)

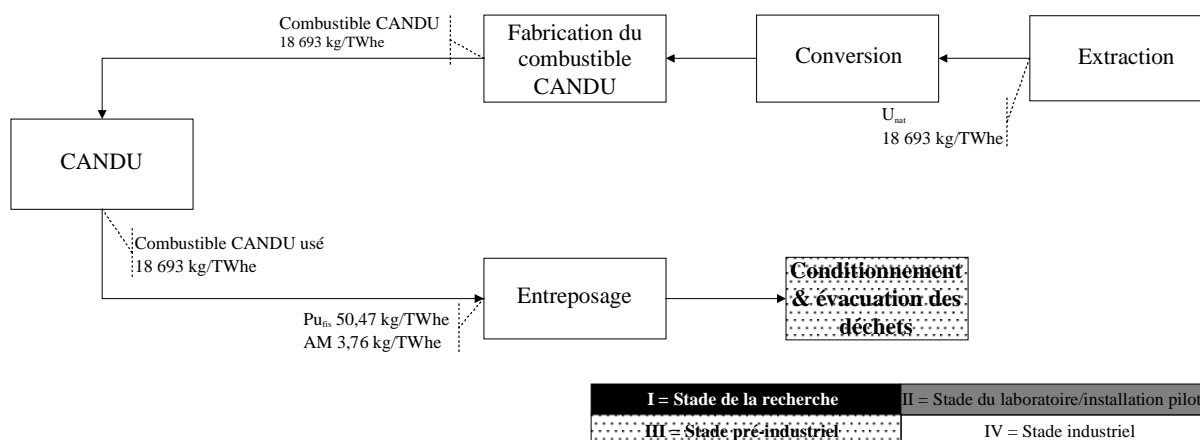
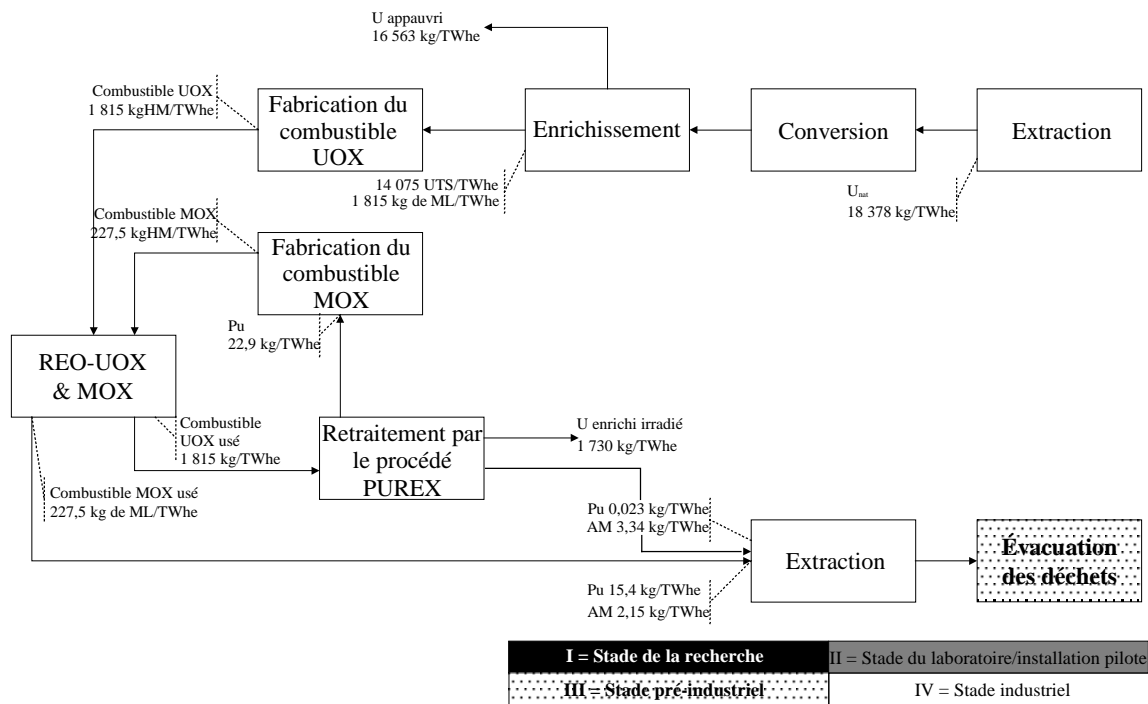


Figure 5.3. Cycle du combustible avec monorecyclage du plutonium (CCR)



Comme il apparaîtra dans la suite de ce chapitre, d'autres options de gestion des déchets, telles que la séparation et la transmutation, ont été proposées mais leur mise en place doit également être considérée dans le contexte socio-politique. Malgré les réticences actuelles du grand public à l'aménagement de dépôt en formations géologiques, l'aménagement de ces sites ne demandera que quelques dizaines d'années. La séparation et transmutation (P&T) pourraient partiellement réduire, d'un facteur de 100 au moins, la masse et la radiotoxicité de certains isotopes à vie longue dans les déchets. Cependant, pour introduire des procédés de P&T et parvenir à ces facteurs de réduction, il faudra prendre des décisions politiques et s'engager à utiliser ces options de cycle du combustible de type avancé pendant une période d'au moins cent ans.

Le cycle ouvert propre aux réacteurs à eau lourde (REL) (voir figure 5.2) est un peu plus simple que celui des réacteurs à eau ordinaire (REO) car il ne comporte pas d'étape d'enrichissement. Hormis l'absence de cette étape, la principale différence tient au faible taux de combustion (compris généralement entre 7,5 et 15 GWj/tML) du combustible des REL et, partant, au volume plus élevé de combustible utilisé par TWh d'électricité produite. Il résulte aussi de ce faible taux de combustion du combustible que la teneur en matière fissile du plutonium formé en cours d'irradiation est assez élevée. La chaleur de décroissance du combustible utilisé est inférieure à celle du combustible utilisé de REO à fort taux de combustion et ne pose pas de problème particulier. Afin d'accroître le taux de combustion du combustible des REL et, partant, d'augmenter la quantité d'énergie produite par unité de combustible, on envisage d'utiliser de l'uranium légèrement enrichi, voire de l'uranium de retraitement⁶². Avec un enrichissement de l'uranium atteignant environ 1,2 %, il serait possible d'obtenir des taux de combustion supérieurs à 15 GWj/tML

62. Ce qui aurait toutefois pour effet d'introduire une certaine quantité de ²³⁶U dans le combustible.

Par rapport au cycle ouvert des REO, le cycle du combustible avec recyclage du plutonium (voir figure 5.3) permet de réaliser des économies de l'ordre de 12 % sur les besoins en uranium naturel, si seul le plutonium récupéré au cours du retraitement est recyclé. Ces économies augmenteraient de 20 % environ si l'uranium récupéré était également recyclé⁶³. Dans le cycle du combustible avec recyclage, le combustible UOX usé est, après irradiation, entreposé d'abord pendant quatre ans environ pour permettre la décroissance de la chaleur résiduelle et de la radioactivité des produits de fission à vie courte, puis il est retraité en vue de récupérer le plutonium et l'uranium. À l'heure actuelle, un seul recyclage du plutonium récupéré est effectué dans les REO. Cependant, un second recyclage est techniquement réalisable moyennant quelques changements dans les réacteurs existants, notamment en ce qui concerne les systèmes de contrôle de la réactivité. Au-delà de deux recyclages, certains paramètres de sûreté, tels que le coefficient de vide, peuvent être sensiblement altérés en raison des changements intervenus dans la composition isotopique du plutonium, ce qui exige de plus fortes concentrations de Pu dans les assemblages combustibles MOX. De ce fait, il serait nécessaire d'apporter des modifications spécifiques et coûteuses à la conception du combustible et du cœur ou aux systèmes de contrôle de la réactivité.

En règle générale le combustible UOX usé présente une chaleur de décroissance résiduelle d'environ 2 kW/tML après quatre ans de refroidissement, le combustible MOX usé ayant un taux de combustion comparable à une chaleur de décroissance résiduelle d'environ 8 kW/tML (3 fois plus élevée et décroissant lentement) qui requiert des périodes d'entreposage plus longues avant qu'il soit possible d'entreprendre son conditionnement ultérieur. La faisabilité, au plan industriel, du retraitement du combustible MOX usé a été démontrée lors de campagnes menées en France à Marcoule et à la Hague, respectivement en 1992 et en 1998, au cours desquelles plus de 10 tonnes de combustible MOX ont été retraitées avec succès. Cependant, le retraitement à grande échelle des combustibles MOX obligerait à apporter certaines modifications aux installations de retraitement du combustible UOX, par exemple aux opérations de tête.

On estime que les progrès de la technologie du retraitement pourraient permettre de réduire d'au moins 30 % le coût du retraitement. Dans le cycle avec recyclage, le retraitement représente actuellement de l'ordre de 30 % des coûts totaux ; ainsi, cette baisse de coût du retraitement réduirait de 9 % environ le coût du cycle du combustible. Parmi les facteurs nouveaux de nature à réduire les coûts figurent la poursuite de la rationalisation et de l'amélioration des procédés, la diminution du nombre d'étapes du procédé et de flux de déchets, le remplacement des procédés de traitement en discontinu par des procédés de traitement en continu dans la mesure du possible, ainsi que la réduction de la taille globale des équipements et de l'installation. Les installations de cisailage du combustible et le matériel de maintenance connexe ont une taille minimale importante qui détermine les économies d'échelle réalisable et la capacité industrielle viable. La dissolution discontinue du combustible exige une grande capacité de stockage tampon et crée des flux de déchets secondaires. Les recherches qui sont actuellement consacrées à l'intégration des procédés de tête s'articulent autour de deux axes principaux : d'une part, la mise au point de dissolveurs dans lesquels le combustible, les coques et embouts sont transportés, au cours du procédé de dissolution, dans des colonnes pulsées et des extracteurs centrifuges et, de l'autre, un procédé électrochimique qui associe les étapes actuellement distinctes du dégainage (cisailage) et de la dissolution.

63. Bien que ces économies puissent être importantes, il ne faut pas oublier que moins de 1 % de la teneur énergétique de l'uranium extrait est utilisé pour la production d'énergie dans les réacteurs et cycles du combustible actuels.

La découverte éventuelle de composés de PuO_{2+x} dotés d'une plus grande mobilité en raison de leur solubilité plus élevée dans l'eau pourrait avoir des incidences sur l'évacuation du combustible usé contenant du Pu dans des formations géologiques [103]. En outre, il deviendrait plus important de réduire la production de plutonium et l'on pourrait exiger alors que la matrice de combustible remplisse aussi les fonctions d'un colis de déchet robuste dans le cycle ouvert. Cependant, les expériences, effectuées, notamment en France, ne sont pas encore parvenues à reproduire des états d'oxydation plus élevée pour le Pu que pour le PuO_2 , d'où la conclusion qu'un tel phénomène ne pourrait pas se produire dans des conditions d'évacuation réalistes.

Bien que le choix entre ces trois cycles du combustible repose principalement sur des critères socio-politiques qui demeurent propres aux différents pays, on peut constater que tous ces cycles répondent bien à la nécessité d'assurer la production d'énergie dans des conditions économiques, respectueuses de l'environnement et sûres, et que les travaux qui seront examinés dans la suite de ce chapitre sont axés sur l'amélioration de ces cycles du combustible afin de mieux répondre aux besoins économiques, socio-politiques et technologiques de chaque nation.

Le chapitre 3 présentait les critères et indicateurs jugés pertinents pour l'analyse de la durabilité de la production actuelle et future d'énergie nucléaire. Bien que certains de ces critères et indicateurs ne varient pas avec les évolutions décrites ici, parmi les critères, il en est qui conditionnent les possibilités technologiques d'améliorer le jeu complet de critères. La figure 5.4 récapitule les performances de ces trois cycles du combustible parvenus à maturité en fonction de certains critères d'importance majeure, à savoir l'utilisation des ressources naturelles, les quantités de déchets produites, la radioactivité des déchets, la dose collective délivrée aux travailleurs et aux personnes du public, etc.

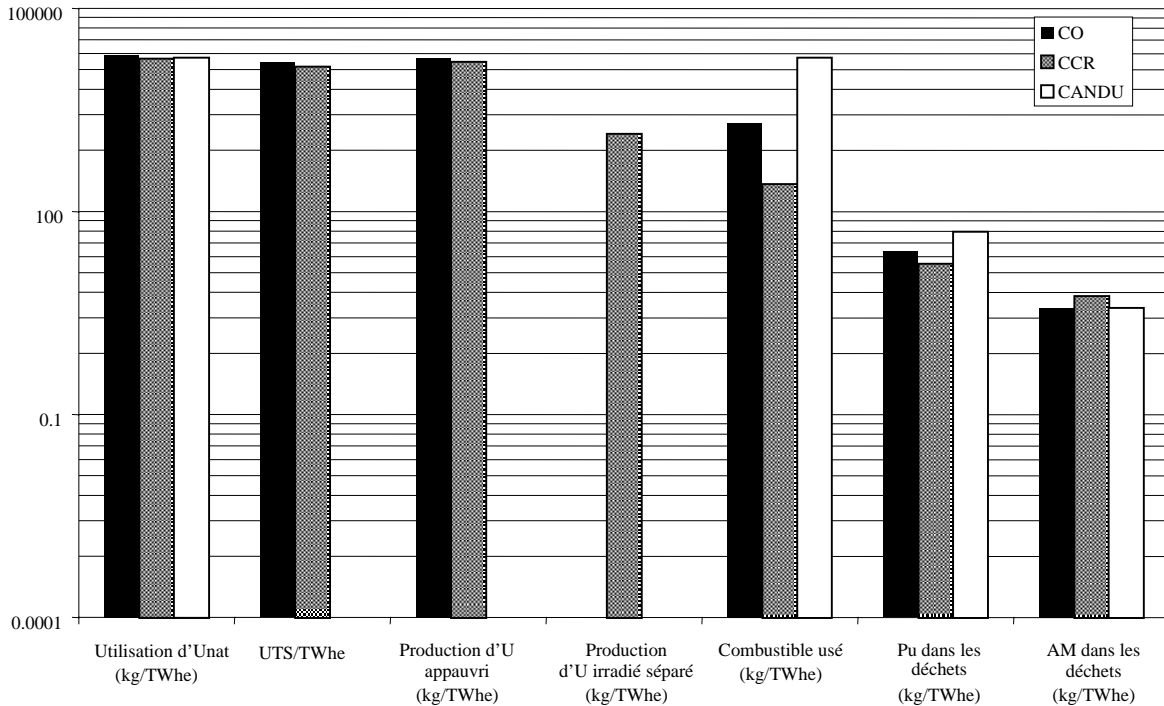
Bien que cette représentation graphique puisse conduire à une comparaison entre ces cycles du combustible, il ne faut pas perdre de vue que l'ensemble du cycle du combustible doit être considéré comme un système intégré, dans lequel une valeur plus élevée attribuée à un indicateur peut fort bien être compensée par des valeurs plus faibles attribuées à d'autres indicateurs. Le reste de ce chapitre analysera la façon dont les progrès accomplis peuvent influencer sur les performances de chacun de ces cycles du combustible, tout en montrant que des arbitrages s'imposent si l'on veut améliorer le cycle du combustible dans son ensemble.

5.3 Cycles du combustible susceptibles d'être exploités à l'échelle industrielle à court et à moyen terme

Les progrès à court terme dans le domaine du cycle du combustible seront marqués par la volonté d'en abaisser les coûts et reposeront essentiellement sur quelques évolutions des pratiques actuelles, aucune décision d'investir dans des technologies radicalement nouvelles n'étant envisagée.

À moyen terme, il est probable que les travaux de mise au point s'orientent notamment vers des solutions de nature à améliorer la partie terminale du cycle du combustible, à savoir la gestion des transuraniens dans le combustible usé. D'autres travaux possibles viseront à adapter le cycle du combustible à quelque regain d'intérêt spécifique pour d'anciennes technologies de réacteur, par exemple pour les réacteurs à haute température refroidis au gaz, permettant d'utiliser l'énergie nucléaire à d'autres fins que la production d'électricité.

Figure 5.4. Performances des cycles du combustible parvenus à maturité (CO, CCR et CANDU) relatives à un choix d'indicateurs



5.3.1 Option multirecyclage du plutonium et option MIX

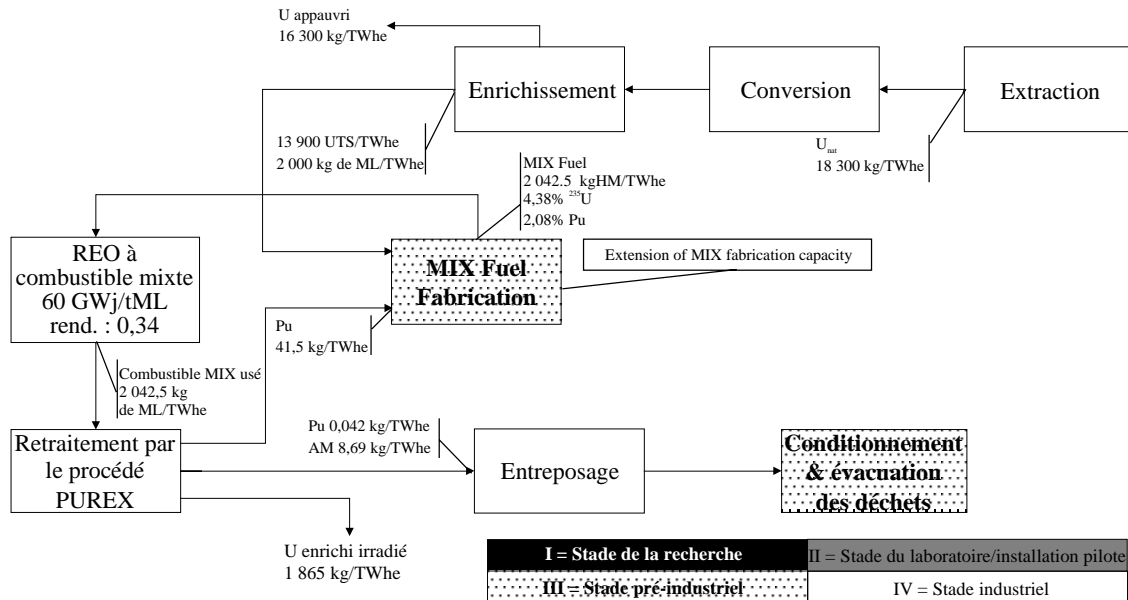
Le chapitre 4 a déjà exposé certains des concepts de combustible qui pourraient être mis au point pour la gestion du plutonium dans les cycle du combustible plus avancés. Dans les cas où l'actuel cycle du combustible avec recyclage, tel qu'il est utilisé en France, pourrait entraîner une stabilisation de l'inventaire de Pu séparé, on ne parviendrait à réduire cet inventaire qu'en accroissant la teneur en Pu du cœur du réacteur, en accroissant la teneur en Pu du combustible MOX et/ou en portant la fraction de combustible MOX dans les REO à 100 %. Ainsi qu'il a été indiqué dans le précédent chapitre, seuls des réacteurs à rapport de modération accru (RMA) et les concepts MIX paraissent offrir des solutions possibles tout en utilisant la technologie existante ou légèrement modifiée des REO.

Le recyclage du plutonium dans des REO classiques rechargés à 100 % en combustible MOX provoquerait une dégradation de l'efficacité du système de pilotage. Afin d'éviter ces effets, il conviendrait d'apporter des modifications au réacteur ou au cycle du combustible. La solution offerte par les réacteurs à RMA se fonde sur les changements intervenant dans le réacteur par suite de l'introduction d'assemblages combustibles à rapport de modération accru. Cependant, si l'on envisageait un multirecyclage du plutonium dans les modèles actuels ou très légèrement modifiés de REO, l'option MIX semblerait plus appropriée. Alors que l'option RMA soit limitée à environ deux recyclages dans les REO standard et, partant, oblige encore à récupérer le Pu contenu dans le combustible UOX, cette limite ne s'applique pas au combustible MIX car la dégradation de la composition isotopique du Pu avec les recyclages est réduite. Le schéma de principe de ce cycle du

combustible est reproduit à la figure 5.5. Une variante de cette option prévoit également le recyclage des actinides mineurs (AM) dans le combustible MIX, comme il ressort de la figure 5.6.

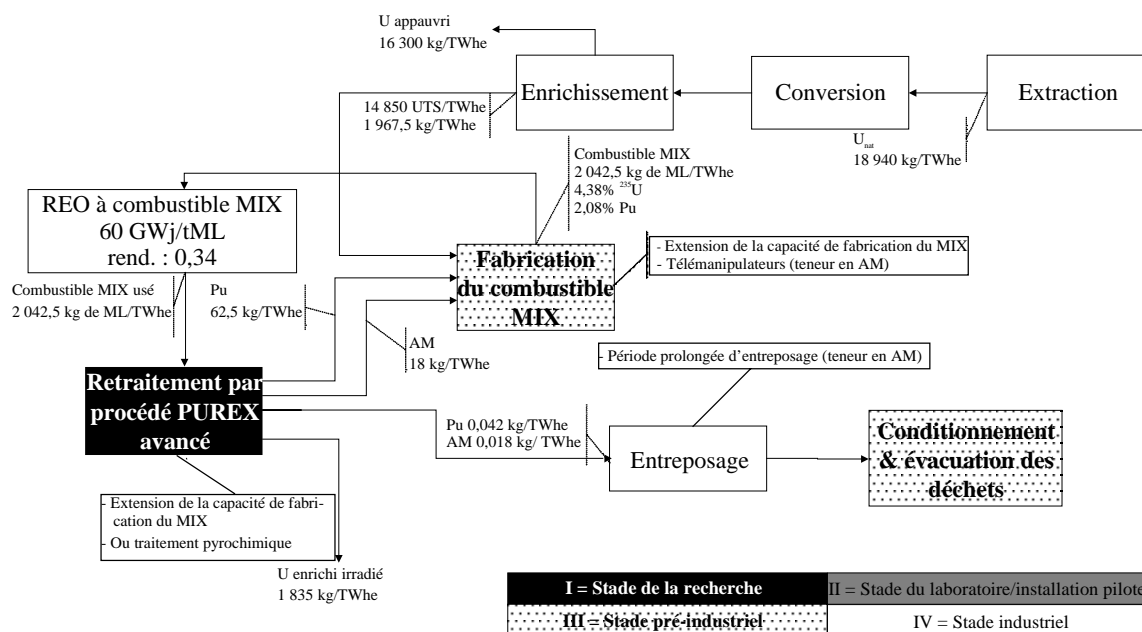
La principale différence entre le cycle du combustible MOX (cycle avec recyclage) et l'option MIX tient à l'inventaire plus élevé de Pu dans le combustible. Dans l'option MOX ne prévoyant qu'un ou deux recyclages du Pu, environ 15,4 kg de Pu/TWhe doivent être évacués en formation géologique avec le combustible utilisé alors que, dans l'option MIX, le Pu est recyclé. Le multirecyclage du Pu dans le combustible MIX suppose toutefois une augmentation notable de la capacité de fabrication de combustible MIX (2 042 kg/TWhe contre 227 kg/TWhe dans l'option MOX), cependant que la demande de capacité de retraitement reste la même. L'option MIX repose sur des procédés actuellement parvenus à maturité sur le plan technologique de sorte que cette extension de la capacité ne paraît pas poser de problème technique particulier. Il conviendrait de noter la réduction assez importante de la quantité de Pu à évacuer, alors qu'au contraire la quantité d'actinides mineurs (AM) dans les déchets augmente d'un facteur d'au moins 3 (8,7 kg/TWhe au lieu de 2,95 kg/TWhe). Afin de faire face à l'accumulation d'actinides mineurs, on peut envisager de les recycler dans le cycle MIX-AM (voir figure 5.6). Ce recyclage des AM dans les REO aurait pour effet de concentrer les AM dans le cycle du combustible, mais la quantité d'AM évacuée dans les dépôts serait finalement divisée par plus de 100 (0,018 kg/TWhe contre 8,7 kg/TWhe).

Figure 5.5. Cycle du combustible MIX sans recyclage des AM



La fabrication du combustible poserait quelques problèmes dès lors que des actinides mineurs seraient incorporés dans le combustible à mélange d'oxydes. La présence de ^{232}Np n'influe ni sur l'émission alpha, ni sur l'émission de neutrons, mais accroît la source de rayonnement gamma en raison de la présence de ^{233}Pa . En cas de multirecyclage du Np, le ^{238}Pu s'accumule progressivement, et cette source supplémentaire de neutrons et de chaleur, qui provient principalement de la réaction (α, n), a également des incidences sur les étapes du retraitement et de la refabrication. L'adjonction d'américium à la poudre d'U-Pu à recycler ferait nettement augmenter (d'un facteur de 4,5) la dose de rayonnement gamma.

Figure 5.6. Cycle du combustible MIX avec recyclage des AM



Cependant, le principal problème tient au curium qui doit être incorporé au combustible. L'adjonction de Cm au combustible MOX, par exemple, accroîtrait d'un facteur de 100 environ les débits de dose neutronique autour des boîtes à gants de mélange au cours du processus de fabrication. De ce fait, il faudrait prévoir d'épaisses couches de protection (écrans de polyéthylène de 0,3 à 1 m) analogues à celles utilisées dans les installations de retraitement, ce qui aboutirait à des chaînes de fabrication à distance perfectionnées et, partant, à un procédé relativement onéreux [75].

C'est pourquoi, si le recyclage des actinides mineurs est jugé primordial, le REO ne paraît pas offrir une solution optimale par rapport à l'incinération dans les réacteurs à neutrons rapides en limitant l'utilisation du combustible contenant des AM à un segment plus petit du cycle du combustible. De toute façon, l'utilisation de cibles à la place de combustible homogène contenant des AM est à envisager (voir la section 4.2.3.2.2 concernant les combustibles sur matrices inertes).

La figure 5.7 concernent respectivement permet de comparer certains critères choisis pour les cycles MIX, MIX-AM et le cycle de référence avec recyclage (CCR). Seuls des changements d'importance secondaire apparaissent dans la partie initiale de ces cycles du combustible, les principales différences résidant dans la partie terminale et notamment dans les caractéristiques des déchets destinés à l'évacuation en formations géologiques.

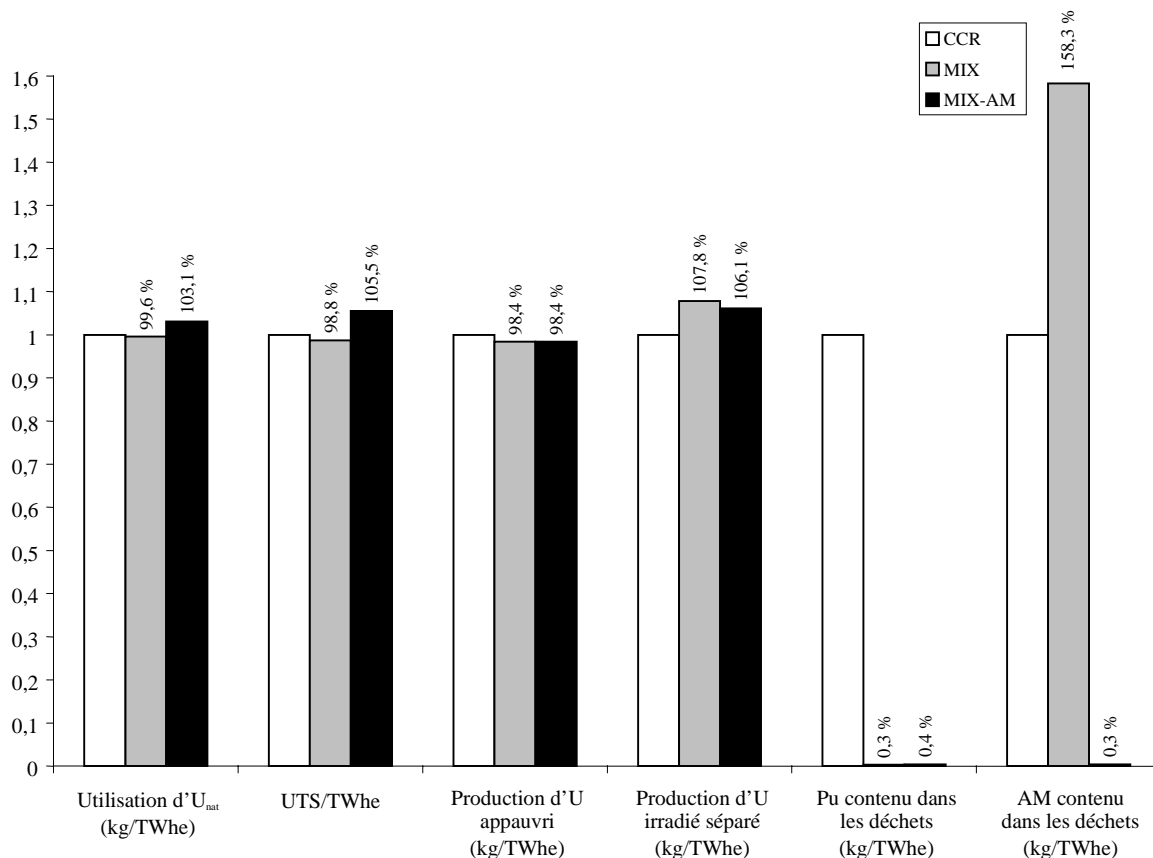
5.3.2 Le cycle du combustible DUPIC

Un prolongement de l'actuel cycle ouvert des REO pourrait consister à ajouter une phase de « post-combustion » du combustible usé des REO dans un réacteur à eau lourde (REL) de la filière CANDU. Grâce à la bonne économie de neutrons qui caractérise ce type de réacteur, il serait possible d'utiliser le combustible UOX usé⁶⁴ dans un cycle du combustible DUPIC⁶⁵ (voir figure 5.8) qui

64. Avec un taux de combustion qui serait toutefois assez faible, soit de l'ordre de 35 GWj/tML.

permettrait d'obtenir un taux de combustion supplémentaire de 15 GWj/tML. Le combustible DUPIC utilisé serait ensuite envoyé dans des installations d'entreposage avant son stockage définitif.

Figure 5.7. Comparaison de critères choisis pour les cycles du combustible de type CCR, MIX et MIX-AM



Le cycle du combustible DUPIC se fonde essentiellement sur le procédé OREOX (oxydation et réduction des combustibles oxyde) de transformation du combustible utilisé des REO en combustible neuf destiné aux REL. L'Énergie atomique du Canada, Limitée (EACL) et l'Institut coréen de recherches avancées sur l'énergie (KAERI) ont effectué des tests avec le procédé OREOX et un essai d'irradiation du combustible produit. Lors de l'application du procédé OREOX par voie sèche, l'uranium provenant du combustible utilisé des REO est oxydé de façon séquentielle et réduit en une fine poudre, qui constitue le matériau de départ pour la fabrication des pastilles de combustible DUPIC. La poudre est comprimée sous forme de pastilles, frittée jusqu'à ce qu'elle atteigne une forte densité, puis les pastilles sont soumises à une rectification cylindrique et enfermées par soudure étanche dans des gaines de Zircaloy. Comme le combustible demeure hautement radioactif, toutes les étapes du traitement devraient se dérouler dans des cellules chaudes blindées. Au cours de ce processus, des produits de fission volatils s'échappent du combustible utilisé et sont piégés dans des filtres à base de céramique. Étant donné que ¹³⁷Cs est le plus réactif, il doit être stocké jusqu'à ce que sa chaleur de décroissance ait notablement diminué (ce qui demande de 50 à 100 ans environ), avant

65. DUPIC = utilisation directe du combustible utilisé des REP dans des réacteurs CANDU.

d'être évacué⁶⁶. Les autres effluents gazeux issus du procédé OREOX ne produisent pas de chaleur mais contiennent des radionucléides à vie très longue (¹²⁹I, ⁹⁹Tc et ¹⁴C, par exemple) qui doivent être évacués dans des formations géologiques profondes. Sous sa forme finale, l'assemblage combustible DUPIC est de conception assez simple et de petite dimension (0,5 m de longueur) par rapport à un assemblage de REO, ces caractéristiques pouvant faciliter la fabrication à distance.

Le recours au cycle du combustible DUPIC permettrait de réduire de trois fois environ la quantité de combustible utilisé par unité d'électricité produite, par rapport au double système ouvert où les réacteurs CANDU sont alimentés en uranium naturel et les REO, en uranium enrichi. Les pays disposant de ces deux filières de réacteurs pourraient éventuellement recourir à cette option si le procédé venait à être exploité à l'échelle industrielle. On peut s'interroger sur les incidences que l'utilisation du combustible de REO à taux de combustion plus élevé pourrait avoir sur les perspectives de l'option DUPIC, et notamment sur sa viabilité économique. La tendance actuelle de porter le combustible UOX/MOX à des taux de combustion plus élevés (jusqu'à environ 70 GWj/tML), d'où une plus forte teneur en actinides mineurs, pourrait sérieusement entraver le procédé OREOX.

Le programme de mise au point du cycle DUPIC, qui associe la Corée (KAERI), le Canada (EACL) et les États-Unis (DOE – Ministère de l'Énergie – et LANL – Laboratoire National de Los Alamos), a débuté en 1991 par plusieurs études de faisabilité qui ont abouti au choix du procédé OREOX. Depuis lors, la démonstration de ce procédé a été entreprise à l'échelle du laboratoire avec irradiation ultérieure dans des réacteurs de recherche. Au total, trois éléments DUPIC ont été fabriqués en cellule chaude dans les installations blindées des laboratoires de Whiteshell de l'EACL. Environ 3 kg de combustible utilisé provenant de REP et présentant un taux de combustion moyen de 28 GWj/tML ont été transformés en pastilles de combustible par le procédé OREOX, puis les pastilles ont été empilées, insérées dans des éléments combustibles et soudées. Les essais d'irradiation des éléments DUPIC jusqu'à un taux de combustion de 21 GWj/tML ont débuté en mars 1999 dans le réacteur national de recherche universel (NRU) du Canada. En République de Corée, le KAERI prévoit de tester le combustible DUPIC dans le réacteur HANARO.

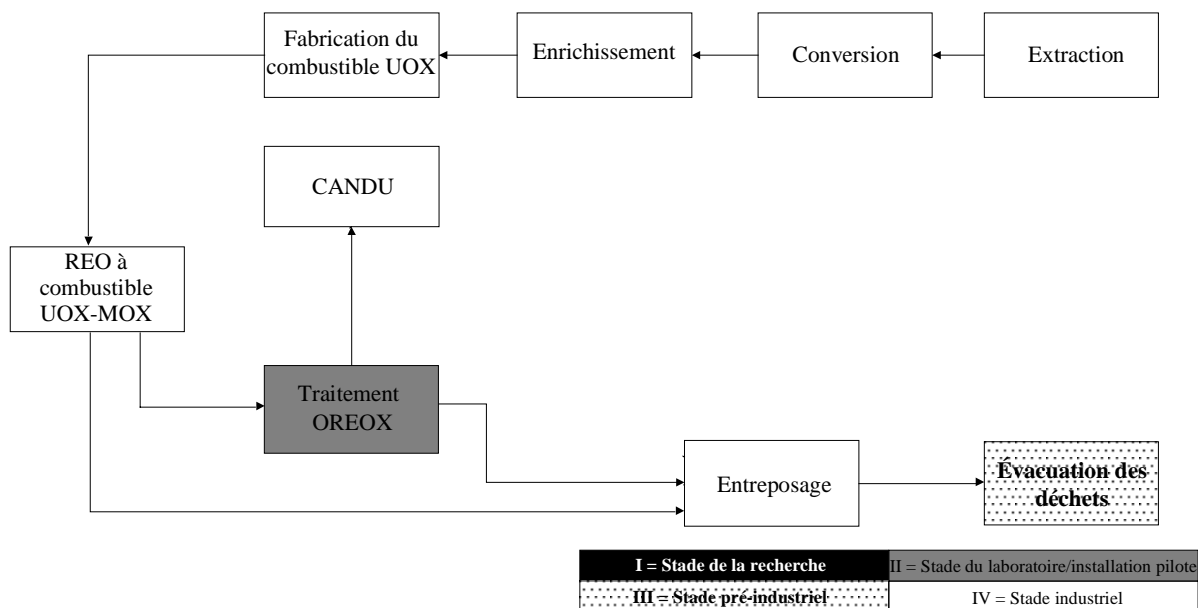
La mise au point du cycle du combustible DUPIC, et notamment du procédé OREOX, jusqu'au stade de l'exploitation industrielle devrait, selon les estimations, demander encore de 10 à 15 ans, suivant l'intérêt économique qui se manifesterait pour ce cycle du combustible. Étant donné qu'à l'heure actuelle les taux de combustion du combustible des REO augmentent, la valeur ajoutée d'une phase de post-combustion dans un réacteur CANDU diminue, ce qui rend le procédé OREOX moins attrayant. Seuls les pays qui exploitent à la fois des REO et des réacteurs de la filière CANDU pourraient profiter des possibilités de synergie mais aucune évaluation économique et technologique de ces perspectives n'a encore été faite.

La fabrication du combustible DUPIC est réputée coûter de l'ordre de 430 à 800 USD/kgML, soit un montant analogue au coût actuel de fabrication du combustible MOX [90], ainsi qu'aux coûts de retraitement et aux coûts de conditionnement du combustible utilisé, mais à peu près dix fois plus élevé que celui de la fabrication du combustible CANDU à uranium naturel (47-83 USD/kgML). Ko [90] a utilisé une méthode de simulation probabiliste pour analyser les incertitudes sur le coût du cycle du combustible DUPIC dans l'hypothèse d'un parc coréen composé de REO et de réacteurs CANDU. Il ressort de cette analyse que, par rapport à un cycle ouvert de REO, les économies réalisées sur la consommation d'uranium naturel représenteraient de l'ordre de 5 % pour un rapport des REO aux réacteurs CANDU s'établissant à 7, alors qu'elles atteindraient de l'ordre de 30 % pour un rapport de 2

66. Il ressort d'une analyse préliminaire non publiée que l'évacuation conjointe du césium et du combustible DUPIC utilisé accroîtrait d'environ 10 % les coûts d'évacuation.

environ. Les quantités de combustible utilisé seraient réduites respectivement de 16 % et de 44 %. Enfin, l'analyse a montré que les coûts du cycle du combustible DUPIC seraient, dans les deux hypothèses concernant le nombre de REO et de réacteurs CANDU, égaux ou inférieurs au coût du cycle ouvert des REO. Cette analyse a fait apparaître une faible sensibilité des coûts du cycle à ce coût de fabrication du combustible, ce qui réduit l'impact potentiel du relatif manque de fiabilité de l'estimation des coûts de fabrication du combustible DUPIC.

Figure 5.8. Cycle du combustible DUPIC



5.3.3 Cycles du combustible des réacteurs à haute température refroidis au gaz

Le cycle du combustible courant pour un réacteur à haute température refroidi au gaz (HTGR) est un cycle ouvert, dans lequel, compte tenu de l'excellent potentiel de rétention des produits de fission que présentent les particules de combustible enrobées, il est possible d'envisager l'évacuation directe du combustible. Il convient toutefois de faire remarquer que les anciens concepts de cycle du combustible des HTGR se fondaient sur le cycle Th-U avec uranium hautement enrichi et prévoyaient un retraitement en vue de récupérer ^{233}U et ^{235}U . Les principaux aspects de la fabrication du combustible HTGR ont été décrits au chapitre 4. Par rapport aux REO (45-65 GWj/tML), la principale différence tient au taux de combustion très élevé (jusqu'à 700 GWj/tML). Il en résulte, bien entendu, une diminution spectaculaire des quantités d'uranium naturel consommé et de combustible utilisé à évacuer. Là où un cycle ouvert de REO consomme 2 042 kg d'uranium naturel par TWhe, un HTGR avec un taux de combustion de 130 GWj/tML en utilise 668 kg/TWhe, et un HTGR fonctionnant à un taux de 600 GWj/tML n'aurait besoin que de 145 kg/TWhe. La quantité de plutonium produite est ramenée de 26 kg/TWhe (REO en cycle ouvert) à 15,3 kg/TWhe pour un HTGR (130 GWj/tML) et la teneur en AM est ramenée de 3,76 kg/TWhe à 2,3 kg/TWhe.

JAERI, au Japon, a étudié plusieurs options pour l'aval du cycle du combustible des HTTR, y compris la possibilité de retraitement. Le retraitement du combustible des HTTR a été étudié à la fin des années 70 et au début des années 80, mais les travaux ne se poursuivent pas à l'heure actuelle. Certaines

techniques employées dans les opérations de tête ont fait l'objet de recherches en vue d'appliquer le procédé classique PUREX au combustible des HTTR. JAERI a également étudié la réaction graphite-CO₂ et l'application des méthodes de broyage par jet dans les opérations de tête [104].

5.4 Cycles du combustible envisagés à long terme

Bien qu'à court et à moyen terme, les progrès réalisés dans le cycle du combustible concerneront principalement la dimension économique et viseront à s'assurer les connaissances technologiques requises pour de nouvelles applications de l'énergie nucléaire (combustion du Pu, combustion des AM, par exemple), on a également étudié ces dernières années, sur le plan théorique et à l'échelle du laboratoire, certains concepts de cycle du combustible de type plus avancé dont la mise en place ne pouvait pas être envisagée avant une vingtaine d'années. Alors que la majeure partie des progrès touchant la partie initiale, qui ont été décrits au chapitre 4, s'appliquent à tous les cycles du combustible, les nouveaux concepts sont, pour la plupart, explicitement axés sur la partie terminale et visent en particulier à prendre en charge les déchets qui subsistent. La démarche adoptée s'articule autour des trois axes suivants :

- essentiellement l'introduction de nouvelles options de gestion des déchets, telles que la séparation et la transmutation, en vue de réduire la masse et la radioactivité des déchets destinés au stockage définitif, c'est-à-dire la fermeture du cycle du combustible non seulement pour le plutonium mais aussi pour les actinides mineurs. Ces cycles (REO/RNR et stratégie à double strate) font encore appel à la technologie des REO dans la première strate et les réacteurs à neutrons rapides sont conçus comme des incinérateurs de transuraniens ou d'actinides mineurs ;
- le passage à des cycles pleinement intégrés, tels que des cycles comportant 100 % de réacteurs à neutrons rapides (RNR), voire des cycles du combustible à sels fondus, qui allient un plus haut rendement thermique des réacteurs à l'optimisation de l'utilisation des ressources naturelles et à la réduction du volume des déchets à mettre en dépôt ;
- l'abandon du cycle U/Pu pour un cycle au thorium, dans lequel les incidences à long terme des radionucléides à vie longue sont atténuées. Différents concepts, fondés sur des versions révisées de REO, de RNR, de RHT ou de réacteurs à sels fondus, ont été proposés dans ce sens.

Certains de ces concepts seront décrits dans les sections suivantes, qui indiqueront également en quoi consistent leurs principaux avantages et feront apparaître leurs atouts à long terme. Il ne faut pas perdre de vue que la plupart des données disponibles se fondent sur des estimations qui sont le plus souvent des extrapolations de calculs ou d'expériences en cours à l'échelle du laboratoire, aussi est-il difficile de déterminer des valeurs précises et parfois même des hypothèses clés.

5.4.1 Cycles du combustible des réacteurs à neutrons rapides

Comme il a déjà été précisé dans les sections précédentes, l'utilisation de systèmes à spectre rapide permet d'exploiter les ressources en uranium de façon plus durable, tout en réduisant au minimum les quantités de déchets radioactifs à vie longue produites. Les transuraniens devenant pour la plupart fissionnables dans les spectres à neutrons rapides, ils contribuent également à la production d'énergie et seront donc moins nombreux dans les déchets.

À l'origine, les RNR étaient conçus comme des surgénérateurs nets, c'est-à-dire produisant plus de matière fissile qu'il n'en consommaient. Cependant, lorsque la demande d'énergie nucléaire s'est ralentie et qu'une plus grande quantité d'uranium bon marché est devenue disponible, le principal facteur jouant en faveur des réacteurs surgénérateurs s'est fragilisé. Les travaux de R&D concernant les RNR portent donc désormais sur leur utilisation non plus en tant que surgénérateurs mais en tant qu'incinérateurs de plutonium. Plusieurs pays, comme le Japon, la Russie et la Chine, mènent encore un programme actif de RNR, alors que d'autres, comme la France et les États-Unis, ont ralenti ou abandonné, du moins provisoirement, leurs travaux dans ce domaine.

Les RNR peuvent être conçus comme des incinérateurs d'actinides dans un système de cycle du combustible associant des REO et des RNR. Dans ce cas, les actinides produits par l'irradiation du combustible dans les REO sont incinérés dans des RNR. En tant qu'incinérateur de transuraniens, un réacteur à neutrons rapides peut ne brûler que le Pu (cas des réacteurs de type CAPRA, par exemple), ou au contraire brûler du Pu et des AM (RNR du type IFR). Les AM peuvent être brûlés soit en mode homogène dans le combustible, soit en mode hétérogène grâce à la fabrication de cibles spéciales, qui peuvent alors être retraitées ou directement évacuées. Ces options sont illustrées aux figures 5.9 et 5.10.

Figure 5.9. Cycle du combustible mixte REO+RNR avec recyclage multiple en mode homogène du combustible TRU

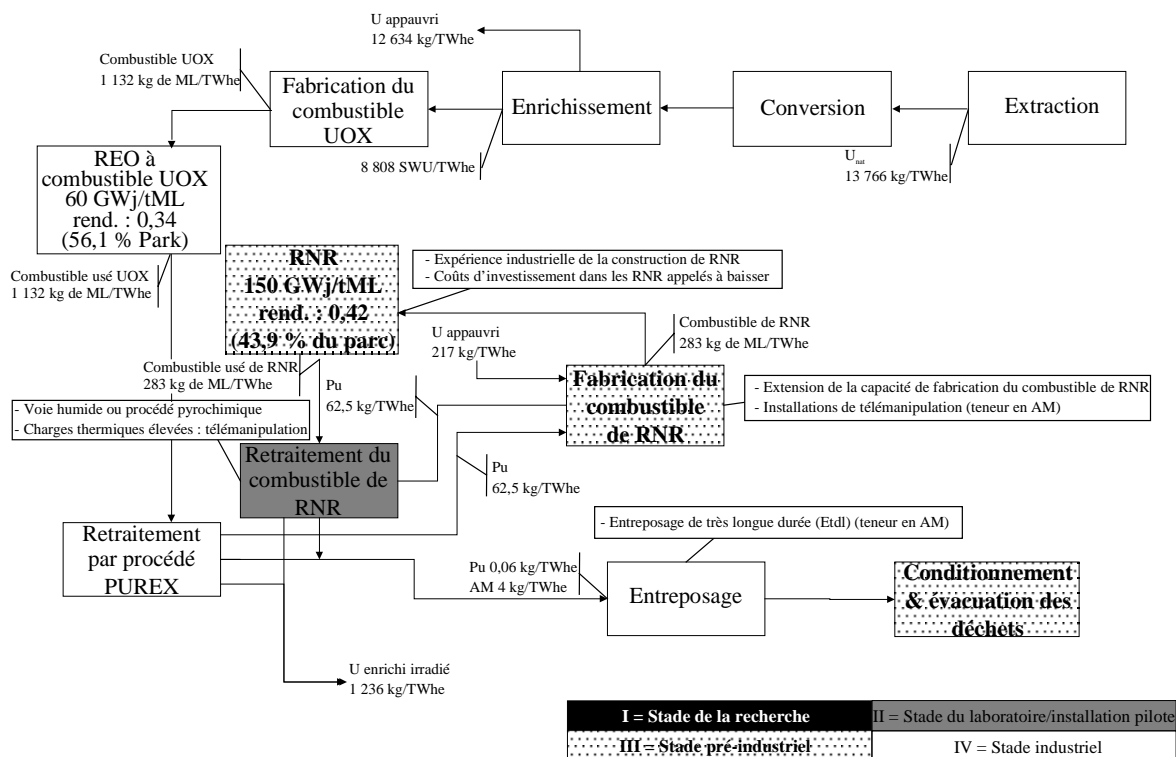
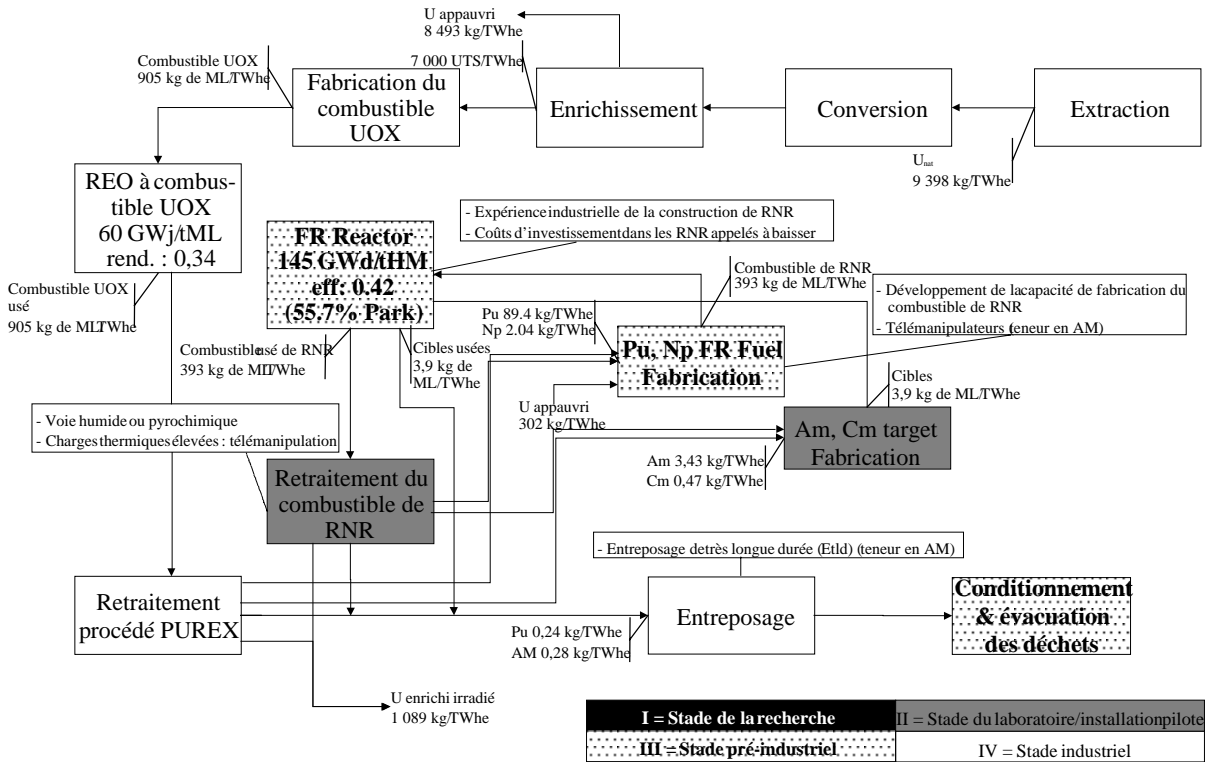


Figure 5.10. Cycle de combustible mixte REO + RNR avec irradiation de cibles d'AM (mode hétérogène)



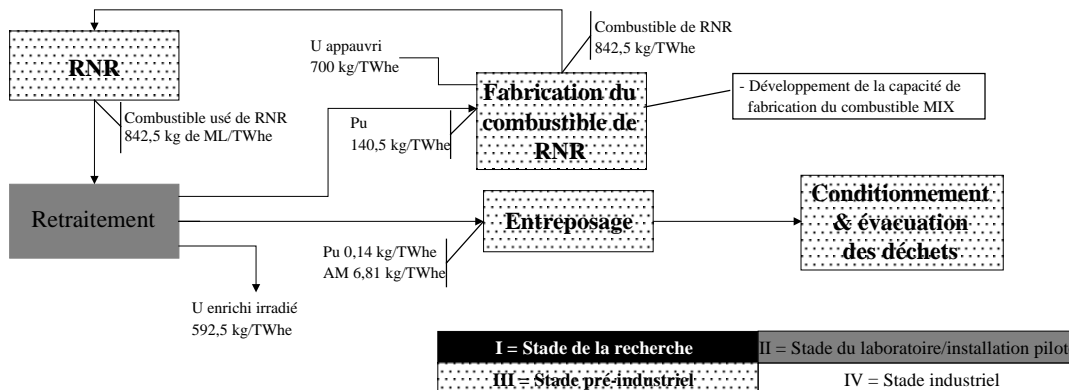
Le procédé qui consiste à incinérer les AM dans des cibles (mode hétérogène) ne s'avère pas particulièrement efficace pour réduire les quantités d'AM contenues dans les déchets par rapport au recyclage multiple qui diminue sensiblement les quantités à stocker. En outre, la fabrication et la manipulation de ces cibles (concentrées) hautement radioactives obligeront à recourir à une infrastructure spéciale. La gestion du curium est primordiale à cause de ses incidences potentielles à long terme sur le stockage en formations géologiques, mais aussi et surtout des émissions gamma du ²⁴⁴Cm. Une autre option consiste à entreposer le curium pour le laisser se transformer par décroissance en plutonium (période radioactive de 18 ans), qui peut alors être recyclé dans les RNR. Un autre inconvénient du recyclage hétérogène dans des RNR tient à la proportion de RNR requise dans le cycle du combustible (laquelle est supérieure à 50 %). Cette exigence influera fortement sur le coût du cycle du combustible et, en fin de compte, sur le coût de production de l'électricité car, selon les estimations, les RNR coûtent 50 % plus cher que les REO de type avancé.

Ces cycles de combustible mixtes, qui associent des REO et des RNR, n'améliorent pas sensiblement la partie initiale du cycle du combustible, à savoir la consommation d'uranium naturel, car cette dernière reste essentiellement déterminée par l'utilisation moins efficace du combustible dans les REO. Le passage progressif à un système composé à 100 % de RNR améliorerait l'aval, tout comme l'amont, du cycle du combustible.

La figure 5.11 illustre un parc composé à 100 % de RNR, dans lequel le plutonium est recyclé « indéfiniment » dans le RNR et où les AM sont séparés et évacués dans des dépôts. Ce type de cycle permettrait de consommer les importants inventaires d'uranium appauvri tout en réduisant au minimum les incidences des transuraniens sur les performances de l'évacuation des déchets.

L'adjonction d'un incinérateur d'AM à ce système permettrait de brûler les actinides mineurs à vie longue et d'en atténuer encore davantage les incidences. En outre, le cycle du combustible des RNR est apte à recycler des éléments transuraniens (TRU), tels que le Pu et les AM, ainsi que certains produits de fission (PF). Lorsque les AM/PF sont recyclés, l'inventaire des déchets radioactifs et les risques qu'il comporte diminuent.

Figure 5.11. Parc composé à 100 % de RNR



La rentabilité des parcs de RNR de type avancé est un facteur d'importance primordiale pour l'utilisation commerciale qui sera faite à l'avenir du système de recyclage propre aux RNR. JNC a étudié [105] les aspects économiques de ces cycles du combustible. On a admis que le coût de production de l'électricité devrait, dans le cas d'un futur système de RNR qui commencerait à fonctionner en 2030, être égal ou inférieur à celui qui caractérisera les futurs REO. Le tableau 5.2 récapitule les estimations de coûts des actuels et futurs cycles du combustible des RNR, dans lesquels il est prévu de faire appel à des technologies de pointe. Par exemple, on envisage de grouper dans un seul bâtiment une technologie de retraitement du combustible MOX par voie humide (qui présente de faibles facteurs de décontamination) et un procédé de fabrication du combustible fondé sur une technologie de gélification et de vibrocompactage, de façon intégrer les étapes du cycle du combustible.

Tableau 5.2. Estimations des coûts des modèles actuels et futurs de RNR et du cycle de combustible avancé associé [106]

Rubrique	Modèle actuel	Modèle futur
Taux de combustion du combustible (GWj/tML)	80	150
Coût de construction d'un réacteur (USD/kWe)	4 700	2 000
Coût du retraitement (USD/kgML)	7 800	2 700
Coût de fabrication du combustible (USD/kgML)	4 900	1 600

Le tableau 5.3 indique diverses valeurs caractéristiques correspondant aux différents scénarios, qui peuvent être utilisées pour une comparaison quantitative de chaque étape du cycle, d'après les critères définis au chapitre 3. C'est ainsi que l'avantage obtenu au niveau de la quantité d'actinides contenue dans les déchets pour les scénarios de recyclage apparaît très clairement. On trouvera, à la figure 5.12, une représentation graphique de ces données.

Tableau 5.3. Caractéristiques du cycle du combustible

	CO REO	CO REL (CANDU)	CCR REO avec mono-recyclage	CCR-MIX avec multi-recyclage du MIX	CCR-MIX avec multi-recyclage des AM (MIX-Pu&Am)	CC mixte REO+RNR	CC mixte REO + RNR avec cibles AmCM	Parc composé uniquement de RNR	CC à double strate
Taux de combustion (GWj/tML)	60	< 15	60	60	60	60 & 150 (RNR)	60 & 145 (RNR)	123	?
Rendement	0,34	?	0,34	0,34	0,34	0,34 & 0,42	0,34 & 0,40	0,40	
Parc (%) UOX	100	100	89	0	0	56	44	0	65
REO-MOX	0	0	11	0	0	0	0	0	9,5
REO-MIX (ou réacteurs hybrides RNR-MOX)	0	0	0	100	100	0	0	0	6 (*)
Enrichissement UOX en ²³⁵ U (%)	4,9	< 1,2	4,9	-	-	5,3	4,9	100	19,5
Enrichissement (%) MOX/MIX en ²³⁵ U	-	-	0,25	4,38	4,52	0,3	0,25	0,25	?
Pu tot	-	-	10	2,08	2,82	23,3 (cœur)	22,7 (cœur)	19,9 (cœur)	?
AM	-	-	0	0	0,86	0	0	0	
U _{inst} (t/TWh)	20,7	18,7	18,4	18,3	18,9	13,8	9,4	0,7 (appauvri)	11,95
Enrichissement (UTS)	15 825	0	14 075	13 900	14 850	8 808	7 000	-	?
Fabr.(t/TWh)	2,04	18,7	1,82	0	0	1,13	0,905	0	1,58
UOX	0	0	0,23	0	0	0	0	0	0,23
REO-MOX	0	0	0	2,04	2,04	0	0	0	0,037 (*)
MIX (ou réacteur hybride)	0	0	0	0	0	0,28	0,393	0,84	0,11
RNR-MOX	0	0	0	0	0	0	0,0039	0	0
Cibles Am-Cm									
Retraitement (t/TWh)	0	0	1,82	-	-	1,13	0,905	-	1,58
UOX	-	-	0	-	-	-	-	-	0,23
REO-MOX	-	-	-	2,04	2,04	-	-	-	0,037 (**)
MIX (ou système hybride + pyrochimie)	-	-	-	-	-	0,28	0,393	0,84	0,11
RNR-MOX									
Déchets (kg/TWh)	25,8	50,5	15,4	0,04	0,06	0,06	0,24	0,14	0,09
Pu	3,76	?	5,5	8,7	0,018	4	0,28	4,3	0,01
MA	1,87		1,71	1,68	0,003	1,25	0,003	0,43	
Np	1,61		3,08	4,62	0,007	2,12	0,04	3,58	
Am	0,28		0,72	2,37	0,009	0,55	0,235	0,28	
Cm	125,4		125	124,2	120,3	108,6	?	?	6,5
PF									

(*) Réacteur hybride.

(**) Pyrochimie.

Figure 5.12(a). **Demande de services du cycle du combustible pour différentes options**

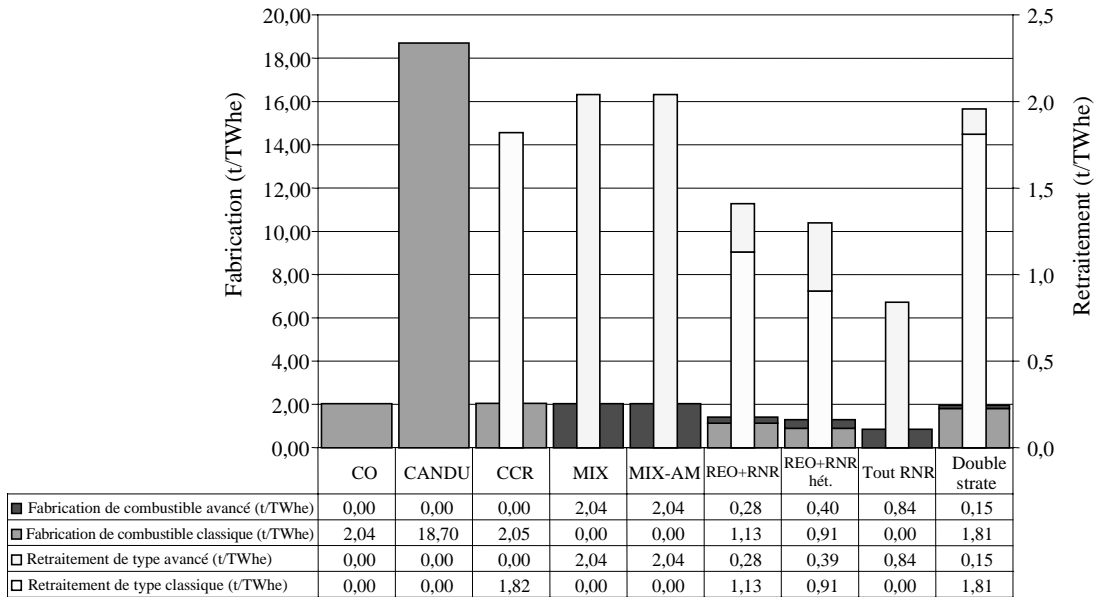
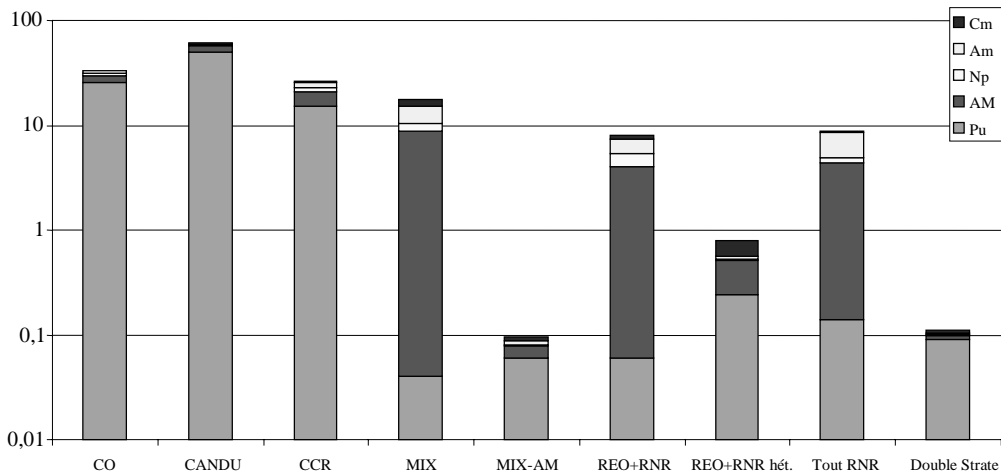


Figure 5.12(b). **Comparaison des cycles du combustible en fonction des quantités de déchets TRU à stocker (kg/TWhe)**

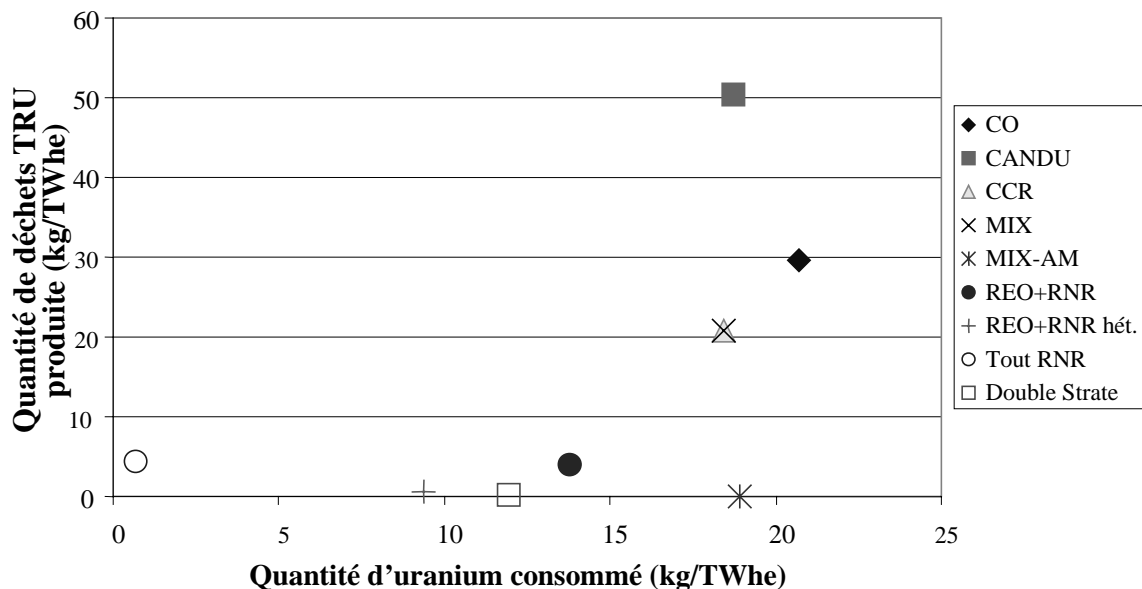


Le cycle du combustible dit « à double strate » est un prolongement du cycle mixte REO + RNR, dans lequel tous les actinides mineurs séparés sont traités dans une seconde strate et transmutés dans un réacteur hybride. La figure 5.13 reproduit ce type de cycle du combustible, qui comprend notamment un réacteur à neutrons rapides de type CAPRA pour brûler le plutonium provenant du cycle UOX/MOX et où la séparation et la transmutation des actinides mineurs issus d'un cycle mixte REO+RNR ont lieu dans la deuxième partie du cycle.

Ce système à double strate a l'avantage de concentrer les radionucléides hautement radioactifs dangereux dans une partie distincte du cycle du combustible, où des réacteurs rapides dédiés, tels que les réacteurs hybrides, peuvent transmuter ces radionucléides. En outre, bien que ces systèmes de transmutation dédiés et le cycle du combustible associé soient très coûteux, ils ne représentent qu'une

petite fraction du parc nucléaire (de l'ordre de 5 à 8 %), et il ressort des calculs que le coût actualisé du cycle du combustible ne serait majoré que d'environ 15 % [107]. L'efficacité d'un tel cycle du combustible à réduire la masse et la radioactivité est comparable à celle d'un parc de réacteurs IFR (Integral Fast Reactor). Toutefois, dans ce système à double strate, le réacteur hybride permettrait d'atteindre l'équilibre plus tôt et de brûler les déchets résiduels plus rapidement que si l'on utilisait uniquement des RNR dans un cycle de type IFR.

Figure 5.12(c). **Comparaison des cycles du combustible en fonction de l'utilisation de ressources naturelles et de la quantité de TRU dans les déchets, par l'angle inférieur gauche constituant un objectif souhaitable si l'on veut exploiter à long terme de l'énergie nucléaire**



La figure 5.14 montre la réduction potentielle de la radiotoxicité des déchets pour les scénarios envisagés par rapport à la radiotoxicité des déchets dans le cas du cycle ouvert des REO. À titre de repère, elle montre également la radiotoxicité de l'uranium naturel. Comme on peut le voir, la radiotoxicité des déchets à évacuer peut être sensiblement réduite avec les cycles de combustible avancés, les facteurs de réduction pouvant atteindre 200-300 par rapport au cycle ouvert des REO. En outre, après des temps de décroissance importants, la radiotoxicité des déchets issus des cycles de combustible avancés est même plus faible que celle de l'uranium naturel. Toutefois, ce gain résulte de calculs théoriques qui supposent de très hautes performances techniques des procédés et des installations qui restent à démontrer. Aussi, pour que les avantages décrits se concrétisent, faudra-t-il des travaux de longue haleine et des décennies d'utilisation. De plus, il convient de noter que les dimensions, et dans une large mesure les coûts, du dépôt en formation géologique sont essentiellement déterminées par la masse totale des déchets et, partant, principalement par les produits de fission à vie courte plutôt que par les radionucléides à vie longue. C'est pourquoi, s'il est vrai que ces cycles de combustible avancés sont intéressants parce qu'ils font un meilleur usage de ressources rares et ont de moindres incidences à long terme, la séparation et la transmutation, entre autres, doivent encore satisfaire à des critères socio-politiques.

Figure 5.13 Cycle du combustible à double strate

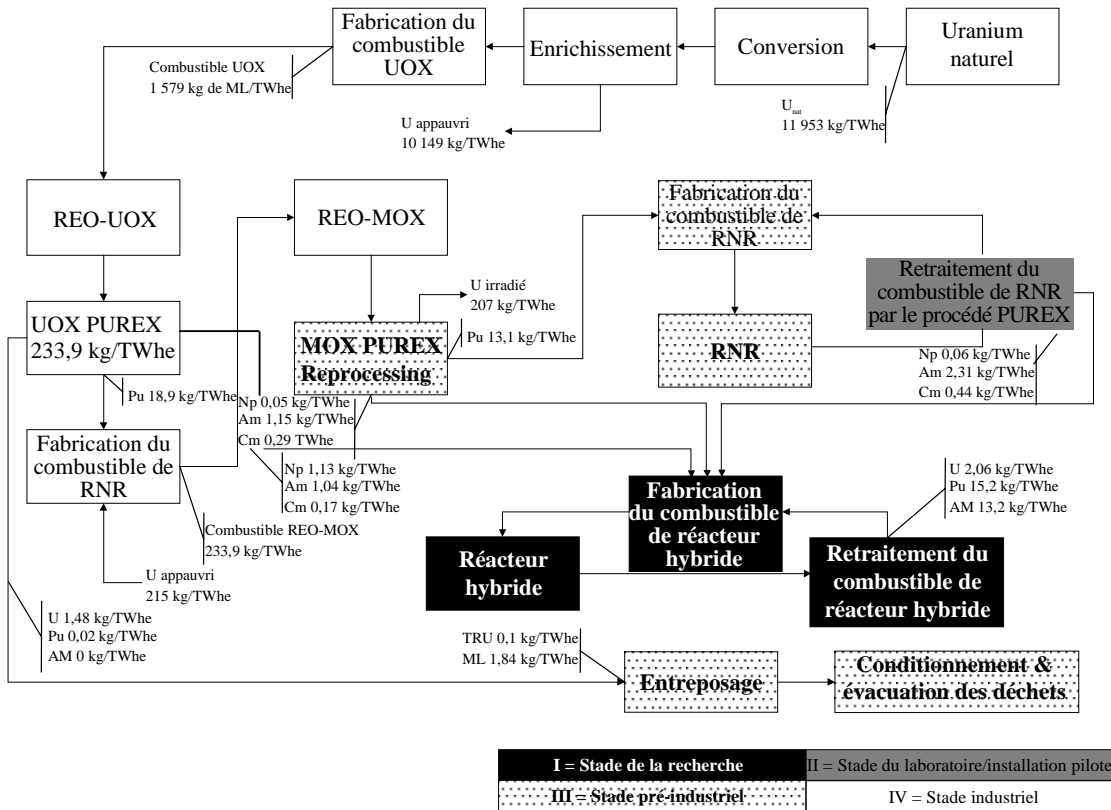
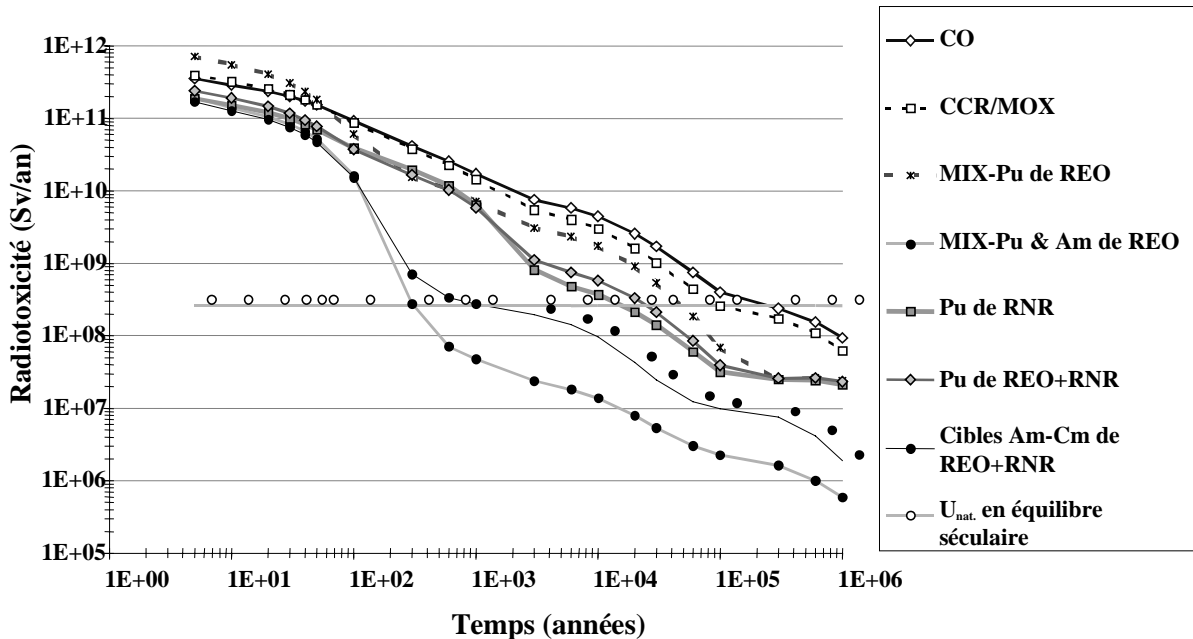


Figure 5.14. Radiotoxicité des déchets provenant de différents cycles du combustible par rapport à celle de l'uranium naturel (par TWhe)



5.4.2 Cycle du combustible au thorium

L'utilisation du thorium comme matière fertile dans le combustible nucléaire suscite de l'intérêt depuis l'avènement de la technologie électronucléaire en raison de ses importants avantages neutroniques. La capture d'un neutron par le ^{232}Th produit de ^{235}U , qui est l'isotope le plus fissile dans les spectres neutroniques thermiques et épithermiques. C'est pourquoi, l'aptitude du ^{232}Th à produire de la matière fissile (^{233}U) dans un cœur au cours d'une irradiation à long terme peut être plus grande que celle de ^{238}U (qui produit du ^{239}Pu). En outre, dans un spectre de neutrons thermiques, le coefficient de conversion est meilleur avec le thorium qu'avec ^{238}U , du fait que le thorium a une section efficace de capture des neutrons thermiques plus importante (environ trois fois supérieure à celle de ^{238}U). L'enrichissement initial en matière fissile nécessaire pour atteindre un taux de combustion spécifique s'en trouvera donc réduit.

En principe, l'utilisation de combustible au thorium pourrait permettre de réduire le coût du combustible et la quantité de combustible utilisé par unité d'énergie produite. Cette possibilité, de même que le caractère antiproliférant plus marqué du combustible utilisé (production de plutonium considérablement réduite), ont suscité récemment un regain d'intérêt pour le combustible au thorium. Comme nous l'avons vu ci-dessus, ^{233}U constitue toutefois un meilleur isotope fissile que ^{235}U , de sorte qu'il conviendrait d'évaluer les caractéristiques de prolifération potentielles de ^{233}U .

Au cours des années 60 et 70, on a procédé sur des cœurs entiers à des démonstrations de l'utilisation de combustibles à oxydes d'uranium et de thorium dans les REO selon deux types de configurations :

- en mélangeant du thorium à de l'oxyde d'uranium hautement enrichi dans un réseau uniforme ;
- en recourant à une configuration hétérogène constituée de régions « actives » (fissiles) et « fertiles » (seed and blanket), dans lesquelles le milieu actif a un enrichissement relativement élevé en matière fissile, cependant que le milieu fertile contient une fraction plus élevée de thorium et est à l'origine de la majeure partie de la production de matière fissile dans le cœur.

Le cycle du combustible thorium-uranium a été récemment relancé par l'introduction du concept de réacteur au thorium de Radkowsky (RTR) en cycle ouvert [108]. Ce concept se fonde sur un cœur composé de multiples faisceaux de matière active et de matière fertile, dont le nombre et les dimensions extérieures équivalent à ceux des faisceaux classiques de combustible à l'uranium des REO. On fait valoir que l'utilisation de l'uranium à des niveaux d'enrichissement moyens (moins de 20 % d' ^{235}U), l'élimination des systèmes neutrophages solubles et la simplification des contraintes de contrôle du réacteur et de gestion des déchets permettront d'obtenir des avantages sur le plan de la non-prolifération et de l'environnement, ainsi que des avantages économiques. Outre le recours à des niveaux d'enrichissement de l'uranium inférieurs à 20 % dans le milieu actif et la couverture fertile, ce modèle implique l'utilisation de combustible métallique à l'uranium et au zirconium dans le milieu actif et de ThO_2 (ou de combustible UO_2 appauvri) dans les barres de la couverture fertile. Il existe deux modes distincts de gestion du combustible, l'un pour les parties fissiles et l'autre pour les parties fertiles. Tant le milieu actif que la couverture fertile atteindront un taux de combustion supérieur à 100 GWj/tML, ce qui réduira de 40 % environ le volume total du combustible déchargé chaque année. On estime que les taux de production du plutonium seront réduits d'un facteur de cinq par rapport aux taux actuel de production

des REL. La réduction de la production de plutonium et d'autres actinides diminue d'environ 75 % la radioactivité à long terme du combustible utilisé après une période de décroissance de 200 ans.

L'INEEL [109] a récemment adopté une autre approche du cycle ouvert utilisant un mélange de dioxydes de thorium et d'uranium. Des études analogues avaient été effectuées aux États-Unis au cours des années 70. L'enrichissement initial en ^{235}U est limité à 20 %, comme dans le RTR, avec une teneur en uranium de 25 % et de 35 % dans le mélange de dioxydes de thorium et d'uranium. La comparaison économique a montré que les coûts du combustible pour un cœur composé de $\text{ThO}_2\text{-UO}_2$ et pour un cœur tout uranium porté à un taux de combustion de 72 GWj/tML sont à peu près identiques, à savoir d'environ 10 % plus élevés que les coûts correspondant à un cœur tout uranium à un taux de combustion de 45 GWj/tML (les prix de l'uranium et du thorium étant supposés correspondre aux prix courants sur le marché). Les incidences d'une hausse (d'un doublement) des prix de l'uranium et d'une légère baisse des prix du thorium (60 USD par kilogramme) se traduisent par un avantage de coût d'environ 9 % pour le cœur composé de $\text{ThO}_2\text{-UO}_2$. À l'heure actuelle, le thorium est produit conjointement avec des métaux de la série des lanthanides pour un petit nombre d'usages spécialisés et son prix de vente est d'environ 88,5 USD par kilogramme. Si de nouveaux débouchés commerciaux venaient à s'offrir, l'approvisionnement en thorium pourrait être assuré encore pendant de nombreuses années sans que son prix subisse une pression à la hausse.

Parmi les autres avantages susceptibles d'être invoqués, on peut citer une forme supérieure de déchets car le ThO_2 correspond au degré maximal d'oxydation du thorium, tandis que l' UO_2 peut être encore oxydé en U_3O_8 ou en UO_3 .

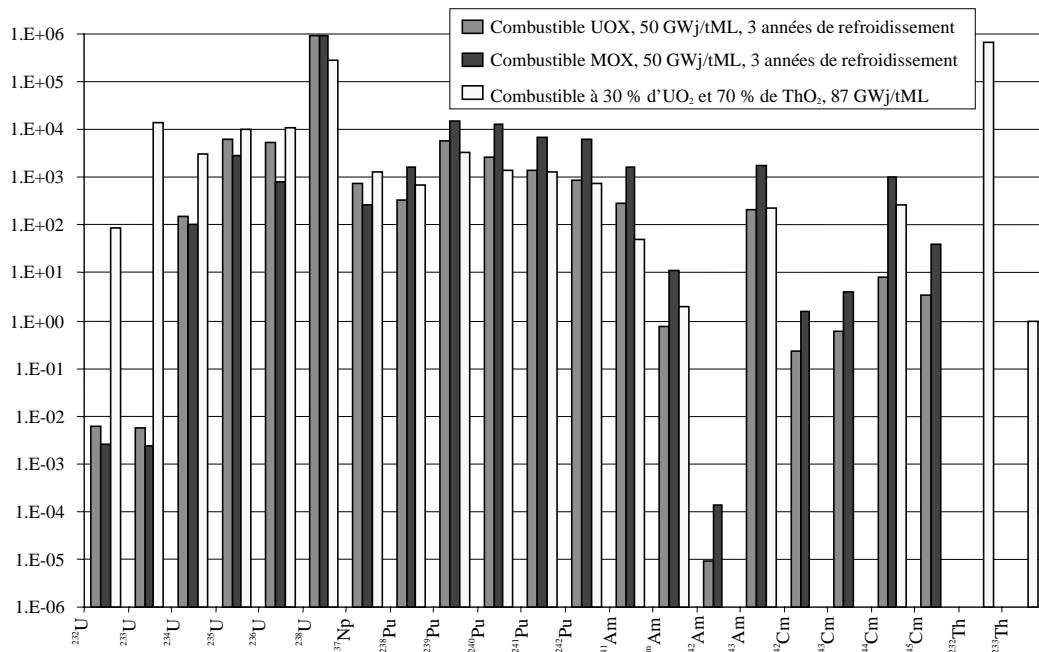
La production de plutonium, ainsi que la production spontanée de neutrons et de chaleur, pour les combustibles UO_2 et Th/U , sont reproduites au tableau 5.4, d'après les informations figurant dans la référence [109]. Il s'avère que, dans le cas du combustible Th/U , la production de Pu est environ 3,2 fois plus faible que dans le cas du combustible UO_2 , avec une teneur en ^{238}Pu beaucoup plus élevée, ce qui aboutit à une production spécifique de chaleur de décroissance cinq fois supérieure à celle du combustible classique et à une chaleur 40 fois plus élevée que celles dégagée par le Pu de qualité militaire. La figure 5.15 indique la teneur en actinides mineurs du combustible par comparaison avec les combustibles UOX et MOX.

5.4.3 Cycles du combustible à sels fondus

Les réacteurs à sels fondus ont fait l'objet d'études très poussées au cours des années 60 et 70. Des recherches ont été effectuées par le Laboratoire National d'Oak Ridge, où un prototype de 8 MW_{th} a été mis en service. À l'époque, les travaux étaient axés sur les surgénérateurs. À l'heure actuelle, ce type de réacteur, tout comme son cycle du combustible, suscite à nouveau l'intérêt des spécialistes, en raison des possibilités qu'il offre en tant qu'incinérateur de transuraniens (TRU).

L'un des concepts ainsi relancés est étudié en France par EDF sous l'appellation de concept AMSTER [92]. Il repose sur un réacteur à sels fondus modéré au graphite, dans lequel le système de traitement du sel a été repensé en vue de réduire la production de déchets. À partir de ce concept, il est possible de définir un grand nombre de configurations en fonction des produits chargés et recyclés. On peut aussi recourir à un support d' ^{238}U ou de ^{232}Th , enrichi en ^{235}U , si besoin est.

Figure 5.15. Comparaison des teneurs en actinides (g/tML)
des combustibles usés des cycles UO₂, MOX et Th/U



Les différentes configurations du combustible peuvent exploiter n'importe quelle combinaison de combustible à l'uranium ou au thorium, cependant que les isotopes transuraniens et les produits de fission à vie longue sont soumis à un recyclage multiple. La figure 5.16 représente le principe général du recyclage.

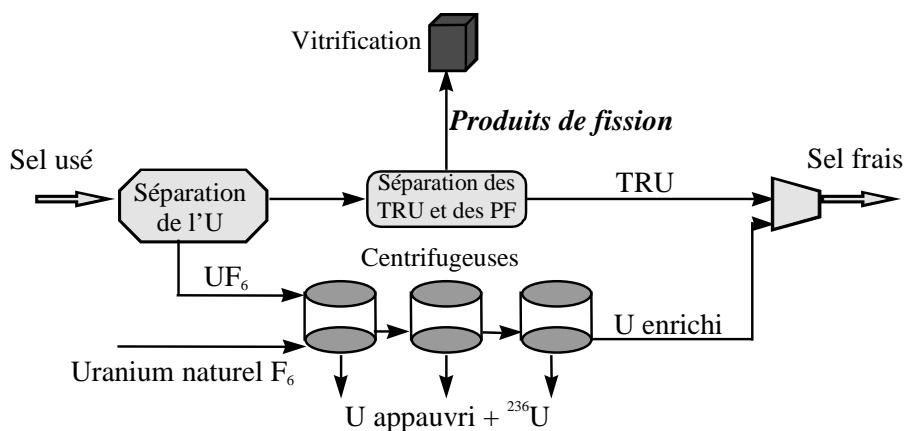
Les éléments transuraniens sont confinés dans l'ensemble cœur/unité de retraitement grâce à une extraction séparée des éléments transuraniens et des terres rares par un contre-courant de Bismuth. L'unité de traitement du sel recouvre l'amont du cycle (enrichissement du sel) et l'aval du cycle (extraction des PF).

- Amont du cycle : l'uranium est d'abord extrait du sel (figure 5.16) sous forme d'UF₆, puis mélangé avec une masse ajustée d'uranium naturel (également sous forme d'UF₆). Ce mélange est enrichi en ²³⁵U le cas échéant, afin d'obtenir le taux d'enrichissement voulu en ²³⁵U du sel frais, par ultracentrifugation par exemple. Cette solution impliquerait un petit nombre de centrifugeuses du fait de la faible quantité d'²³⁵U à ajouter. L'uranium appauvri résiduel est évacué, emportant avec lui une forte proportion (35 % environ) de l'²³⁶U contenu dans le sel usé. Cela évite d'empoisonner le cœur avec cet isotope.
- Aval du cycle : les éléments transuraniens sont séparés dans un échangeur sel-métal liquide. Compte tenu du bon facteur de séparation (de l'ordre de 10⁵) de cette opération, au bout de six étapes consécutives, le sel ne renfermerait qu'un très faible résidu (environ 10⁻⁵) de la masse initiale d'éléments transuraniens. On extrait ensuite du sel le thorium et les produits de fission, hormis les PF à vie longue à incinérer sans rechercher un fort pouvoir de séparation. Les éléments transuraniens qui restent dans le sel sont co-extraits avec les produits de fission, qui pourraient être vitrifiés et stockés de la même façon que les produits de fission actuels.

Tableau 5.4. **Production de plutonium dans les cycles à combustible UO₂ et à mélange de ThO₂ et d'UO₂**

	UO ₂		UO ₂		ThO ₂ -UO ₂		ThO ₂ -UO ₂	
Durée de l'irradiation (ans)	4,5		6		6		7,5	
Taux de combustion (GWj/tML)	45		72		72		87	
Production grammes/kg de ML								
²³⁸ Pu	0,270	2,4%	0,697	4,8%	0,436	7,8%	0,627	9,2%
²³⁹ Pu	5,969	54,2%	7,306	50,5%	2,621	47%	3,065	45,0%
²⁴⁰ Pu	2,454	22,3%	3,147	21,8%	1,018	18%	1,266	18,6%
²⁴¹ Pu	1,636	14,9%	2,241	15,5%	0,949	17%	1,165	17,1%
²⁴² Pu	0,687	6,2%	1,063	7,4%	0,556	10 %	0,690	10,1%
<i>Total Pu</i>	<i>11,016</i>	<i>100%</i>	<i>14,454</i>	<i>100%</i>	<i>5,58</i>	<i>100%</i>	<i>6,813</i>	<i>100%</i>
Production par MWj								
Grammes Pu/MWj	0,245		0,201		0,078		0,078	
Valeur relative	1,00		0,82		0,32		0,32	
Grammes ²³⁹ Pu/MWj	0,133		0,101		0,036		0,035	
Valeur relative	1,00		0,76		0,27		0,26	
Comparaison de la production spontanée de neutrons et de chaleur								
Production spontanée de neutrons								
N/kg.s	3.72e + 5		4.48e + 5		5.39e + 5		5.81e + 5	
Valeur relative	1,00		1,20		1,45		1,56	
Chaleur de décroissance								
W/kg	16,9		30,1		46,6		54,4	
Valeur relative	1,00		1,78		2,76		3,22	

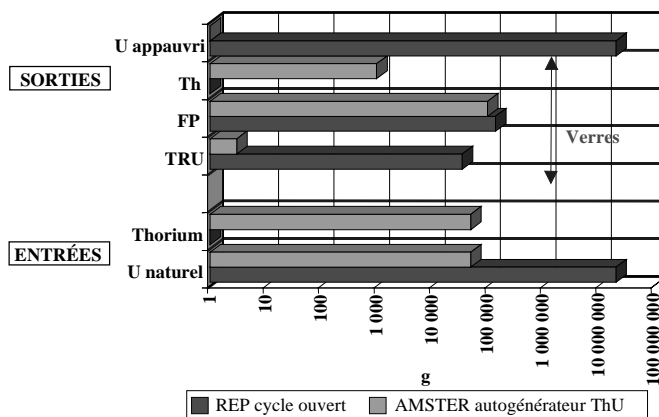
Figure 5.16. **Schéma de principe du recyclage dans le réacteur AMSTER**



Si l'on utilise un support de thorium, la consommation d'uranium fissile est suffisamment faible pour qu'on puisse le produire sous la forme d' ^{233}U , dans une zone supplémentaire du cœur. Cette zone fertile, située à la périphérie du cœur, serait sous-modérée grâce à une augmentation du diamètre des orifices où passe le sel. Selon ce concept, les dimensions de la zone fertile seraient adaptées pour rendre le réacteur juste autogénérateur en ^{233}U (la production de la zone fertile compenserait exactement la consommation de la zone fissile). Le traitement du sel consisterait simplement à éliminer les PF et à les remplacer par la même masse de ^{232}Th et/ou d' ^{238}U .

En tant que cycle du combustible de réacteur à sels fondus, le concept AMSTER devrait produire de l'énergie dans des conditions telles que les quantités de déchets transuraniens seraient très réduites (quelques grammes par TWhe) et qu'aucun transport de substances hautement radiotoxiques ne serait à prévoir. Un support mixte thorium-uranium entouré d'une zone fertile périphérique produisant son propre uranium, devrait encore améliorer ces performances. Ce cycle du combustible devrait en fait avoir des performances d'incinération identiques à celles d'un réacteur au thorium alimenté en ^{235}U , sans qu'il soit nécessaire d'enrichir l'uranium et de plus rendre le réacteur non proliférant. En outre, ce réacteur autogénérateur n'utiliserait que 50 kg de thorium et 50 kg d' ^{238}U par TWhe, ce qui, compte tenu des ressources disponibles estimées, permettrait de produire de 20 à 70 millions de TWhe. L'uranium appauvri stocké en France (200 000 t), conjointement avec 200 000 t de thorium, pourrait produire 4 millions de TWhe (la production annuelle d'électricité d'origine nucléaire étant actuellement de 2 540 TWhe). La figure 5.17 établit une comparaison entre le bilan massique du réacteur dans le cas d'un REP à cycle ouvert de type classique et d'un système AMSTER autogénérateur à support composé de 50 % d'U et de 50 % de Th. Les matières qui entrent dans le réacteur sont de l'uranium naturel ou appauvri et du thorium. Les éléments qui en sortent comprennent des éléments transuraniens, de l'U et du Th, qui sont tous vitrifiés avec les produits de fission, ainsi que de l'uranium appauvri issu de l'enrichissement.

Figure 5.17. **Bilan massique d'un REP à cycle ouvert de type classique et d'un système AMSTER autogénérateur avec support à 50 % d'U et 50 % de thorium**



5.5 Conclusions

Les précédentes sections ont mis en évidence l'importance des progrès qu'il est actuellement envisagé d'apporter au cycle du combustible et ont montré que, même si la plupart des systèmes s'inscrivant dans une perspective à long terme restent encore à l'état théorique ou sont en train de s'acheminer vers la phase du laboratoire et/ou du projet, ces systèmes de type avancé répondent beaucoup mieux au principe de durabilité, étant donné qu'ils consomment moins de ressources et sont plus respectueux de l'environnement grâce à une production réduite de déchets. Les travaux en cours dans ce domaine n'ont pas analysé très en détail les dimensions économiques et sociales car, compte tenu du stade précoce auquel se situent la plupart de ces concepts, les efforts de R&D portent davantage sur les aspects techniques que sur les aspects économiques et socio-politiques.

6. CONCLUSIONS ET RECOMMANDATIONS

6.1 Introduction

La présente étude avait pour objectif général de donner un aperçu des principales tendances du développement futur du cycle du combustible nucléaire, telles qu'elles sont perçues aujourd'hui (de l'avis d'un groupe d'experts). Ces tendances ont été examinées en fonction des possibilités qu'elles offrent d'améliorer continuellement les caractéristiques du cycle du combustible nucléaire, à savoir une meilleure utilisation des ressources, des performances techniques accrues, des coûts moins élevés et une meilleure adaptation aux questions et préoccupations socio-politiques.

Le groupe d'experts est conscient que le développement du cycle du combustible nucléaire est un processus permanent, qui se poursuivra aussi longtemps que l'énergie nucléaire sera exploitée, et qu'il n'est pas possible de prévoir tous les progrès susceptibles d'être réalisés à très long terme. C'est pourquoi, afin de pouvoir mieux faire face à sa tâche dans les limites des ressources et du temps impartis à cette étude, le groupe d'experts a concentré son attention sur les tendances à court terme (pendant les 25 prochaines années) et à moyen terme (d'ici 25 à 50 ans) du développement du cycle du combustible nucléaire qui semblent les mieux à même d'assurer que l'énergie nucléaire pourra continuer à jouer son rôle de composante sûre, économique et durable du système énergétique mondial.

Les précédents chapitres comportaient des conclusions relatives aux progrès techniques dans le domaine du cycle du combustible nucléaire. Le présent chapitre s'en inspire pour établir une synthèse globale des tendances observées du développement de ce cycle et présente quelques conclusions générales élaborées par les experts.

6.2 Le cycle du combustible nucléaire et le développement durable

S'agissant du développement durable, l'énergie nucléaire a des propriétés spécifiques qui diffèrent sensiblement de celles des autres sources d'énergie. En fait, ce sont précisément ces propriétés qui sont à l'origine d'arguments avancés en faveur, de même qu'à l'encontre, de l'énergie nucléaire.

D'un côté, de nombreux chercheurs et experts, ainsi qu'une partie des médias et du public, estiment que seule l'énergie nucléaire est apte à fournir à long terme une énergie à la fois propre, sûre et économique, en quantité suffisante pour subvenir aux besoins d'une population mondiale croissante et pour permettre la poursuite du développement économique de la planète. À l'appui de cette thèse, ils font valoir que l'énergie nucléaire a pour spécificité de ne pas produire d'émissions de gaz à effet de serre, d'exploiter des ressources naturelles (uranium et thorium) existant en grandes quantités et pour lesquelles il n'existe pas de demande concurrente, et d'être virtuellement une source d'énergie inépuisable, si l'on recourt aux surgénérateurs et à des cycles du combustible avancés et, finalement, à l'extraction de l'uranium contenu dans l'eau de mer.

D'un autre côté, diamétralement opposé au précédent, les détracteurs de l'énergie nucléaire soulignent les autres spécificités de cette énergie, à savoir les risques d'accidents nucléaires, les problèmes liés à la gestion à long terme du combustible nucléaire usé et des déchets radioactifs, ainsi que les menaces de prolifération des armes nucléaires. Pour eux, ces problèmes sont trop importants et ont trop peu de chances d'être résolus pour que l'énergie nucléaire puisse présenter les garanties voulues de durabilité pour constituer à long terme une composante du système énergétique mondial.

Toutes les tendances observées du développement du cycle du combustible nucléaire ont pour objet d'améliorer, d'une façon ou d'un autre, les aspects économiques, environnementaux et sociaux de l'énergie nucléaire. La réalisation de cet objectif garantirait la viabilité du premier point de vue, de même qu'elle pourrait contribuer dans une large mesure à résoudre les problèmes évoqués par les tenants du second point de vue, et ainsi à convaincre du bien-fondé d'une exploitation accrue de l'énergie nucléaire à l'avenir.

6.2.1 Durabilité des ressources

Bien que l'on ne connaisse pas exactement le montant des ressources en uranium et en thorium existant sur terre, on sait qu'utilisées dans des surgénérateurs avec des cycles du combustible avancés elles feraient du nucléaire une source d'énergie à très long terme, pratiquement inépuisable. Il est notoire que les ressources « classiques » en uranium peuvent soutenir le rythme actuel de la production d'énergie nucléaire pendant les quelque 80 prochaines années, avec les technologies nucléaires et cycles du combustible d'aujourd'hui. Ce laps de temps supporte bien la comparaison avec la situation des réserves « classiques » estimées de pétrole et de gaz. En outre, il sera en principe possible de multiplier par près de 100 le rendement d'utilisation des ressources en uranium en recourant à des réacteurs à neutrons rapides, ainsi qu'au recyclage du plutonium et de l'uranium. L'élaboration et la mise en œuvre à grande échelle des technologies de pointe en matière d'électronucléaire et de cycle du combustible permettraient donc aux ressources en uranium de répondre aux besoins pendant des centaines, voire des milliers, d'années.

Enfin, l'exploitation des sources « non classiques » d'uranium, notamment de l'eau de mer, est susceptible de fournir de vastes ressources énergétiques supplémentaires qui prolongeraient encore la production nucléaire, à condition que les progrès technologiques futurs rendent cette option économiquement viable.

Le thorium, qui est trois fois plus abondant dans la croûte terrestre que l'uranium et, partant, quatre cent fois plus abondant que l' ^{235}U , constitue une ressource primaire supplémentaire pour la production d'énergie nucléaire. La mise au point et la réalisation de réacteurs et de cycles du combustible permettant d'exploiter les ressources en thorium pourraient aussi contribuer dans une large mesure à la durabilité à long terme de l'option offerte par l'énergie nucléaire.

Bien qu'il soit admis que la fission nucléaire puisse être remplacée par des sources d'énergie encore plus durables, notamment la fusion nucléaire, pour répondre à la demande d'énergie électrique qui ne cesse de croître dans le monde, le délai requis pour mettre en place ces sources d'énergie pourrait être très long, même si les efforts de R&D étaient couronnés de succès. Dans un avenir prévisible, la fission nucléaire devra donc conserver sa place en tant que composante importante d'un parc énergétique diversifié.

6.2.2 Aspects économiques

L'électronucléaire présente une excellente stabilité à long terme face aux augmentations susceptibles d'intervenir dans le prix de la matière première du combustible nucléaire, soit l'uranium. Le coût de l'uranium naturel entre pour 25 % environ dans le coût total du cycle du combustible nucléaire et pour quelque 5 % seulement dans le coût total de la production d'électricité nucléaire, alors que les coûts du combustible représentent jusqu'à 80 % du coût de la production d'électricité dans des centrales thermiques classiques. Ainsi, un doublement du prix de l'uranium (qui n'est pas considéré comme très probable à court terme) ne majorerait que de 5 % le coût de production de l'électricité nucléaire, tandis qu'un doublement des prix du gaz naturel (qui s'est produit au cours des deux ou trois dernières années) majorerait de 80 % environ les coûts de l'électricité produite par les centrales à gaz. En outre, étant donné que les ressources en uranium sont largement réparties sur le plan géographique, qu'il est facile et peu onéreux de conserver des stocks et que les activités du cycle du combustible ont un coût relativement faible, il est peu probable que des variations de prix en n'importe quel point du cycle du combustible nucléaire puissent entamer notablement, dans un avenir prévisible, la compétitivité économique du nucléaire par rapport aux autres formes d'énergie.

Il importe tout particulièrement de noter que les coûts de la gestion et de l'évacuation des déchets, ainsi que du démantèlement des centrales nucléaires, sont déjà « internalisés » dans les coûts de production de l'électricité d'origine nucléaire et, partant, inclus dans les prix payés par les consommateurs de ce type d'électricité. Cette pratique généralisée dans l'industrie nucléaire des pays de l'OCDE s'oppose à celle en vigueur dans les industries classiques, qui consiste à faire supporter les conséquences des émissions (de gaz à effet de serre, de particules de poussières, notamment) par la population dans son ensemble. Toute comparaison des coûts et avantages des différentes sources d'énergie possibles devrait refléter cette diversité dans les pratiques de comptabilisation des coûts totaux que représentent, pour la société, les divers moyens de production d'énergie.

Les coûts d'investissement élevés qui caractérisent les centrales nucléaires impliquent des engagements financiers de plus longue durée que pour d'autres types de centrales mais, en raison du coût plus faible et plus stable du cycle du combustible nucléaire, le coût de l'énergie est plus prévisible, une fois les centrales construites. Cette position concurrentielle favorable de l'énergie nucléaire devrait être renforcée par les améliorations qu'il est prévu d'apporter au cycle du combustible nucléaire.

6.2.3 Environnement

Ainsi qu'il ressort de plusieurs études indépendantes effectuées par des organisations internationales, des institutions scientifiques nationales ou des groupes d'experts, ainsi que de divers sondages d'opinion, l'énergie nucléaire est considérée comme la seule source d'énergie à grande échelle technologiquement confirmée qui est à même de fournir à une population mondiale croissante de l'énergie ne produisant ni gaz ni particules à l'origine des pluies acides et du smog urbain, de l'appauvrissement de la couche d'ozone ou du changement climatique. En ce qui concerne notamment ce dernier, les émissions de dioxyde de carbone sont négligeables dans tout le cycle du combustible nucléaire, et l'énergie nucléaire permet déjà d'éviter de l'ordre de 8 % de la quantité de CO₂ qui serait émise dans l'ensemble du monde si l'électricité actuellement produite par les centrales nucléaires était fournie par des centrales thermiques classiques.

Par rapport aux autres grandes sources d'énergie, l'exploitation de l'énergie nucléaire produite peu de déchets, ce qui permet de les collecter et de les confiner de façon à maintenir à des niveaux acceptables leurs incidences sur la santé humaine et l'environnement, et ce, moyennant des coûts également acceptables. Bien qu'il existe des solutions techniques pour le stockage définitif de ces déchets, certaines d'entre elles, notamment l'évacuation des déchets de haute activité dans des formations géologiques profondes, doivent encore faire l'objet d'un accord socio-politique avant de pouvoir se concrétiser. S'agissant de cet accord, il est extrêmement important que l'industrie nucléaire soit à même de démontrer, grâce à des projets pilotes ou en vraie grandeur, la faisabilité de ces solutions techniques pour le stockage définitif des déchets de haute activité qu'elle produit, de façon à emporter l'adhésion du public.

Il existe toutefois des moyens de réduire encore les incidences à long terme des actinides mineurs présents dans le combustible usé, même si ces incidences sont déjà faibles et contrôlables. Ces moyens font appel à des cycles du combustible avancés. En termes de faisabilité et de rationalité économique, les réacteurs à neutrons rapides et/ou les cycles du combustible au thorium paraissent offrir des possibilités à moyen ou à long terme.

L'opposition actuelle du public à l'énergie nucléaire est en grande partie polarisée sur le transport du combustible usé et des déchets de haute activité, bien que l'industrie ait accumulé plus de 40 ans d'expérience du transport du combustible usé et des déchets de haute activité sans que se soit produit un seul accident ayant eu des conséquences radiologiques pour le public ou l'environnement.

6.2.4 Aspects sociaux

Depuis l'avènement de l'énergie nucléaire, soit depuis plus de cinquante ans, les rares accidents qui ont eu conséquences radiologiques importantes dans les pays Membres de l'OCDE sont survenus dans un petit nombre d'installations du cycle du combustible, se limitant principalement à des installations de recherche, de retraitement, d'enrichissement et de fabrication. Ces accidents ou incidents étaient pour la plupart liés à des accidents de criticité, à des rejets d' UF_6 , à des incendies et réactions exothermiques, à des pertes de matières radioactives ou à une contamination radioactive, ainsi qu'à des pertes d'alimentation électrique dans les installations du cycle du combustible. Une dizaine d'installations nucléaires sont concernées, et le grand public n'a jamais été dangereusement irradié ou contaminé [57]. Ces événements, bien que rares, appellent un strict respect des prescriptions réglementaires et de la gestion de la qualité à tous les échelons de l'industrie du cycle du combustible (c'est-à-dire une grande « culture de sûreté »).

Dans les conditions normales, le cycle du combustible nucléaire a des conséquences radiologiques très limitées sur l'environnement, c'est-à-dire bien inférieures aux limites réglementaires (lesquelles sont fixées à des niveaux suffisamment bas pour s'assurer de l'absence d'effets sur les êtres humains et l'environnement) et qui ne représentent qu'une fraction très minime de la radioactivité à laquelle le public est exposé du fait de sources naturelles ou d'autres sources artificielles de rayonnements (rayons X utilisés à des fins médicales, par exemple). Les incidences radiologiques sur les travailleurs sont faibles et rigoureusement contrôlées. Cependant, l'industrie ne doit pas relâcher sa vigilance pour éviter les accidents ou incidents comme ceux qui se sont produits sporadiquement même s'ils n'ont eu aucune conséquence notable pour le public.

Le risque de prolifération fait aussi partie des préoccupations du public et des milieux politiques. Cependant, les risques de prolifération sont jugés différemment suivant les experts. Certains tiennent

la prolifération pour un problème majeur, alors que d'autres se réfèrent au fait qu'aucun phénomène de ce type n'a été expérimenté au cours des dernières décennies et rejettent les craintes suscitées par la prolifération au motif qu'il s'agit d'un problème artificiel mal interprété. De l'avis de la plupart des experts, le régime de garanties institutionnelles qui a été établi (notamment le système d'inspection de l'AIEA) suffit à assurer que des matières utilisées dans le cycle du combustible nucléaire civil ne pourront être subrepticement détournées à des fins militaires ou terroristes. Néanmoins, les nouveaux perfectionnements apportés aux technologies des réacteurs et des cycles du combustible nucléaire contribuent aussi à améliorer la « résistance à la prolifération » des installations du cycle du combustible, et donc à renforcer encore l'assurance que ces détournements ne se produiront pas. À cet égard, il ressort de l'Évaluation internationale du cycle du combustible nucléaire (INFCE) [43] qu'il y a intérêt à intégrer le retraitement avec le réacteur et que l'accumulation accrue d'isotopes supérieurs lors des recyclages multiples réduit l'incitation à dérober du plutonium.

6.3 Obstacles au développement futur de l'énergie nucléaire

Dans l'économie de marché actuelle, il est peu probable que l'industrie puisse financer les travaux de R&D à long terme requis pour mettre au point et introduire les cycles du combustible avancés examinés dans le présent rapport. Les pressions politiques et les priorités budgétaires concurrentes ont également contribué à réduire les financements de la R&D nucléaire par les pouvoirs publics. Bien que certains indices laissent penser que les financements publics pourraient augmenter dans un proche avenir, les contraintes financières sont susceptibles de limiter le nombre des options envisagées pour le cycle du combustible qui pourront être mises au point.

De plus en plus important, la formulation des politiques énergétiques à long terme, dont la politique nucléaire, comme les décisions dans ce domaine, devront de plus en plus s'appuyer sur un processus de planification exhaustif, qui intègre l'examen des facteurs économiques, environnementaux et sociaux dans une évaluation comparative équilibrée et globale des différentes options. Dans le secteur nucléaire, cette planification globale servira également à sélectionner les types de centrales nucléaires et de cycles du combustible qui offrent les caractéristiques de durabilité les plus favorables et qui mettent le mieux à profit les technologies existantes pour les développer en toute première priorité [110,111].

Comme l'indique ce rapport, les progrès et évolutions en cours ou attendus permettront de développer encore l'énergie nucléaire. Bien que cette dernière ait déjà atteint un très haut niveau de sûreté et soit rentable dans un certain nombre de pays, les travaux se poursuivent pour en améliorer les perspectives ainsi que l'acceptation par le public.

Néanmoins, l'électronucléaire est confronté à des défis majeurs qui doivent être relevés, notamment dans les domaines suivants :

- mise en place de concepts de réacteurs et de cycles du combustible de type avancé demeurera un processus long et coûteux. Il importera donc de plus en plus de recourir à des programmes de R&D fondés sur une coopération multilatérale ou internationale, afin de regrouper les ressources financières limitées et de profiter des avantages de la synergie entre les activités de R&D, ce qui permettra d'abrèger le processus de passage du concept à la réalité industrielle. En fait, il existe déjà des exemples de coopérations de ce type, notamment le Forum international génération IV (GIF) lancé par les États-Unis, le Projet international sur les réacteurs nucléaires et les cycles du combustible nucléaire innovants

(INPRO) mené par l'AIEA et une collaboration multinationale pour la construction du réacteur modulaire à lit de boulets (PBMR) ;

- des installations destinées au stockage définitif du combustible usé et des déchets de haute activité devraient être mises en service, afin de démontrer au public que l'industrie assume la gestion de ses déchets et que les dépôts, pour lesquels on dispose des technologies nécessaires, peuvent être exploités moyennant des incidences très limitées sur l'environnement. Les différentes parties prenantes pourront aussi juger important de poursuivre la mise au point des réacteurs et des cycles du combustible avancés, afin de diminuer la quantité de déchets à évacuer ou de réduire la durée de leur confinement, mais aussi pour améliorer le rendement d'utilisation des ressources naturelles en combustible nucléaire ;
- les techniques permettant d'économiser ou de développer les ressources en uranium grâce à l'utilisation et/ou au recyclage du plutonium (y compris le Pu précédemment utilisé à des fins militaires) doivent être encore améliorées. L'utilisation des ressources ne pourra être rationalisée au maximum que par le recours à des filières de réacteurs avancées (c'est-à-dire les réacteurs à neutrons rapides et les réacteurs au thorium) ;
- le cycle du combustible nucléaire pourrait aussi contribuer à réduire au minimum les possibilités de détournement des matières nucléaires à des fins d'armement, par exemple par l'élimination des matières précédemment utilisées dans les armes, et par la réduction des stocks de plutonium

6.4 Conclusions

Si l'on se réfère à un large ensemble de critères, l'électronucléaire est une source d'énergie durable très prometteuse. Les nouveaux types de réacteurs et les cycles du combustible avancés correspondants pourraient, d'une part, accroître sensiblement la durabilité de l'électronucléaire et permettre un développement notable de son exploitation et, de l'autre, étendre le champ d'application du nucléaire à des domaines autres que la production d'électricité (notamment à production de la chaleur de procédé et d'hydrogène), si bien que cette énergie pourrait être appelée à jouer un rôle nettement plus important dans une perspective de développement durable.

Le cycle du combustible nucléaire est important pour l'acceptabilité générale de l'énergie nucléaire, et il existe des voies de progrès. Les programmes actuels de développement industriel à court terme portant sur différentes étapes du cycle du combustible nucléaire (enrichissement, performances du combustible, techniques de retraitement, concepts de stockage des déchets) devraient également apporter de nouvelles réductions de coûts et améliorations environnementales.

Il existe un marché mondial pour la partie initiale du cycle du combustible. Il se peut que les installations existantes suffisent à faire face à la demande actuelle, mais le remplacement et le développement de ces installations au-delà de la présente décennie risquent de poser un problème, notamment en cas de reprise de l'électronucléaire.

République tchèque

M. Ladislav Stepanek

CEZ

Royaume-Uni

M. Mike Dunn

BNFL

Suisse

M. Herbert Bay

NOK

M. Konstantin Foskolos

PSI

Turquie

Mme Sema Zararsiz

AEK

CE

M. Jean-Marc Hallemands

Direction générale TREN C/4

AIEA

M. Kosaku Fukuda

Division du cycle du combustible
nucléaire et de la technologie des déchets

AEN/OCDE

M. Luc Van den Durpel (Secrétaire)

Division du développement
de l'énergie nucléaire

Annexe B

CALCULS DU CYCLE DU COMBUSTIBLE

Les calculs présentés au chapitre 5 ont été principalement effectués par le CEA à l'aide du code COSI (qui est décrit en détail dans la référence [a]). Ce programme est capable de simuler les flux massiques de divers radionucléides à toutes les étapes d'un parc spécifique de réacteurs. JNC a fourni les données correspondant au cycle mixte REO-RNR sans recyclage des AM et au parc « tout RNR » avec recyclage des AM (non présenté dans cette étude).

Les calculs ont été effectués pour les états stationnaires afin de pouvoir faire des comparaisons valables entre cycles du combustible. Il n'est pas fait état des résultats concernant les périodes transitoires, qui ont pour point de départ la situation actuelle dans un pays donné et conduisent progressivement aux états stationnaires décrits dans ce document. De tels résultats ont été fournis dans le cas de la France (voir référence [b]). Il convient de noter que le délai requis pour atteindre le régime permanent peut être très long dans certains cas (jusqu'à cent ans ou au-delà).

Les calculs effectués en France sont exposés plus en détail ci-dessous.

Les équilibres en régime stationnaire ont été calculés à partir de modélisations effectuées à l'aide du code APOLLO2 [c] et, pour les RNR, grâce à une modélisation fondée sur le code ERANOS [d] ; il n'a pas été tenu compte des contraintes imposées par la gestion des matières intervenant dans le cycle du combustible, notamment des aspects liés à la période de transition, à la gestion de l'entreposage et à la mise en service des tranches de réacteurs.

L'efficacité du retraitement constitue un paramètre important pour le calcul de la quantité finale de déchets dans les cas où le retraitement est nécessaire (pratiquement tous les scénarios, hormis le cycle ouvert et le cycle CANDU).

Le tableau suivant récapitule les valeurs utilisées pour calculer les flux massiques des divers éléments présents dans l'usine de retraitement.

Élément	Effluents gazeux (%)	Effluents liquides (%)	Coques (%)	Pièges à iode (%)	Matrices de verre (%)	Matrices de verre avancées (%)	Total (%)
³ H	0,5	39,5	60,0				100,0
C	10,0	90,0	0		0,0	0,0	100,0
Produits d'activation			100		0,0	0,0	100,0
PF gazeux	99,8		0,2				100,0
PF solides		0	0,2		99,8	99,8	100,0
I	1,0	98,1	0,2	1,0			100,0
U			0,050		0,050	0,050	0,1
Pu			0,050		0,050	0,050	0,1
Np			0,050		99,950	0,050	100,0
Am			0,050		99,950	0,050	100,0
Cm			0,050		99,950	0,050	100,0

Il a été admis que la teneur en AM des coques et des éléments combustibles représentait 0,05 % de la teneur en AM du combustible utilisé. Cette hypothèse est jugée empreinte de conservatisme, mais les mesures sont très délicates et, à l'heure actuelle, les résultats ne sont pas définitifs. Les valeurs mesurées sont comprises entre 0,1 % et 0,004 %, suivant la mesure et l'élément considérés. On a retenu une valeur intermédiaire, ce qui a des incidences sur la toxicité finale des déchets ultimes.

On a adopté un rendement d'extraction global de l'U et du Pu de 99,9 %, ce qui correspond aux performances industrielles actuellement relevées à La Hague (France). Ce même pourcentage a été jugé valable pour les AM dans le cas du retraitement de type avancé, conformément aux objectifs du programme scientifique de la France concernant la séparation poussée.

Références

- [a] J.P. Grouiller et coll. (1991), *COSI, A Simulation Software for a Pool of Reactors and Fuel Cycle Plant*, "Fast reactors and related fuel cycles", Kyoto, Japon.
- [b] J.P. Grouiller et coll. (2001), *Waste Transmutation Scenarios with Accessible Technologies*, GLOBAL, septembre 2001.
- [c] S. Loubière et coll., *APOLLO2 Twelve Years Late*, M&C 99 – Mathematics and Computation, Reactor Physics and Environmental Analysis in Nuclear Applications – Madrid, Espagne, 27–30 septembre 1999.
- [d] J.Y. Doriath et coll., *ERANOS: the Advanced European System of Codes for Reactor Physics Calculations*, Joint Conference on Mathematical Methods and Supercomputing in Nuclear Applications, Karlsruhe, Allemagne, 19-23 avril 1993, GLOBAL.

RÉFÉRENCES

- [1] AEN/OCDE (2000), *L'énergie nucléaire dans une perspective de développement durable*, OCDE, Paris, France.
- [2] AEN/OCDE (1998), *L'énergie nucléaire et le changement climatique*, OCDE, Paris, France.
- [3] UNSCEAR, Comité scientifique des Nations Unies pour l'étude des effets des rayonnements ionisants (1994), *Rayonnements ionisants : Sources et effets biologiques*.
- [4] Ersel A. Evans (1990), *Nuclear Fuel Cycle*, in JTEC Panel Report on Nuclear Power in Japan, K.F. Hansen, ch. (Baltimore: Japanese Technology Evaluation Centre, Loyola College in Maryland).
- [5] OSPAR, Convention pour la protection du milieu marin de l'Atlantique du nord-est (Convention OSPAR), voir <http://www.ospar.org/>.
- [6] AIE (1998), *World Energy Outlook*, OCDE, Paris, France.
- [7] IIASA (International Institute for Applied Systems Analysis) et CME (Conseil mondial de l'énergie) (1998), *Global Energy Perspectives*, Laxenburg, Autriche.
- [8] The Royal Society (1999), *Nuclear Energy – The Future Climate*, the Royal Society and the Royal Academy of Engineering (http://www.royalsoc.ac.uk/st_pol55.htm).
- [9] J.M. Charpin, B. Dessus et R. Pellat (2000), *Étude économique prospective de la filière électrique nucléaire*, Rapport au Premier Ministre, Paris, France.
- [10] Rapport de la Commission pour l'Analyse des Modes de Production de l'Électricité et le Redéploiement des Énergies (AMPERE), (2000), Belgique, voir <http://mineco.fgov.be/ampere.htm>.
- [11] AEN/OCDE (1999), *Réduction des coûts en capital des centrales nucléaires*, OCDE, Paris, France.
- [12] AEN/OCDE et AIE (1998), *Prévisions des coûts de production de l'électricité – Mise à jour 1998*, OCDE, Paris, France.
- [13] AEN/OCDE (2000), *Enseignement et formation dans le domaine nucléaire : Faut-il s'inquiéter ?* OCDE, Paris, France.
- [14] AEN/OCDE (1994), *Les aspects économiques du cycle du combustible nucléaire*, OCDE, Paris, France.
- [15] AEN/OCDE et AIEA (1999), *Uranium 1999 – Ressources, production et demande*, OCDE, Paris, France.

- [16] A. Katakai, N. Seko, T. Kawakami, K. Saito et T. Sugo (1999), *Adsorption Performance in Sea Water of Amidoxime Nonwoven Fabrics Prepared by Radiation-Induced Cografiting of Acrylnitrile and Methacrylic Acid*, Bulletin of the Society of Sea Water Science, Japon, Vol. 53, No. 3 (301), 180.
- [17] UNSCEAR, Comité scientifique des Nations Unies pour l'étude des effets des rayonnements ionisants (1993), *Rayonnement ionisants : sources et effets des rayonnements ionisants*, Rapport à l'Assemblée générale, avec annexes, Organisation des Nations Unies, New York, États-Unis.
- [18] SENES Consultants Limited (1998), *Long-term population dose due to radon (Rn-222) released from uranium mill tailings*.
- [19] AIEA (1998), *The Impact of New Environmental and Safety Regulations on Uranium Exploration, Mining, Milling and Waste Management*, Technical Committee Meeting, 14-17 septembre 1998, Vienne, Autriche.
- [20] J.P. Schapira et R.K. Signhal (1999), *Radiological Impact at the Extraction Stage of the Thorium Fuel Cycle*, Nuclear Technology, Vol. 128, p. 25-34.
- [21] James B. Hedrick (1996), *Thorium, USGS-Th-96*, US Geological Survey – Minerals Information, available at <http://minerals.er.usgs.gov/minerals/pubs/commodity/thorium/>.
- [22] Commission européenne, Direction générale de la recherche (2000), *Thorium as a Waste Management Option*, EUR 19142, Office des publications officielles des Communautés européennes, Luxembourg.
- [23] AIEA, *Nuclear Fuel Cycle Information System NFCIS*, voir <http://www-nfcis.iaea.org/>.
- [24] J.A. Paleit (1996), *The World Enrichment Industry Since 1987 and the Outlook to 2005*, Uranium Institute Annual Symposium.
- [25] Siemens, communication personnelle.
- [26] AEN/OCDE (1995), *La physique du recyclage du plutonium : Enjeux et perspectives*, Volume I, OCDE, Paris, France.
- [27] G. Lamorlette (1999), *Fifteen Years of Experience in the Use of the Reprocessed Uranium*, Proceedings of TOPFUEL'99, Avignon, France.
- [28] AIEA (1994), *Status of National Programmes on Fast Reactors*, IAEA-TECDOC-741, Vienne, Autriche.
- [29] M. Peehs (1998), *LWR Spent Fuel Management in Germany* in Proceedings of *Spent Fuel Management: Current Status and Prospects*, IAEA-TECDOC-1006, Vienne, Autriche.
- [30] ENRESA, Plan quinquennal, voir <http://www.enresa.es/>.
- [31] K. Fukuda (2000), *MOX Fuel Uses in Power Reactors, Trends, Main Issues and Impacts on Nuclear Fuel Cycle Management*, Communication présentée par l'AIEA à la 6^{ème} Conférence internationale sur la science des matériaux de réacteur, Dimitrovgrad, Russie.

- [32] AEN/OCDE (1999), *Évacuation géologique des déchets radioactifs – Bilan des dix dernières années*, OCDE, Paris, France.
- [33] AEN/OCDE (1985), *Appréciation technique sur la situation actuelle en matière de gestion des déchets radioactifs*, OCDE, Paris, France.
- [34] AEN/OCDE (1991), *Évacuation des déchets radioactifs : Peut-on évaluer la sûreté à long terme ? Une opinion collective internationale*, OCDE, Paris, France.
(<http://www.nea.fr/html/rwm/reports/1991/longterm.pdf>).
- [35] AEN/OCDE (1995), *Les fondements environnementaux et éthiques de l'évacuation des déchets radioactifs à vie longue en formations géologiques. Opinion collective du Comité de la gestion des déchets radioactifs*, OCDE, Paris, France.
(<http://www.nea.fr/html/rwm/reports/1995/geodisp.html>).
- [36] AEN (1999), *Dépôts de déchets radioactifs de faible activité : Une analyse des coûts*, OCDE, Paris, France.
- [37] AIEA (1994), *Assessment and Comparison of Waste Management System Costs for Nuclear and Other Energy Sources*, Technical Reports Series No. 366, p. 41, Vienne, Autriche.
- [38] AEN/OCDE (1999), *Domaines stratégiques de la gestion des déchets radioactifs – Position du Comité de l'AEN de la gestion des déchets radioactifs et orientations de ses travaux*, OCDE, Paris, France.
- [39] Commission européenne, DGXII – Science, recherche et développement, JOULE Programme Reports, *ExternE, Externalities of Energy*, Bruxelles (1996), Belgique.
Volume 1: Summary Report, EUR-16520-EN.
Volume 2: Methodology Report, EUR-16521-EN.
Volume 3: Coal and Lignite, EUR-16522-EN.
Volume 4: Oil and Gas, EUR-16523-EN.
Volume 5, Nuclear, EUR-16524-EN.
Volume 6, Wind and Hydro, EUR-16525-EN.
- [40] AEN/OCDE (1993), *Les coûts de l'évacuation des déchets hautement radioactifs dans des formations géologiques – Analyse des facteurs influant sur les estimations des coûts*, OCDE, Paris, France.
- [41] NIRAS/ONDRAF, ACTUA, No. 36-37, 2000.
- [42] AEN/OCDE (2000), *Analyse critique du système de protection radiologique – Réflexions préliminaires du Comité de protection radiologique et de santé publique (CRPPH) de l'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire*, OCDE, Paris, France.
- [43] AIEA (1980), *International Nuclear Fuel Cycle Evaluation (INFCE)*, Vienne, Autriche.
- [44] AIEA (1995), *The DECADES Project – Outline and General Overview*, DECADES Document No. 1, Vienne, Autriche.
- [45] W. Kröger, S. Hirschberg et K. Foskolos (2001), *The Attributes of Sustainability of Energy Options*, MIT-CANES Symposium.

- [46] OCDE (1991), Groupe sur l'énergie et l'environnement, *Environmental Implications of Energy Systems*, ENV/EC/EN (91) 6, Paris, France.
- [47] Sørensen B. (1979), Chapter 7 in *Renewable Energy*, Academic Press, Londres, Royaume-Uni.
- [48] OCDE, *Évaluation comparative des répercussions sur l'environnement de divers systèmes énergétiques* (COMPASS), Rapports ENV/EN/80.13, 1980-1988, Paris, France.
- [49] PNUE, *Incidences sur l'environnement de la production et de l'utilisation de l'énergie*, Série de rapports sur l'énergie 1-79, 7-86, 1979-1986.
- [50] Frischknecht R. et coll. (1996), *Ökoinventare von Energiesystemen. Grundlagen für den ökologischen Vergleich von Energiesystemen und den Einbezug von Energiesystemen in Ökobilanzen für die Schweiz*. 3. Auflage, Gruppe Energie - Stoffe - Umwelt (ESU), Eidgenössische Technische Hochschule Zürich und Sektion Ganzheitliche Systemanalysen, Institut Paul Scherrer, Villingen/Würenlingen, Suisse.
- [51] Haldi P.A. (1999), *Decision-making and Applications of Multi-criteria Analysis*, Nachdiplomkurs « Risiko und Sicherheit », École Polytechnique Fédérale de Lausanne, Suisse.
- [52] Schärli, *Décider sur plusieurs critères, panorama de l'aide à la décision multicritère*, Presses polytechniques et universitaires romandes, Collection "Diriger l'entreprise", Lausanne, Suisse.
- [53] Maystre et coll., *Méthodes multicritères ELECTRE, description, conseils pratiques et cas d'application à la gestion environnementale*, Presses polytechniques et universitaires romandes, Collection "Gérer l'environnement", Lausanne, Suisse.
- [54] Simos, *Évaluer l'impact sur l'environnement; une approche originale par l'analyse multicritère et la négociation*, Presses polytechniques et universitaires romandes, Collection META, Lausanne, Suisse.
- [55] Schärli, *Pratiquer ELECTRE et PROMÉTHÉE*, Presses polytechniques et universitaires romandes, Collection "Diriger l'entreprise", Lausanne, Suisse.
- [56] OCDE (1999), Rapport du Séminaire intitulé *On the Measurement of Sustainable Development* à la Conférence de l'OCDE sur les "Indicateurs des progrès vers un développement durable", Paris, France.
- [57] AEN/OCDE (1993), *La sûreté du cycle du combustible nucléaire*, OCDE, Paris, France.
- [58] Cogéma (1998), *Retraiter pour recycler*.
- [59] AEN/OCDE (1992), *Incidences économiques générales de l'énergie nucléaire*, OCDE, Paris, France.
- [60] AIEA (1996), *Health and Environmental Aspects of Nuclear Fuel Cycle Facilities*, IAEA-TECDOC-918, Vienne, Autriche.
- [61] AEN/OCDE et AIEA (1999), *Aspects environnementaux de la production d'uranium*, OCDE, Paris, France.

- [62] AEN/OCDE (2000), *Les incidences radiologiques des options de gestion du combustible nucléaire usé*, Etude PARCOM, OCDE, Paris, France.
- [63] Commission européenne, Euratom (2000), *Strategic Issues Related to a 6th Euratom Framework Programme (2002-2006)*, EUR 19150.
- [64] France (1997), Mission Ministérielle, *Orientations stratégiques pour l'aval du cycle*.
- [65] <http://pss100.psi.ch/~shirsch/gabe/gabehome.html>.
- [66] Solberg-Johansen B. (1998), *Environmental Life Cycle Assessment of the Nuclear Fuel Cycle*, PhD Thesis, Centre for Environmental Strategy, School of Chemical, Civil and Environmental Engineering, University of Surrey, Royaume-Uni.
- [67] Schwab et coll. (1998), *Laser Techniques Applied to Isotope Separation of Uranium*, Progress in Nuclear Energy, Vol. 33, No. 1/2, p. 217-264.
- [68] P.D. Dawson, *Competing Technologies in the Enrichment Market: The View from Urenco*, ENC'98.
- [69] D. Leroy (2001), Présentation à une réunion SFEN, 16 janvier 2001, Paris, France.
- [70] T. Okubo et coll. (2000), ICONE-8422, Baltimore, États-Unis.
- [71] K. Hibi et coll. (2000), ICONE-8543, Baltimore, États-Unis.
- [72] S. Pillon et coll. (1999), *Plutonium Utilisation in PWR and FR, Advanced Reactors with Innovative Fuels*, Workshop Proceedings, Villigen, Suisse (21-23 octobre 1998).
- [73] R. Girieud et coll. (1999), *A 100% MOX Core Design Using a Highly Moderated Concept*, GLOBAL'99.
- [74] J. Porta et coll. (1999), *U-free Pu Fuels for LWRs – the CEA.DRN Strategy, Advanced Reactors with Innovative Fuels*, Workshop Proceedings, Villigen, Suisse (21-23 octobre 1998).
- [75] AEN/OCDE (1999), *Status and Assessment Report of Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation*, OCDE, Paris, France.
- [76] AEN/OCDE (1999) *Advanced Reactors with Innovative Fuels*, Workshop Proceedings, Villigen, Suisse (21-23 octobre 1998), OCDE, Paris, France.
- [77] H. Akie et coll. (1999), *Disposition of Excess Plutonium by the ROX-LWR System, Advanced Reactors with Innovative Fuels*, Workshop Proceedings, Villigen, Suisse (21-23 octobre 1998), OCDE, Paris, France.
- [78] Chernikov et coll. (1986), *Characteristics of HTGR Spherical Fuel Elements, IAEA TCM on Gas-Cooled Reactors and their Applications*, Jülich, Allemagne.
- [79] G. Kaiser et coll., *HTR Fuel Development & Qualification: Treatment of Spent Fuel*.

- [80] G. Uchiyama, S. Fujine, S. Hotoku et M. Maeda (1993), *New Separation Process for Neptunium, Plutonium, and Uranium Butylaldehydes as Reductants in Reprocessing*, Nucl. Technology, 102, 341.
- [81] B. Sätmark (2001), Proceedings 6th OECD/NEA Information Exchange Meeting on P&T, Madrid, Espagne (11-13 décembre 2000), EUR 19783 EN, OCDE/AEN, Paris, France.
- [82] J. Laidler (2001), Proceedings 6th OECD/NEA Information Exchange Meeting on P&T, Madrid, Espagne (11-13 décembre 2000), EUR 19783 EN, OCDE/AEN, Paris, France.
- [83] T. Inoue et coll., *Assessment of Advanced Technologies for the Future Nuclear Fuel Cycle*, Global'98.
- [84] AIEA (1999), *Evolutionary Water Cooled Reactors: Strategic Issues, Technologies and Economic Viability*, Compte rendu d'un colloque tenu à Séoul, Corée, du 30 novembre au 4 décembre 1998, IAEA-TECDOC-1117, Vienne, Autriche.
- [85] S. Saito et coll. (1994), *Design of High Temperature Engineering Test Reactor*, JAERI 1332, septembre.
- [86] K. Sawa et coll. (1999), *Fabrication Experience and Prediction of Irradiation Performance of the First-Loading Fuel of the High Temperature Engineering Test Reactor*, GLOBAL'99.
- [87] Y. Miyamoto et coll. (1999), *Development Program on Hydrogen Production at JAERI*, Proceedings of GLOBAL'99.
- [88] Y. Muto et coll. (1998), *Present Status of the Feasibility Study of HTGR-GT System*, Proceedings of an IAEA Technical Meeting on High Temperature Gas Cooled Reactor Applications and Future Prospects, ECN-R-98-004, Vienne, Autriche.
- [89] P. Lako et coll. (1994), *Economics, Market Potential and CO₂ Reduction of the Modular HTR*, Proceedings of the ECN workshop on the role of modular HTRs in the Netherlands, Petten.
- [90] W. Ko et coll. (1999), *Uncertainty Analysis in DUPIC Fuel-Cycle Cost Using a Probabilistic Simulation Method*, Nuclear Technology, Vol. 127, p. 123.
- [91] M. Delpech et coll. (1997), *Scenarios of Plutonium and Minor Actinide Recycling*, Global'97 Conference, p. 731.
- [92] J. Vergnes et coll. (2001), *The AMSTER Concept*, Proceedings of the 6th OECD/NEA Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, Madrid, Espagne, 11-13 décembre 2000, EUR 19783 EN, OCDE/AEN, Paris, France.
- [93] Ch. Forsberg et coll., *Modular, Molten-Salt-Cooled, Graphite-Matrix-Fuel, High-Temperature reactor for Production of Hydrogen and Electricity*, concept submitted to the Generation-IV initiative.
- [94] J. Belle et R.M. Berman (1984), *Thorium Dioxide: Properties and Nuclear Applications*, DOE/NE-0060, Government Printing Office, Washington, D.C., États-Unis.
- [95] Weaver 2000.

- [96] P.A. Finn, R. Finch, E. Buck et J. Bates (1998), *Corrosion Mechanisms of Spent Fuel Under Oxidizing Condition*, Materials Research Society Symposium Proceedings, Vol. 506, p. 123-131.
- [97] L.E. Thomas, R.E. Einziger et H.C. Buchanan (1993), *Effect of Fission Products on Air-oxidation of LWR Spent Fuel*, Journal of Nuclear Materials, Vol. 201, p. 310-319.
- [98] J. Novak et coll. (1983) *Postirradiation Behavior of UO₂ Fuel 1: Elements at 220 to 250 °C in Air*, Nuclear Technology, Vol. 63, p. 254-265.
- [99] I. Cohen et R.M. Berman, *A Metallographic and X-Ray Study of the Limits of Oxygen Solubility in the UO₂-ThO₂ System*, Journal of Nuclear Materials, Vol. 18, p 77-107.
- [100] J. Belle (1961), *Uranium Dioxide: Properties and Nuclear Applications, Naval Reactors*, Division of Reactor Development, United States Atomic Energy Commission, Washington, D.C., États-Unis.
- [101] J.M. Markowitz et J.C. Clayton (1970), *Corrosion of Oxide Nuclear Fuels in High Temperature Water*, WAPD-TM-909.
- [102] Voir <http://gen-iv.ne.doe.gov/>.
- [103] Haschke et coll. (2000), *Plutonium on the Move*, Science, Vol. 287, p. 285.
- [104] K. Sawa et coll., *Study on Storage and Reprocessing Concept of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) Fuel*, Proceedings of the Technical Committee Meeting on Technologies for gas cooled reactor decommissioning, fuel storage and waste disposal, Jülich, Allemagne, 8-10 septembre 1997, IAEA-TECDOC-1043, Vienne, Autriche.
- [105] H. Kofuji et coll. (1997), *The Economics of the Advanced FBR Fuel Recycle*, Global '97 Conference.
- [106] Noda, ICON-8.
- [107] T. Mukaiyama et coll. (1999), *R&D Strategy for Partitioning & Transmutation under OMEGA Programme and Neutron Science Project of JAERI*, Proceedings of the 5th OECD/NEA Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, Mol, Belgique, 25-27 novembre 1998, EUR 18898 EN, OCDE/AEN, Paris, France.
- [108] A. Radkowski et coll., *The Non-proliferative Light Water Thorium Reactor: a New Approach to Light Water Reactor Technology*, Nucl. Technol., Vol. 124, p. 215-222.
- [109] J.S. Herring et coll., *Low Cost, Proliferation Resistant, Uranium-thorium Dioxide Fuels for Light Water Reactors*, Communication personnelle.
- [110] AIEA (2000), *Enhanced Electricity System Analysis for Decision Making – A Reference Book*, DECADES Document No. 4, Vienne, Autriche.
- [111] AIEA (2000), *DECADES Tools User's Manual for Version 1.0*, DECADES Document No. 3, Vienne, Autriche.
- [112] AEN/OCDE (1994), *Aspects économiques du cycle du combustible*, Paris, France.

- [113] AEN/OCDE (1989), *Plutonium Fuel, an Assessment*, Paris, France.
- [114] AEN/OCDE (1993), *Les coûts d'évaluation des déchets hautement radioactifs dans des formations géologiques – Analyses des facteurs influant sur les estimations des coûts*, Paris, France.
- [115] R.L. Keeney, H. Raiffa (1976), *Decisions with Multiple Objectives: Preferences and Value Trade-offs*, John Wiley & Sons.

Pour d'autres informations utiles, prière de se référer aux publications suivantes :

- [116] US Atomic Energy Commission (1974), *Environmental Survey of the Uranium Fuel Cycle*, WASH 1248, Washington, États-Unis.
- [117] Organisation des Nations Unies (1979), *Incidences sur l'environnement de la production et de l'utilisation de l'énergie, Partie II – Energie nucléaire*, PNUE, New York, États-Unis.
- [118] Organisation des Nations Unies (1980), *L'énergie nucléaire et l'environnement*, PNUE, New York, États-Unis.
- [119] AIEA (1982), *L'énergie nucléaire, l'environnement et l'homme*, Vienne, Autriche.
- [120] R. Kingdon (1996), *Carpe Diem, Opportunity in the Future Fuel Cycle Markets*, Uranium Institute Annual Symposium, 1996.
- [121] *Transmutation of Nuclear Waste* (1995), Status report RAS Programme 1994, ECN-R-95-025.
- [122] Y. Suzuki, (1999), *Recent Progress of Research on Nitride Fuel Cycle in JAERI*, OECD/NEA Fifth Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, Mol, Belgique, 25-27 novembre 1998, EUR 18898 EN, OCDE/AEN, Paris, France.
- [123] G. Youinou et coll. (1997), *Plutonium Management and Multirecycling in LWRs Using an Enriched Uranium Support*, Global'97.

LISTE DES SIGLES

ABB	Société Asea Brown Boveri (Suède)
ACV	analyse du cycle de vie
AHTR	Advanced High Temperature Reactor (réacteur modulaire avancé à haute température)
AIE	Agence internationale de l'énergie (OCDE)
AIEA	Agence internationale de l'énergie atomique
AM	actinides mineurs
AMC	analyse multicritère
AMSTER	Actinides Molten Salt TransmutER (concept français de réacteur à sels fondus)
ANL	Argonne National Laboratory (Laboratoire national d'Argonne (États-Unis))
APA	Assemblage Plutonium Avancé
ATW	Accelerator Treatment of Waste
AVLIS	Atomic Vapour Laser Isotope Separation (voir SILVA en France)
AVR	Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor GmbH (HTGR de recherche à lit de boulets – voir aussi PBMR)
BN	Belgonucléaire
BNFL	British Nuclear Fuels plc. (Royaume-Uni)
Bq	becquerel
BTP	Bis-Triazine-Pyridine
CAMECO	Société canadienne pour les mines et l'énergie
CANDU	réacteur canadien à uranium-deutérium ou réacteur CANDU (voir aussi RELP)
CE	Commission européenne
CEA	Commissariat à l'énergie atomique (France)
CERCER	CERamique CERamique (combustible tout céramique)
CERMET	CERamique METal (combustible composé d'une céramique intégrée dans une matrice métallique)
CISN	Comité interministériel pour la sécurité nucléaire
CMA	concentration maximale admissible
CMI	combustible sur matrice inerte
CNNC	China National Nuclear Corporation (Société nucléaire nationale de Chine)
COCA	CObroyage CAdarache (France)
COGEMA	Compagnie générale des matières nucléaires
CRIEPI	Central Research Institute of Electric Power Industry (Japon)
DAE	Department of Atomic Energy (Ministère de l'énergie atomique, Inde)

DECADES	Projet interinstitutions sur les bases de données et les méthodologies pour l'évaluation comparative de différentes sources d'énergie servant à la production d'électricité
DFA	déchets de faible activité
DHA	déchets de haute activité
DMA	déchets de moyenne activité
DOE	Department of Energy (Ministère de l'énergie, États-Unis)
DUPIC	Utilisation directe du combustible des réacteurs à eau sous pression dans les réacteurs CANDU
E.U.	États-Unis (d'Amérique)
EACL	L'Énergie Atomique du Canada, Limitée (Canada)
EIE	étude d'impact sur l'environnement
ENUSA	Enusa Industrias Avanzadas, S.A.
EURODIF	Société EURODIF
FENCH	Full Energy Chain
FRAMATOME ANP	fusion des activités nucléaires de Framatome et de Siemens Gmbh
GBq	gigabecquerel (10 ⁹ becquerels)
GE	Société General Electric (États-Unis)
GEDEON	GÉstion des DÉchets par des Options Nouvelles (Groupement de recherche pour l'étude des options innovantes dans le domaine de la gestion des déchets – CEA, CNRS, EDF, Framatome – France)
GES	gaz à effet de serre
GT-MHR	réacteur modulaire refroidi à l'hélium à turbine à gaz
GWe	gigawatt électrique
GWj	gigawattjour
HFR	High Flux Reactor (réacteur à haut flux)
HTGR	réacteur à haute température refroidi au gaz (voir aussi GT-MHR, RHT, MHR)
HTTR	High Temperature Engineering Test Reactor (réacteur expérimental à haute température)
IFR	Integral Fast Reactor
INB	Industrias Nucleares do Brazil
IPG	interaction pastille-gaine
ITU	Institut des transuraniens (Karlsruhe)
JAERI	Japan Atomic Energy Research Institute (Institut de recherches sur l'énergie atomique du Japon)
JNC	Japan Nuclear Cycle Development Institute (Institut japonais de développement du cycle du combustible nucléaire)
JNFL	Japan Nuclear Fuel Limited
KAERI	Korea Atomic Energy Research Institute (Institut coréen de recherches sur l'énergie atomique)
KNFC	Kepeco Nuclear Fuel Co., Ltd
KNGR	réacteur coréen de la prochaine génération

kWh	kilowattheure
LANL	Los Alamos National Laboratory (États-Unis)
LINEX	Lithium Nitrate Extraction of Actinides (extraction des actinides par nitrate de lithium)
LIS	lixiviation in situ
LMFBR	surgénérateur rapide à métal liquide (voir aussi RNR)
LMFR	réacteur rapide à métal liquide
MDE	maîtrise de la demande d'énergie
MELOX	usine MELOX
MHR	Modular Helium Reactor (réacteur modulaire à hélium – voir aussi GT-MHR, MHTGR)
MHTGR	réacteur modulaire à haute température refroidi au gaz (voir aussi GT-MHR, RHT, MHR)
MIMAS	MIcronized MASTerblend (procédé de mélange principal micronisé applicable au combustible à mélange d'oxydes pour réacteurs thermiques)
MINATOM	Ministère de l'énergie atomique de Russie
MNF	Mitsubishi Nuclear Fuel Co., Ltd. (Japon)
MOX	combustible MOX, combustible à oxydes mixtes, combustible à mélange d'oxydes (uranium + plutonium)
MSR	réacteur à sels fondus
mSv	homme-Sievert
NERI	Nuclear Energy Research Initiative (États-Unis)
NFI	Nuclear Fuel Industries, Ltd (Japon)
NUKEM	Société NUKEM (Allemagne)
OMEGA	Options for Making Extra Gains from Actinides (programme de recherche japonais)
OREOX	oxydo-réduction des combustibles oxydes
OSPAR	Convention pour la protection du milieu marin de l'Atlantique du nord-est, Convention OSPAR
PBMR	réacteur modulaire à lit de boulets
PF	produit de fission
PRP	potentiel de réchauffement de la planète
PSI/IPS	Institut Paul-Scherrer (Suisse)
PUREX	Plutonium Uranium Refining by EXtraction (récupération du plutonium et de l'uranium par extraction, procédé PUREX)
R-D	recherche-développement
RDA	République démocratique allemande
REB	réacteur à eau bouillante
RELP	réacteur à eau lourde sous pression (voir aussi CANDU)
REO	réacteur à eau ordinaire
REP	réacteur à eau sous pression
RHT	réacteur à haute température (voir aussi GT-MHR, HTGR, MHR)
RIAR	Institut de recherches sur les réacteurs atomiques (Russie)

RMA	réacteur à modération accrue
RNR	réacteur à neutrons rapides, réacteur rapide (voir aussi LMFR, LMFBFR)
ROX	Rock-like Oxide
RRA	ressources raisonnablement assurées
RSE	ressources supplémentaires estimées
SILEX	Separation of Isotopes by Laser Excitation
SILVA	séparation isotopique par laser sur vapeur atomique d'uranium (AVLIS aux États-Unis)
SKB	Svensk kärnbränslehantering AB
TBP	phosphate tributylrique
tML	tonnes de métal lourd
TRISO	procédé de fabrication de combustible à enrobage triple
TRU	transuranien, élément transuranien
TRUEX	TRU EXtraction (extraction des transuraniens)
tU	tonnes d'uranium
UO ₂	dioxyde d'uranium
UOX	oxyde d'uranium
URENCO	Société Urenco émanant d'une initiative conjointe de l'Allemagne, des Pays-Bas et du Royaume-Uni, qui a été créée dans les années 70 à la suite de la signature du Traité d'Almelo
URT	uranium de retraitement
USEC	United States Enrichment Corporation
UTS	unité de travail de séparation
VVER	filrière russe de réacteurs à eau sous pression

ÉGALEMENT DISPONIBLE

Publications de l'AEN d'intérêt général

Rapport annuel 2000 (2001) *Gratuit : papier ou web.*

AEN Infos

ISSN 1605-959X

Abonnement annuel : € 37 US\$ 45 GBP 26 ¥ 4 800

Brochure de l'AEN

Gratuit : papier ou web.

Le point sur l'évacuation des déchets radioactifs en formations géologiques (2000)

ISBN 92-64-28425-7

Prix : € 20 US\$ 20 GBP 12 ¥ 2 050

Programmes de gestion des déchets radioactifs des pays Membres de l'AEN/OCDE (1998)

ISBN 92-64-26033-1

Prix : € 32 US\$ 33 GBP 20 ¥ 4 150

Développement de l'énergie nucléaire

Données de l'OCDE sur l'énergie nucléaire 2001 (2001)

Bilingue

ISBN 92-64-08707-9

Prix : € 20 US\$ 19 GBP 12 ¥ 1 900

Méthodes d'évaluation des conséquences économiques des accidents nucléaires (2000)

ISBN 92-64-27658-0

Prix : € 33 US\$ 31 GBP 19 ¥ 3 250

Gestion de l'uranium appauvri (2001)

ISBN 92-64-29525-9

Prix : € 20 US\$ 19 GBP 12 ¥ 1 900

Réduction des coûts en capital des centrales nucléaires (2000)

ISBN 92-64-27144-9

Prix : € 39 US\$ 38 GBP 24 ¥ 4 400

Enseignement et formation dans le domaine nucléaire : faut-il s'inquiéter ? (2000)

ISBN 92-64-28521-0

Prix : € 34 US\$ 31 GBP 19 ¥ 3 300

Enseignement et formation dans le domaine nucléaire : faut-il s'inquiéter ? (2000)

Un rapport de synthèse ISBN 92-64-28260-2

Gratuit : papier ou web.

Uranium 1999: Ressources, production et demande (2000)

ISBN 92-64-27198-8

Prix : €82 US\$ 77 GBP 48 ¥ 8 100

L'énergie nucléaire dans une perspective de développement durable (2000)

ISBN 92-64-28278-5

Gratuit : papier ou web.

Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation (2001)

Sixth Information Exchange Meeting, Madrid, Spain, 11-13 December 2000

ISBN 92-64-18466-X

Gratuit : papier ou web.

Bon de commande au dos.

LES ÉDITIONS DE L'OCDE, 2, rue André-Pascal, 75775 PARIS CEDEX 16
IMPRIMÉ EN FRANCE
(66 2002 01 2 P) ISBN 92-64-29664-6 – No. 52328 2002