NUCLEAR WASTE MANAGEMENT ORGANIZATION
SOCIÉTÉ DE GESTION DES DÉCHETS NUCLÉAIRES

(Mise à jour 2012)

# Rapport de suivi des progrès en matière de retraitement, de séparation et de transmutation

Les Canadiens ont exprimé le souhait d'en savoir davantage sur la possibilité de recycler ou de réutiliser le combustible nucléaire irradié. Le retraitement et la séparation impliquent la séparation de matières potentiellement fissiles du combustible nucléaire irradié, comme le plutonium, par l'application de procédés chimiques et physiques. Il convient de souligner que le retraitement en lui-même n'élimine aucunement la radioactivité créée dans le combustible irradié. Il ne fait que la séparer et la diviser en plusieurs flux de déchets, dont des volumes importants de déchets hautement radioactifs, de déchets radioactifs de moyenne activité et de déchets radioactifs de faible activité. Une partie de la matière fissile récupérée peut ensuite subir d'autres traitements pour former un nouveau combustible d'oxyde mixte (MOX) de plutonium et d'uranium et être recyclé dans certains types de réacteurs actuels, dont les réacteurs CANDU. Quelques pays, tels que la France et le Royaume-Uni, exploitent des installations commerciales de retraitement. Le recyclage du combustible irradié des réacteurs à eau légère en combustible MOX est actuellement pratiqué à une échelle commerciale dans plusieurs pays dont les services de retraitement sont fournis par les installations commerciales françaises et britanniques. La transmutation constitue une prochaine étape possible et implique la conversion de radionucléides à vie longue en radionucléides à vie plus courte par le biais d'un processus d'irradiation à l'intérieur d'un système alimenté par accélérateur (SAA) et/ou d'un processus de fission dans un réacteur à neutrons rapides. Ce procédé n'est pas actuellement appliqué, bien que des études pour démontrer sa faisabilité soient en cours dans plusieurs pays.

Ce compte rendu résume les travaux de recherche-développement récemment effectués sur le retraitement, la séparation et la transmutation (RST).

## Résumé

Trois types de cycles de combustible nucléaire sont actuellement exploités : le cycle « ouvert », ou à passage unique (où le combustible est irradié dans le réacteur pour ensuite être considéré comme un déchet au moment de son retrait); le recyclage partiel (où le combustible irradié est retraité pour récupérer le plutonium, converti en combustible MOX et réutilisé une fois dans les réacteurs actuels); et le cycle « fermé » (où le combustible irradié est retraité pour récupérer le plutonium et d'autres actinides, puis utilisé pour démarrer des réacteurs avancés à neutrons rapides (RR). Le combustible irradié pour réacteur à neutrons rapides est ensuite retraité et continuellement recyclé dans les réacteurs à neutrons rapides pour en extraire l'énergie restante. Selon la configuration du réacteur, des quantités additionnelles d'uranium naturel ou appauvri peuvent être ajoutées pour remplacer le combustible consommé par le réacteur). D'autres variantes peuvent inclure diverse combinaisons de réacteurs, comme le cycle à deux niveaux (ou à « double strate »), dont des combinaisons de réacteurs conventionnels (avec ou sans combustible MOX), de réacteurs à neutrons rapides et/ou des systèmes alimentés par accélérateur.

Le Canada, de même que la plupart des pays exploitant l'énergie nucléaire, applique actuellement le cycle de combustible ouvert. Quelques pays, comme la Belgique, la France, le Japon et la Suisse, emploient ou ont employé le recyclage partiel, dans le cadre duquel le combustible MOX irradié est stocké comme déchet ou attend d'être recyclé dans des réacteurs à neutrons rapides. Le recyclage est généralement pratiqué pour des motifs de sécurité énergétique nationale plutôt que pour des raisons d'ordre économique et liées à la gestion des déchets. (En effet, au prix actuel de l'uranium, le recyclage du combustible irradié est considérablement plus onéreux que l'application du cycle ouvert et n'élimine pas la nécessité d'une gestion à long terme des déchets résiduels de haute activité ainsi que des déchets de faible et moyenne activité additionnels produits au cours du processus de recyclage.) Aucun pays actuellement n'utilise à l'échelle industrielle un cycle de combustible entièrement fermé.

Des travaux entrepris dans divers pays et dans des programmes conjoints internationaux se sont poursuivis en 2012 dans le but d'examiner et d'évaluer la technologie et les incidences des cycles de combustible avancés, y compris le RST. Les constats ont été présentés dans le cadre de plusieurs conférences internationales, notamment la conférence annuelle World Nuclear Fuel Cycle (avril 2012, Helsinki, Finlande), la Nuclear Fuel Cycle Conference, commanditée par l'Institution of Chemical Engineers du Royaume-Uni (avril 2012, Manchester, Royaume-Uni), la conférence Atalante 2012 (septembre 2012, Montpellier, France) et la 12e Réunion d'échange d'informations de l'Agence de l'Organisation de coopération et de développement économiques pour l'énergie nucléaire (OCDE/AEN) sur la séparation et la transmutation des actinides et des produits de fission (septembre 2012, Prague, République tchèque). Les études présentées à ces conférences faisaient état de certains progrès réalisés sur le plan de la science et de la technologie sous-tendant le RST et les cycles de combustible avancés. Cependant, tous ces programmes sont actuellement axés sur le recyclage des combustibles à base d'uranium enrichi, principalement les combustibles pour réacteurs à eau légère (REL), pour utilisation dans des réacteurs à neutrons rapides de future génération, et sur le recyclage supplémentaire continu subséquent des combustibles avancés. D'autres travaux de recherche-développement seraient nécessaires pour évaluer leur applicabilité aux types de combustible CANDU. Bien que certains des cycles de combustible avancés soient théoriquement durables une fois l'équilibre atteint, plusieurs défis techniques doivent encore être relevés (comme la mise au point de matériaux de construction adaptés aux conditions très rudes présentes dans ces réacteurs) avant qu'ils puissent être mis en œuvre à l'échelle industrielle.

Il faut souligner que ces cycles de combustible avancés sont principalement envisagés pour des motifs de sécurité énergétique et non à des fins liées à la gestion des déchets de combustible irradié. Bien que certains cycles de combustible avancés puissent résoudre plusieurs problèmes potentiels de gestion des déchets (par exemple accroître la densité d'entreposage des déchets au sein de certains types de dépôts), la plupart d'entre eux rendent la gestion des déchets plus complexe parce qu'ils donnent lieu à un certain nombre de flux de déchets radioactifs très compliqués sur le plan chimique, qui doivent être traités et préparés de façon adéquate avant d'être stockés dans un dépôt géologique en profondeur.

Les coûts constituent une considération importante. Pour que ces cycles avancés puissent être déployés avec succès sur une base commerciale, les coûts totaux du cycle de vie liés à leur exploitation pour produire de l'électricité doivent être inférieurs aux coûts associés à d'autres moyens, comme les centrales nucléaires et les technologies non nucléaires actuelles. Les coûts totaux du cycle de vie comprennent le développement, la construction, l'exploitation, l'entretien, le déclassement et la gestion des déchets produits par la centrale nucléaire ainsi que par les installations du cycle de combustible et les systèmes de transport associés. Tous les systèmes proposés de cycles de combustible avancés sont basés sur l'hypothèse que les programmes d'énergie nucléaire se poursuivront ou prendront même de l'expansion pendant des décennies, voire des siècles.

Outre le principal avantage de la sécurité énergétique de ces systèmes, les cycles de combustible avancés ont un second intérêt : celui d'une possible réduction de l'espace requis pour loger les déchets de haute activité dans un dépôt. Toutefois, ce second avantage ne peut se concrétiser que si des méthodes substitutives sont mises au point pour gérer les volumes importants de déchets de moyenne activité à longue vie résultant du retraitement et qu'une partie des déchets de produits de fission séparés sont entreposés pendant des centaines d'années avant d'être stockés dans un dépôt pour permettre à la chaleur de désintégration de se dissiper. Autrement, aucun avantage ne peut être lié à la taille ou à la sûreté d'un dépôt géologique en profondeur pour déchets de haute activité et de combustible irradié.

Par rapport aux précédents rapports de suivi du RST de la SGDN, les conclusions fondamentales de cette revue demeurent inchangées :

- Une certaine forme de dépôt géologique en profondeur est nécessaire, indépendamment du cycle de combustible utilisé pour gérer les déchets radioactifs à longue vie.

- Bien que le RST puisse potentiellement permettre de réduire le volume de combustible nucléaire irradié et de déchets de haute activité devant être stockés dans un dépôt géologique en profondeur (lorsque combiné à des cycles de combustible avancés au moyen de réacteurs à neutrons rapides), il accroît considérablement la quantité de déchets de faible et moyenne activité à longue vie produits (qui doivent également être gérés à long terme dans un dépôt en profondeur) et ne réduit pas de façon importante l'empreinte souterraine du dépôt. (Pour loger les déchets de haute activité et le combustible irradié, la taille du dépôt est principalement basée sur le taux de génération de chaleur et non sur le volume de déchets. Ce taux est fonction de la quantité d'énergie extraite du combustible et, par conséquent, demeure relativement constant par unité d'énergie produite, quel que soit le cycle de combustible utilisé.)

- Il faudra encore au moins des décennies pour que les cycles de combustible avancés soient commercialisés, étant donné le temps requis pour réaliser les recherches techniques et mettre au point et à l'essai les technologies des réacteurs. Les questions de coûts et d'appui général du public pouvant accompagner les conceptions innovantes sont également susceptibles de nuire à leur démonstration et à leur déploiement à court terme. Une fois qu'une décision aura été prise de déployer de tels cycles de combustible, plusieurs décennies seront encore nécessaires pour effectuer la transition complète des cycles actuels aux cycles nouveaux.

- Si l'on s'en remet au prix actuel de l'uranium, le coût total du cycle de vie des cycles de combustible avancés est supérieur à celui des cycles à passage unique, en raison des coûts élevés liés à la mise au point et à la construction de réacteurs de nouvelle génération, aux installations de retraitement et aux usines de fabrication du combustible. Si de tels cycles de combustible pouvaient être développés, le coût et les risques associés à leur mise en œuvre à l'échelle commerciale les rendraient actuellement trop peu attrayants et trop financièrement risqués pour que les sociétés de production d'électricité puissent les déployer.

» Certains pays qui procèdent actuellement au retraitement du combustible, tels que le Royaume-Uni, envisagent de mettre un terme à cette pratique en raison du coût moindre de stocker directement le combustible irradié dans un dépôt géologique en profondeur. D'autres pays qui ont entrepris de développer une capacité de retraitement du combustible à l'échelle commerciale, comme le Japon, sont en train de réexaminer leurs options relatives aux cycles de combustible.

Ces conclusions sont conformes aux conclusions énoncées dans les précédents rapports de suivi publiés par la SGDN [Jackson 2008, 2009, 2010, NWMO 2011].

## Exposé

Depuis quelques années, la SGDN tient à jour un dossier de suivi des progrès en matière de RST. Les rapports techniques détaillés précédents [Jackson 2008, 2009, 2010] et les résumés des rapports de suivi [NWMO 2011] peuvent être consultés sur le site Web de la SGDN. Le présent rapport résume les travaux réalisés récemment dans le monde depuis la publication du rapport de 2011.

Comme en faisait état le précédent rapport de suivi [NWMO 2011], la Blue Ribbon Commission sur l'avenir du nucléaire aux États-Unis (BRC) a mené une étude exhaustive en 2010 et 2011 des options et technologies disponibles pour la gestion de l'aval du cycle du combustible nucléaire aux États-Unis. Dans son rapport final [US BRC 2012a], la BRC énonçait (entre autres choses) :

> » *La conclusion que l'évacuation est nécessaire et que l'évacuation en couches géologiques profondes constitue la solution la mieux fondée sur le plan scientifique est celle à laquelle sont parvenus tous les comités d'experts qui ont examiné la question et tous les pays dotés d'un programme de gestion des déchets nucléaires.*
>
> » *Des technologies existantes ou en cours de développement permettraient de réutiliser au moins en partie le combustible irradié; des systèmes proposés permettraient peut-être, en théorie et à un certain point dans le futur, de recycler continuellement le combustible nucléaire et, par conséquent, de « fermer » le cycle du combustible. Des incertitudes considérables existent, cependant, concernant le coût et la viabilité commerciale des technologies les plus avancées parmi celles-ci; en outre, des inquiétudes importantes ont été soulevées quant à leurs incidences sur les risques de prolifération des armes et d'autres aspects du cycle de combustible (par exemple la production de DFA), à supposer qu'elles puissent être déployées.*
>
> » *… aucune technologie de réacteur et de cycle de combustible actuellement au point ou envisageable dans un avenir raisonnablement proche – y compris les technologies avancées de retraitement et de recyclage – ne réduirait substantiellement le défi que pose aux États-Unis la gestion des déchets nucléaires au cours des prochaines décennies, si ce n'est pour une période encore plus longue.*
>
> » *Dans tous les cas, nous estimons que l'enfouissement permanent sera très probablement nécessaire pour gérer de manière sûre une partie au moins de l'inventaire de combustible irradié commercial produit, même si un cycle de combustible fermé était adopté.*

D'autres rapports détaillés ont également été publiés par chacun des trois sous-comités de la BRC (Technologie des réacteurs et du cycle de combustible, Transport et entreposage et Évacuation) [US BRC 2012b, c, d]. Le gouvernement des États-Unis réfléchit toujours à la façon dont il répondra aux recommandations de la BRC.

Des recherches sur le RST et les cycles de combustible avancés se poursuivent aux États-Unis et dans d'autres parties du monde. Les constats de ces recherches ont été présentés dans le cadre de plusieurs conférences internationales, notamment la conférence annuelle World Nuclear Fuel Cycle (avril 2012, Helsinki, Finlande), la Nuclear Fuel Cycle Conference commanditée par l'Institution of Chemical Engineers du Royaume-Uni (avril 2012, Manchester, Royaume-Uni), l'Atalante 2012 Conference (septembre 2012, Montpellier, France) et la 12e Réunion d'échange d'informations de l'Agence de l'Organisation de coopération et de développement économiques pour l'énergie nucléaire (OCDE/AEN) sur la séparation et la transmutation des actinides et des produits de fission (septembre 2012, Prague, République tchèque). Les études présentées à ces conférences faisaient état de certains progrès réalisés sur le plan de la science et de la technologie sous-tendant le RST et les cycles de combustible avancés. Certains des concepts et des options de cycles de combustible avancé sont présentés ci-dessous.

Tous les réacteurs nucléaires commerciaux actuellement exploités dans le monde sont basés sur les neutrons thermiques. Dans ce type de réacteur, un modérateur est utilisé pour ralentir (ou thermaliser) les neutrons de haute énergie produits par la réaction de fission afin qu'ils puissent provoquer d'autres réactions de fission dans l'U-235 et/ou les isotopes de Pu-239 du combustible nucléaire. Les substances modératrices incluent l'eau normale, ou l'eau légère (utilisée dans la plupart des réacteurs non CANDU dans le monde), l'eau lourde (utilisée dans les réacteurs CANDU) et le graphite (utilisé principalement dans les réacteurs refroidis au gaz). Les substances modératrices interagissent avec les neutrons de diverses façons. Par exemple, les réacteurs à eau lourde peuvent maintenir une réaction nucléaire en chaîne avec de l'uranium naturel (non enrichi), qui contient approximativement 0,7 % d'U-235, le reste étant constitué d'U-238. En revanche, l'eau légère (utilisée à plusieurs autres endroits dans le monde dans les réacteurs à eau bouillante (REB) et les réacteurs à eau sous pression (RESP)) requiert une concentration plus élevée d'U-235 (généralement de 3 % à 5 %) pour fonctionner. Le processus de concentration est appelé « enrichissement ». Un sous-produit de ce processus est l'uranium appauvri (UA), qui contient moins d'U-235, soit approximativement 0,3 %, et est généralement considéré comme un déchet par les pays qui exploitent des installations d'enrichissement. L'exploitation des types de réacteur actuels requiert un approvisionnement continu d'uranium d'extraction comme source d'U-235 fissile. Comme il est mentionné plus bas, l'uranium appauvri issu du processus d'enrichissement constitue une source potentielle de combustible pour certains cycles de combustible avancés.

Un programme de RST ou un cycle de combustible avancé pourrait être mis en œuvre pour deux raisons techniques :

- pour améliorer la sécurité énergétique nationale (c.-à-d. pour récupérer une énergie additionnelle du combustible nucléaire irradié et diminuer la nécessité d'un approvisionnement en uranium d'extraction); et/ou

- pour alléger le fardeau d'un dépôt géologique en profondeur (c.-à-d. pour permettre aux déchets d'une plus grande quantité d'énergie nucléaire d'être stockés dans un dépôt d'une taille donnée).

La première raison est basée sur la prémisse que l'uranium est trop peu abondant ou trop coûteux pour être utilisé dans un cycle à passage unique, ou que les provisions nationales sont limitées et que l'accès à un approvisionnement étranger est incertain. La seconde raison est basée sur la prémisse que le combustible irradié des réacteurs existants peut être recyclé dans des réacteurs à neutrons rapides, qu'un programme d'énergie nucléaire sera poursuivi pendant plusieurs autres décennies (ou même des siècles) et qu'il sera difficile de trouver suffisamment d'espace de stockage adéquat pour gérer

les déchets résultants. Ces deux raisons s'appuient également sur l'hypothèse que les autres formes d'énergie sont plus coûteuses et que l'énergie nucléaire constitue le choix le plus économique pour un pays donné. Dans tous les cas, la mise en œuvre complète du RST nécessite le déploiement à l'échelle commerciale de systèmes évolués, tels que les réacteurs à neutrons rapides, présentés à la figure 1, ou de systèmes alimentés par accélérateur.

Les réacteurs à neutrons rapides n'emploient pas de modérateur. Ils peuvent être utilisés pour extraire de l'énergie de l'U-238, ainsi que d'autres actinides créés dans un réacteur (tels que divers isotopes du plutonium, de l'américium, du neptunium, etc.). Dans le cas de l'U-238, cela s'effectue en convertissant premièrement l'U-238 en Pu-239 par le biais de la capture neutronique et de la désintégration radioactive subséquente, puis en provoquant la fission du Pu-239 par un autre neutron. À mesure que l'U-238 est consommé, on peut ajouter de l'uranium d'appoint issu du retraitement du combustible d'un réacteur thermique ou de l'uranium appauvri résultant des processus d'enrichissement. L'utilisation de l'uranium appauvri est généralement considérée comme la meilleure option, puisqu'il est largement accessible, présente une très faible radioactivité spécifique et peut être manipulé plus aisément, alors que l'uranium retraité tend à être très radioactif en raison de l'accumulation d'isotopes plus radioactifs (par exemple, les produits de filiation de la chaîne de désintégration de l'U-232, qui émettent des rayons gamma).

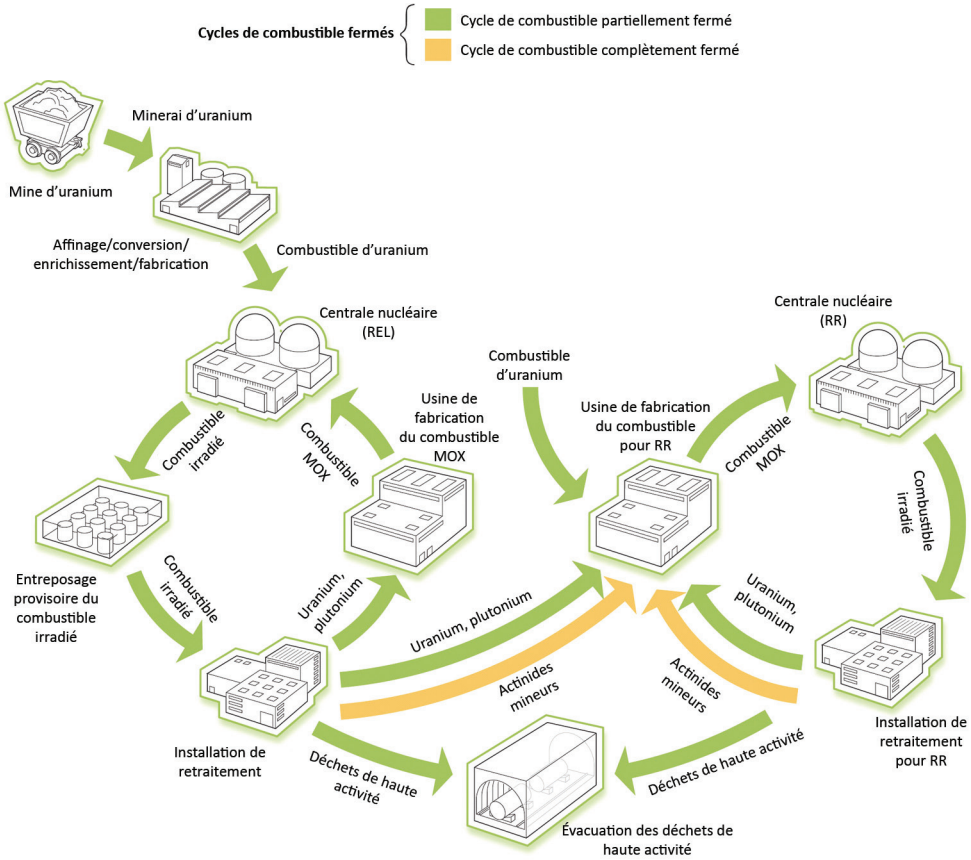


FIGURE 1 : Illustration d'un cycle de combustible nucléaire avancé [EPRI 2010a]

Les modèles actuels de réacteurs à neutrons rapides fonctionnent à des températures très élevées (typiquement à 400 °C ou plus) et utilisent des métaux liquides (par exemple le sodium ou le plomb), des sels en fusion (tels que des mélanges à base de fluorure de sodium) ou des gaz (par exemple l'hélium) comme réfrigérant plutôt que l'eau ou l'eau lourde. Les températures et les flux neutroniques élevés combinés à la corrosivité considérable des réfrigérants métalliques liquides créent des conditions très difficiles pour les matériaux composant le réacteur. La recherche de matériaux capables de résister à ces conditions pendant les décennies d'exploitation d'un réacteur constitue un des domaines de recherche en cours.

Selon les détails de la conception, les systèmes de réacteurs à neutrons rapides peuvent fonctionner suivant trois modes :

- *incinérateur,* où le réacteur consomme plus de matière fissile (c.-à-d. d'actinides) qu'il en produit. À noter qu'il s'agit du seul mode pouvant éliminer les actinides des inventaires actuels de combustible nucléaire irradié;
- *auto-entretenu,* où le réacteur est en équilibre et consomme toute la matière fissile qu'il produit;
- *surgénérateur,* où le réacteur produit plus de matière fissile qu'il en consomme (pouvant ainsi alimenter un programme nucléaire en expansion constante).

Les trois modes de fonctionnement requièrent un chargement initial du cœur en U-235 hautement enrichi ou en Pu-239 pour démarrer le réacteur. L'U-235 serait obtenu en enrichissant l'uranium d'extraction à des taux beaucoup plus élevés que ce qui se fait actuellement pour les réacteurs nucléaires commerciaux (c.-à-d. à des taux supérieurs à 20 % d'U-235 par rapport à des taux de 3 % à 5 % pour les réacteurs à eau légère). Le Pu-239 proviendrait du retraitement et de la séparation du combustible irradié des réacteurs à eau légère. Une fois démarré, le réacteur peut créer sa propre matière fissile *in situ* à partir de l'U-238 et des autres actinides contenus dans le combustible.

La transition des réacteurs thermiques à des réacteurs à neutrons rapides fait l'objet de plusieurs études techniques et politiques récentes. En présumant qu'un pays a accès à des installations de retraitement à grande échelle du combustible de réacteurs thermiques, le coût associé à l'obtention de la quantité de plutonium nécessaire pour charger initialement le cœur est de l'ordre de 1 milliard $ [MIT, 2011]. En plus du coût considérable, le temps requis pour obtenir le plutonium limite la rapidité avec laquelle les réacteurs à neutrons rapides peuvent être déployés. La plupart des scénarios étudiés (par exemple en France et au Japon) nécessitent une période de 50 à 100 ans pour effectuer la transition entre les réacteurs thermiques et les réacteurs à neutrons rapides, et une période supplémentaire de 100 à 200 ans pour consumer efficacement le combustible irradié issu des réacteurs actuels à eau légère. (Consulter, par exemple, [MIT, 2011], [OECD/NEA, 2009] ainsi que Warin et Boullis dans [OECD/NEA, 2012].) Cette longue période de transition suppose un engagement de la part des générations futures d'exploiter et d'entretenir un programme d'énergie nucléaire, mais le recours à ces nouveaux réacteurs leur donne en revanche accès à des quantités importantes d'énergie à faible empreinte carbone, si elles devaient choisir d'exploiter cette source d'énergie.

Un autre domaine de recherche concerne le retraitement et la séparation du combustible irradié. La technologie actuelle de retraitement est basée sur la chimie humide. Le combustible irradié est dissous dans des acides concentrés, puis soumis à une série de procédés chimiques visant à en séparer les divers constituants. Puisque le combustible nucléaire irradié et les produits résultants sont hautement radioactifs, tout ce processus doit s'effectuer à l'aide de systèmes télécommandés lourdement blindés. Même les opérations régulières d'entretien doivent être menées à distance en raison de la contamination résiduelle de l'équipement. Le processus produit également de grandes quantités de déchets chimiquement complexes. Une partie des matières peut être recyclée dans le processus, mais elles deviennent en bout de ligne des déchets qui doivent être stabilisés avant d'être entreposés, puis finalement stockés dans un dépôt [MIT, 2011].

La plupart des scénarios basés sur des réacteurs à neutrons rapides s'appuient sur des types de combustible différents de ceux actuellement utilisés, tels que les combustibles métalliques ou les particules de combustible enrobées de carbure de silicium/graphite. Ces types de combustibles ne sont pas compatibles avec la technologie de traitement chimique humide actuellement utilisée pour les combustibles à base d'oxyde d'uranium utilisés dans les réacteurs à eau légère. Une nouvelle technologie non aqueuse (« traitement pyrolitique ») est en cours de développement pour ces combustibles. Toutefois, cette technologie n'en est pas encore rendue au stade commercial. (Consulter par exemple, Iizuka et autres dans [OECD/NEA 2012].) De plus, les réacteurs à neutrons rapides requièrent des installations très complexes de retraitement pour retirer l'accumulation de nucléides indésirables résultant du processus de recyclage répété. La manipulation à distance est également requise pour la fabrication du combustible recyclé en raison de l'accumulation de nucléides qui émettent des rayons gamma de haute énergie.

Plusieurs pays qui exploitent à la fois des réacteurs de type CANDU alimentés à l'uranium naturel et des réacteurs à eau légère alimentés à l'uranium enrichi (comme la Chine, la Corée du Sud et l'Inde) mènent également des travaux de recherche ou de développement sur les cycles de combustibles synergétiques pour la gestion de leurs inventaires de combustible irradié de réacteurs à eau légère, comme le DUPIC (Utilisation directe du combustible de RESP dans un réacteur CANDU) et le NUE (Équivalent à l'uranium naturel). Après un traitement mécanique, thermique et/ou chimique visant à modifier la taille des pastilles de combustible et à retirer les produits de fission volatils, leur combustible irradié de réacteur à eau légère est reconfiguré en grappes de combustible CANDU et introduit dans leurs réacteurs CANDU pour en extraire de l'énergie additionnelle. Il faut souligner que ces technologies sont conçues pour gérer les combustibles de réacteurs à eau légère et qu'elles ne s'appliquent pas au contexte canadien, puisque les sociétés d'électricité canadiennes n'exploitent pas actuellement de réacteurs à eau légère et que ces technologies ne s'appliquent pas au recyclage du combustible CANDU irradié dans d'autres réacteurs CANDU.

Bien que les programmes de recherche actuels témoignent du large éventail de travaux entrepris sur des sujets très précis dans un certain nombre de pays, ils démontrent également que la technologie est encore loin d'une application pratique, puisqu'aucun de ces travaux n'a progressé au-delà de l'environnement du laboratoire. Plusieurs problèmes techniques fondamentaux se posent par rapport à ces technologies évoluées, tels que la mise au point de matériaux capables de résister à des températures et pressions très élevées et/ou à la nature corrosive des fluides de procédé, tout en fonctionnant dans les champs neutroniques à énergie et à flux élevés requis dans le cœur de ces réacteurs, ainsi que la mise au point de matrices de combustible appropriées. Certains de ces problèmes se rapportant aux matériaux et aux combustibles constitueront des culs-de-sac pour les réacteurs avancés s'ils ne peuvent être résolus. Cependant, les avantages potentiels des cycles de combustible avancés ont encouragé l'établissement de divers consortiums internationaux (par exemple le Generation IV International Forum (GIF)) et la poursuite par des entités commerciales de divers concepts et options de cycles de combustible.

## Conclusions

Un certain nombre de revues techniques et stratégiques sur les programmes de RST et les problèmes associés ont été réalisées au cours des dernières années. Ces études ont toutes abouti à des conclusions très semblables, lesquelles correspondent aux conclusions des rapports de suivi antérieurs de la SGDN.

- Une certaine forme de dépôt géologique en profondeur est requise, quel que soit le cycle de combustible en question, pour gérer les déchets radioactifs à vie longue.

- L'utilisation de cycles de combustible avancés ne diminue pas substantiellement l'empreinte souterraine du dépôt.

- Plusieurs décennies au moins s'écouleront avant que les cycles de combustible avancés soient prêts à être commercialisés en raison du temps requis pour mener les recherches techniques et pour mettre au point et démontrer les nouvelles technologies des réacteurs. De plus, plusieurs décennies seront nécessaires pour faire la transition complète entre les réacteurs actuels et les réacteurs à cycles de combustible avancés.

- Les questions liées à un large appui du public par rapport à la sélection d'un site et la construction d'installations nucléaires innovantes à grande échelle sont également susceptibles de retarder à court terme la démonstration et le déploiement des cycles de combustible avancés dans plusieurs pays.

- Le coût du cycle de vie des combustibles avancés est supérieur au coût des cycles à passage unique en raison des sommes élevées requises pour mettre au point et construire les réacteurs de nouvelle génération ainsi que les installations de retraitement et de fabrication du combustible.

## Principales références

CEA, 2012. Atalante 2012 – Conference on Nuclear Chemistry for Sustainable Fuel Cycles, organisée par le Commissariat à l'énergie atomique, 2 au 7 septembre 2012, Montpellier, France. **(www.atalante2012.org)**

IChemE, 2012. Nuclear Fuel Cycle Conference, organisée par l'Institution of Chemical Engineers du Royaume-Uni, 23 au 25 avril 2012, Manchester, Royaume-Uni. **(www.icheme.org/nfcc)**

Jackson, 2008. Watching Brief on Reprocessing, Partitioning and Transmutation and Alternative Waste Management Technology – Annual Report 2008. Rapport préparé pour la SGDN par David P. Jackson & Associates Ltd., NWMO TR-2008-22, décembre 2008. **(www.nwmo.ca)**

Jackson, 2009. Watching Brief on Reprocessing, Partitioning and Transmutation (RP&T) and Alternative Waste Management Technology – Annual Report 2009. Rapport préparé pour la SGDN par David P. Jackson & Associates Ltd., NWMO TR-2009-32, décembre 2009. **(www.nwmo.ca)**

Jackson, 2010. Watching Brief on Reprocessing, Partitioning and Transmutation (RP&T) and Alternative Waste Management Technology – Annual Report 2010. Rapport préparé pour la SGDN par David P. Jackson & Associates Ltd., NWMO TR-2010-24, décembre 2010. **(www.nwmo.ca)**

MIT, 2011. The Future of the Nuclear Fuel Cycle – An Interdisciplinary MIT Study. Massachusetts Institute of Technology, avril 2011. **(http://mitei.mit.edu/publications/reports-studies/future-nuclear-fuel-cycle)**

NWMO, 2011.Watching Brief on Reprocessing, Partitioning and Transmutation, 2011. **(www.nwmo.ca)**

OECD/NEA, 2009. Nuclear Fuel Cycle Transition Scenario Studies. Rapport n° 6194, préparé par l'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire, février 2009. **(www.oecd-nea.org)**

OECD/NEA, 2012. 12th Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, organisée par l'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire, 24 au 27 septembre 2012, Prague, République tchèque. **(www.oecd-nea.org)**

US BRC, 2012a. Blue Ribbon Commission on America's Nuclear Future: Report to the Secretary of Energy, janvier 2012.
**(www.brc.gov)**

US BRC, 2012b. Reactor and Fuel Cycle Technology Subcommittee Report to the Full Commission – Updated Report, janvier 2012.
**(www.brc.gov)**

US BRC, 2012c. Transportation and Storage Subcommittee Report to the Full Commission – Updated Report, janvier 2012.
**(www.brc.gov)**

US BRC, 2012d. Disposal Subcommittee Report to the Full Commission – Updated Report, janvier 2012.
**(www.brc.gov)**

WNA, 2012. World Nuclear Fuel Cycle Conference, organisée par la World Nuclear Association et le Nuclear Energy Institute, 18 au 20 avril 2012, Helsinki, Finlande.
**(www.wnfc.info)**

Pour plus de renseignements, veuillez contacter :

**Lisa Frizzell** Directrice des affaires générales
Tél. 647.259.3012 Téléc. 647.259.3007
Courriel lfrizzell@nwmo.ca

**Société de gestion des déchets nucléaires**

22, avenue St Clair Est, 6e étage
Toronto (Ontario) M4T 2S3 Canada
Tél. 416.934.9814 Sans frais 1.866.249.6966
www.nwmo.ca