

# Rapport de suivi sur les cycles de combustible avancés

La Société de gestion des déchets nucléaires (SGDN) a élaboré l'approche de la Gestion adaptative progressive (GAP) en s'appuyant sur une vaste étude et des activités d'engagement auprès des Canadiens menées d'un bout à l'autre du pays de 2002 à 2005 pour trouver une approche de gestion à long terme pour le combustible nucléaire irradié canadien. En considérant différentes méthodes de gestion à long terme du combustible nucléaire irradié, les Canadiens ont clairement établi leurs valeurs et priorités :



- » la sûreté et la sécurité doivent constituer notre plus haute priorité;
- » la génération actuelle doit assumer la responsabilité des déchets qu'elle a produits;
- » nous devons nous appuyer sur les meilleures pratiques internationales;
- » nous devons pouvoir offrir aux générations futures la latitude voulue pour qu'elles puissent prendre leurs propres décisions.

L'approche de la GAP est celle qui correspond le plus à ces valeurs et priorités. Le gouvernement du Canada en a fait le plan canadien en 2007. L'aboutissement technique de la GAP consistera à confiner et isoler de manière sûre le combustible nucléaire irradié au sein d'une formation géologique profonde, où il pourra être surveillé et, au besoin, récupéré. Ce concept est conforme aux politiques adoptées par tous les pays dotés de programmes d'énergie nucléaire importants – même ceux qui mettent en oeuvre ou qui préconisent actuellement diverses formes de recyclage prévoient construire des dépôts géologiques en profondeur pour gérer les déchets qui en résulteront.

Au cours de l'étude nationale, les Canadiens ont exprimé l'intérêt d'en savoir plus sur la possibilité de recycler ou de réutiliser le combustible nucléaire irradié. Selon l'analyse réalisée par la SGDN, le retraitement du combustible irradié était très peu probable pour le Canada à cet instant. Toutefois, la SGDN a recommandé de maintenir un dossier de suivi de l'état de la technologie dans le monde et des changements qui pourraient se produire dans le cycle du combustible au Canada.

La SGDN maintient et publie régulièrement des rapports de suivi. Ce Rapport de suivi fournit un aperçu des faits récents survenus dans le monde en matière de recherche-développement sur les cycles de combustible nucléaire et examine l'application possible au contexte canadien des avancées réalisées ainsi que les échéanciers suivant lesquels tout nouveau cycle de combustible pourrait être mis en oeuvre au Canada. Les principales conclusions sont que :

- » Les cycles de combustible avancés ne sont pas susceptibles d'être mis en oeuvre au Canada dans un proche avenir.
- » Les déchets associés à de nouveaux cycles de combustible devront tout de même être gérés à long terme, par exemple dans un dépôt géologique en profondeur.

- » La SGDN doit maintenir un dossier de suivi sur les faits nouveaux qui surviennent par rapport aux cycles de combustible avancés.

Il faut noter que la responsabilité de développer et d'autoriser de nouveaux cycles de combustible nucléaire au Canada revient aux producteurs d'énergie nucléaire et aux gouvernements fédéral et provinciaux, lesquels établissent les orientations et les plans en matière d'énergie nucléaire et de bouquet énergétique. Si un nouveau cycle de combustible devait un jour être utilisé, la SGDN serait responsable de la gestion à long terme des sous-produits qui en résulteraient.

## Résumé

Il existe trois types de cycles du combustible nucléaire :

- » 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, ou à deux passages, où le combustible irradié est retraité pour en récupérer le plutonium et l'uranium fissile résiduel, puis converti en combustible d'oxyde mixte (MOX) et réutilisé une fois dans les réacteurs actuels, ou bien où le combustible irradié d'un type de réacteur (par exemple, d'un réacteur à eau légère (LWR, pour Light Water Reactor)) est utilisé comme combustible dans un autre type de réacteur qui peut être alimenté avec un uranium moins enrichi (un réacteur CANDU, par exemple);
- » le cycle « fermé », ou recyclage complet, où le combustible irradié est retraité pour en récupérer le plutonium et d'autres actinides, puis utilisé dans des réacteurs avancés tels que les réacteurs à neutrons rapides (RNR). Le combustible irradié d'un RNR peut ensuite être retraité et continuellement recyclé dans les RNR pour en extraire l'énergie restante. Selon la configuration du réacteur, des quantités additionnelles d'uranium naturel ou appauvri ou de combustible irradié retraité peuvent être ajoutées pour remplacer le combustible consommé par le RNR. D'autres concepts de réacteur avancé, tels que les réacteurs à sels fondus, peuvent aussi être utilisés dans des cycles fermés.

D'autres variantes peuvent inclure diverses combinaisons de réacteurs, comme le cycle à deux niveaux (ou à « double strate »), où des réacteurs classiques (avec ou sans combustible MOX) sont combinés à des réacteurs avancés et/ou à des systèmes assistés par accélérateur.

Comme l'illustre le tableau 1, 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, l'Allemagne, la France, le Japon, les Pays-Bas et la Suisse, ont procédé ou procèdent encore à un recyclage partiel, où le combustible MOX irradié est stocké comme déchet ou attend d'être recyclé dans des futurs RNR. L'uranium recyclé des réacteurs à eau légère (LWR, pour Light Water Reactor) peut être utilisé comme combustible neuf dans des réacteurs à eau lourde (HWR, pour Heavy Water Reactor) par exemple les réacteurs CANDU, dans les pays qui exploitent à la fois des LWR et des HWR, comme la Chine. Une fois qu'il a été réutilisé dans un HWR, l'« équivalent de l'uranium naturel » (NUE) utilisé est considéré comme un déchet. Actuellement, la Chine, l'Inde et la Corée du Sud sont les seuls pays à exploiter des LWR et des HWR.

Le recyclage du combustible irradié dans les réacteurs actuels est généralement pratiqué pour des motifs stratégiques de sécurité énergétique nationale plutôt que pour des raisons d'ordre économique ou qui sont 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 n'utilise actuellement un cycle de combustible entièrement fermé à l'échelle industrielle.

**Tableau 1 : Résumé de la situation actuelle concernant le retraitement pour le cycle du combustible nucléaire**

Pays	Installation commerciale de retraitement		Combustible irradié actuellement retraité dans un autre pays	A décidé de mettre un terme au retraitement du combustible irradié	Prévoit le stockage direct du combustible irradié dans un dépôt
	Existante	Prévue			
Allemagne				✓	✓
Belgique				✓	✓
Canada					✓
Chine <sup>(3)</sup>		✓			✓ <sup>(4)</sup>
Rép. De Corée					✓
Espagne					✓
États-Unis <sup>(3)</sup>				✓	✓
Finlande				✓ <sup>(7)</sup>	✓
France <sup>(3)</sup>	✓ <sup>(2)</sup>				
Hongrie				✓ <sup>(7)</sup>	✓
Inde <sup>(3)</sup>	✓				
Japon		✓ <sup>(6)</sup>	✓		
Mexique					✓
Pakistan <sup>(3)</sup>					
Pays-Bas			✓ <sup>(5)</sup>		
République tchèque				✓ <sup>(7)</sup>	✓
Roumanie					✓
Royaume-Uni <sup>(3)</sup>	✓ <sup>(1)</sup>			✓	✓
Russie <sup>(3)</sup>	✓				
Slovaquie				✓ <sup>(7)</sup>	✓
Slovénie					✓
Suède				✓	✓
Suisse				✓	✓
Ukraine				✓ <sup>(7)</sup>	✓

(1) Le Royaume-Uni prévoit cesser le retraitement au terme des contrats en vigueur, en 2020.

(2) La France fournit des services de retraitement commercial à quelques pays européens et asiatiques.

(3) La Chine, la France, le Royaume-Uni, la Russie, les États-Unis, le Pakistan et l'Inde pratiquent actuellement le retraitement pour des motifs militaires

(4) La Chine prévoit stocker directement son combustible irradié de type CANDU dans un dépôt. Une partie du combustible LWR est censée être réutilisée dans les réacteurs CANDU du pays

(5) Combustible irradié envoyé en France pour y être retraité. Le contrat initial était pour 350 TMML. Le contrat a été prolongé en 2015 pour couvrir la durée de vie des réacteurs actuels.

(6) Une installation commerciale a été construite à Rokkasho-mura et est actuellement mise à l'essai (on prévoit commencer à l'exploiter commercialement en 2018), mais les politiques à son égard sont en cours de révision.

(7) Une partie du combustible irradié a été envoyée dans l'ancienne Union soviétique pour y être retraitée. Cette pratique a cessé au début des années 1990.

En 2015 et 2016, plusieurs pays et programmes internationaux en collaboration ont poursuivi des travaux visant à examiner et à évaluer la technologie et les tenants et aboutissants des cycles de combustible avancés, y compris les cycles entièrement fermés basés sur le retraitement, la séparation et la transmutation (RST). Les constats ont été présentés dans le cadre de plusieurs conférences internationales et rencontres techniques.

Les articles présentés à ces conférences ont été examinés lors de la préparation de ce dossier de suivi. Ils démontrent que des progrès scientifiques et technologiques ont été réalisés dans les domaines du RST et des cycles de combustible avancés ainsi que dans l'élaboration de systèmes assurant la transition des cycles de combustible actuels vers les cycles avancés. Toutefois, tous ces programmes visent pour le moment le recyclage des combustibles à uranium enrichi, principalement utilisés dans les réacteurs à eau légère, en combustibles destinés aux systèmes avancés de réacteurs à neutrons rapides et, subséquemment, le recyclage en continu des combustibles pour réacteurs avancés. D'autres travaux de recherche-développement seraient nécessaires pour déterminer si un tel recyclage pourrait s'appliquer au combustible CANDU irradié.

Bien que certains cycles de combustible avancés soient théoriquement viables une fois l'équilibre atteint, plusieurs difficultés scientifiques et techniques (comme la mise au point de matériaux de construction adaptés aux conditions très difficiles propres aux réacteurs avancés et la transposition à échelle réelle de procédés testés à échelle réduite en laboratoire), ainsi que des difficultés d'ordre sociopolitique et économique devront être surmontées avant que ces cycles puissent être exploités industriellement. En effet, un rapport rédigé par le Centre commun de recherche de la Commission européenne et le Comité consultatif scientifique des Académies européennes énonce que « *De plus, la mise au point de la technologie des réacteurs à neutrons rapides s'est révélée plus ardue que prévu* » [EASAC, 2014].

On ne peut encore déterminer avec certitude si les cycles de combustible avancés peuvent présenter plusieurs avantages en ce qui a trait à la gestion des déchets. Bien que certains cycles de combustible avancés puissent permettre de résoudre de possibles problèmes de gestion des déchets (notamment en permettant d'accroître la densité de stockage des déchets dans certains modèles de dépôts ou en utilisant le plutonium préalablement séparé), la plupart d'entre eux rendent la gestion des déchets plus complexe du fait qu'ils génèrent divers flux de déchets radioactifs très compliqués sur le plan chimique qui devront de toute façon être traités et préparés de manière adéquate avant d'être entreposé au sein d'un dépôt géologique en profondeur. Dans le cas d'autres concepts, il faut recourir à un entreposage à long terme (plusieurs centaines d'années) en surface pour permettre à la radioactivité et à la charge thermique associée de diminuer avant de placer les déchets dans un dépôt.

Le coût constitue également une considération importante. Pour que ces cycles avancés puissent être déployés avec succès sur une base commerciale, le coût total du cycle de vie lié à leur exploitation pour produire de l'électricité doit être inférieur au coût associé à d'autres moyens, y compris les centrales nucléaires classiques et les technologies non nucléaires actuelles. Une étude importante publiée en 2013 par l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) de l'OCDE [AEN/OCDE, 2013a] a examiné le coût du cycle de vie entier associé à diverses options de cycles de combustible et a conclu que le cycle à passage unique demeurait le plus économique à l'heure actuelle. Le coût du cycle de vie comprend 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, comme en témoignent d'autres études qui ont été menées sur la mise en oeuvre des cycles de combustible avancés [AEN/OCDE, 2012b, 2013b; EASAC, 2014].

Un rapport plus récent commandé par le gouvernement de l'Ontario [CNL, 2016] examinait spécifiquement divers scénarios liés au recyclage du combustible irradié CANDU ontarien. L'étude montrait que toutes les options de recyclage étaient plus onéreuses que le plan de référence actuel du stockage du combustible CANDU irradié dans un dépôt géologique en profondeur et que toutes les options génèrent des déchets radioactifs à longue vie qui devront être stockés dans un dépôt géologique en profondeur.

Outre le principal avantage de la sécurité énergétique que procurent ces systèmes, les cycles de combustible avancés présentent un second intérêt : celui d'une possible réduction de l'espace requis pour loger les déchets de haute activité au sein d'un dépôt. Toutefois, ce second avantage ne peut se concrétiser que si de nouvelles méthodes sont mises au point pour gérer les volumes importants de déchets à longue vie ou les déchets secondaires thermogènes qui seront générés par le retraitement et si une partie des déchets de produits de fission séparés est entreposée pendant des centaines d'années, avant d'être stockée dans un dépôt, pour permettre à la chaleur de désintégration de se dissiper. Autrement, les cycles avancés ne permettront pas de réduire la taille ou d'améliorer la sûreté d'un dépôt géologique en profondeur pour déchets de haute activité et de combustible irradié lorsque ces déchets additionnels sont inclus. En effet, un examen exhaustif des options possibles de gestion du combustible irradié mené récemment pour la Corée par le James Martin Center for Nonproliferation Studies du Monterey Institute of International Studies énonce : « ...il n'y a aucun motif de considérer la séparation et la transmutation comme une option de rechange à l'évacuation géologique directe, aucune donnée ne permet de penser que les systèmes de S-T conventionnels pourraient, même s'ils pouvaient être mis en oeuvre, éliminer la nécessité de recourir à l'évacuation géologique en profondeur ou même rendre l'évacuation substantiellement plus facile ou plus sûre » [MIIS, 2013].

Par rapport aux précédents rapports de suivi préparés sur le RST par la SGDN, les conclusions fondamentales de ce dépouillement 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.
- » Les avantages des cycles de combustible avancés en matière de gestion des déchets sont incertains. 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 RNR), 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 géologique en profondeur) et ne réduit pas de façon importante l'empreinte souterraine du dépôt. (La taille d'un dépôt de déchets de haute activité et de combustible irradié est principalement basée sur le taux de génération de chaleur et non sur le volume de déchets à stocker. 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 plusieurs décennies pour que les cycles de combustible avancés soient commercialisés à grande échelle, 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 coût et d'appui large du public pouvant accompagner le retraitement du combustible irradié ou les conceptions de réacteurs 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, et il faudra ensuite des décennies ou des siècles pour tirer de leur mise en oeuvre quelque avantage sur le plan de la gestion des déchets [AEN/OCDE, 2013b].
- » 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 du cycle à passage unique en raison des coûts élevés liés à la mise au point et à la construction de réacteurs de nouvelle génération, d'installations de retraitement et d'usines de fabrication du combustible. Si de tels cycles de combustible pouvaient être mis au point, les coûts et les risques associés à leur mise en oeuvre à l'échelle commerciale les rendraient actuellement trop peu attractifs et trop risqués financièrement 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, ont décidé de mettre un terme à cette pratique en raison du coût plus élevé de remplacer les installations vieillissantes de retraitement plutôt que de stocker directement le combustible irradié dans un dépôt géologique en profondeur.
- » Quelques pays aux besoins énergétiques en rapide expansion et exploitant l'énergie nucléaire, comme la Chine et l'Inde, ont entrepris de développer ou de construire des prototypes de réacteurs avancés et les installations associées de traitement du combustible irradié. Ces pays planifient également la construction de dépôts géologiques en profondeur pour gérer les déchets de haute activité générés par leurs programmes.
- » Quelques autres pays, comme Taiwan et la Corée, envisagent de retraiter leur combustible irradié existant pour prolonger la capacité d'entreposage de combustible irradié de leurs sites nucléaires. Leurs piscines de stockage ont pratiquement atteint leur capacité maximale et leurs exploitants n'ont pas la possibilité d'augmenter leur espace d'entreposage, que ce soit sous l'eau ou à sec, en raison de contraintes politiques ou techniques. Par conséquent, la seule option qui s'offre à eux à court terme afin de continuer d'exploiter leur parc de réacteurs est de retraiter leur combustible irradié et de stocker les déchets de haute activité qui en résultent afin de libérer de l'espace dans les piscines de stockage pour du combustible irradié supplémentaire. Toutefois, de nouvelles installations seront requises pour stocker les DHA résultant du retraitement. (La plupart des autres pays n'ont pas ce type de problème parce qu'ils peuvent se prévaloir de l'option beaucoup moins coûteuse de stocker à sec leur vieux combustible irradié et d'agrandir au besoin leur espace de stockage).

Ces conclusions sont conformes à celles qui ont été énoncées dans les précédents rapports de suivi de la SGDN [Jackson, 2008, 2009, 2010; SGDN, 2011, 2012a, 2013, 2015].

## 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 [SGDN, 2011, 2012a, 2013, 2015] 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 suivi de 2015.

Comme en faisaient état les précédents rapports de suivi, 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 [U.S. BRC, 2012a], la BRC énonçait (entre autres choses) :

- » *La conclusion que l'évacuation est nécessaire et que l'évacuation en couches géologiques profondes constitue l'approche 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.*
- » *... 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) [U.S. 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, en Europe et dans d'autres parties du monde. Les constats de ces recherches ont été présentés dans le cadre de quelques conférences internationales et rencontres techniques récentes, y compris les suivantes :

- » l'Atelier sur les options futures de gestion du combustible CANDU irradié du COG (janvier 2015, Toronto) [COG, 2015];
- » le 7<sup>e</sup> Symposium international sur les réacteurs refroidis à l'eau supercritique, ISSCWR 7 (mars 2015, Helsinki, Finlande) [GIF, 2015a];
- » la conférence annuelle World Nuclear Fuel Cycle (avril 2015, Prague, République tchèque; avril 2016, Abu Dhabi) [WNA, 2016];
- » la 5<sup>e</sup> conférence de l'American Nuclear Society Advances in Nuclear Fuel Management, ANFM 2015 (avril 2015, Hilton Head Island, Caroline du Sud) [ANS, 2015];
- » le Congrès international sur les progrès dans les centrales nucléaires, ICAPP (mai 2015, Nice, France; avril 2016, San Francisco, Californie) [ICAPP, 2015, 2016];
- » la Conférence internationale sur le génie nucléaire, ICONE (mai 2015, Chiba, Japon; juin 2016, Charlotte, Caroline du Nord) [ICONE, 2015, 2016];
- » le 3<sup>e</sup> Symposium GIF 2015 (mai 2015, Chiba, Japon) [GIF, 2015b];
- » GLOBAL 2015 (septembre 2015, Paris, France) [GLOBAL, 2015];
- » la 5<sup>e</sup> Conférence internationale Thorium Energy, ThEC15 (octobre 2015, Mumbai, Inde) [BARC, 2015];
- » la 17<sup>e</sup> Conférence internationale sur les systèmes d'énergie nucléaire émergents, ICENES 2015 (octobre 2015, Istanbul, Turquie) [ICENES, 2015];
- » la Conférence IChemE sur l'énergie nucléaire durable (avril 2016, Nottingham, R.-U.) [ICHEME, 2016];
- » le 4<sup>e</sup> Atelier international sur les systèmes ADSR et le thorium (août 2016, Huddersfield, R.-U.) [CERN, 2016];
- » le 3<sup>e</sup> Atelier international de l'AEN/OCDE sur la technologie et les composants des systèmes pilotés par accélérateur (septembre 2016, Mito, Japon) [AEN/OCDE, 2016a];
- » la 14<sup>e</sup> Réunion d'échange d'informations de l'AEN/OCDE sur la séparation et la transmutation des actinides et des produits de fission (octobre 2016, San Diego, Californie) [AEN/OCDE, 2016b].

Des articles présentés dans le cadre de ces conférences ainsi que des rapports techniques publiés par l'AEN/OCDE [par exemple, AEN/OCDE, 2009-2015], l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) [par exemple, AIEA, 2012 à 2013], le Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA, France) [par exemple, CEA, 2015], la Commission de réglementation nucléaire des États-Unis [U.S. NRC, 2012], l'Electric Power Research Institute (EPRI) [par exemple, EPRI, 2012, 2015] et divers projets de collaboration internationale (par exemple, la Plateforme technologique européenne pour une énergie nucléaire durable [SNETP, 2013], et les projets Combustibles avancés pour réacteurs de 4<sup>e</sup> génération – Retraitement et dissolution [ASGARD, 2013]) ont été examinés et surveillés par la SGDN dans le cadre de ce dossier de suivi.

Ces conférences ont montré que les cycles de combustible avancés suscitent toujours de l'intérêt à l'échelle internationale et que des progrès sont réalisés dans la science et la technologie qui sous-tendent le RPT et les cycles de combustible avancés.

Le personnel de la SGDN a également préparé des rapports techniques et des exposés de conférences connexes décrivant les incidences potentielles des cycles de combustible avancés sur les inventaires de combustible irradié et les besoins de gestion à long terme qui en découlent [Gobien, 2016; Ion, 2016; SGDN, 2015b,c].

Certains des concepts et options de cycles de combustible avancés envisagés sont décrits ci-dessous.

Bien qu'il y ait quelques réacteurs expérimentaux et à neutrons rapides en exploitation ou en cours de construction dans quelques pays comme la Chine, l'Inde et la Russie, tous les réacteurs nucléaires commerciaux actuellement exploités ou en cours de construction 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 provoquent des réactions de fission supplémentaires dans les isotopes U-235 et/ou 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 et les réacteurs à eau sous pression, connus ensemble comme réacteurs à eau légère) requiert une concentration plus élevée d'U-235 (généralement de 3 % à 5 %) pour fonctionner. Le processus de concentration est appelé « enrichissement ». L'exploitation des types de réacteur actuels requiert un approvisionnement continu d'uranium d'extraction comme source d'U-235 fissile. Un sous-produit de ce processus d'enrichissement est l'uranium appauvri, qui contient moins d'U-235, soit approximativement 0,3 %, et est aujourd'hui généralement considéré comme un déchet par les pays qui exploitent des installations d'enrichissement. Toutefois, 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 cycle de combustible avancé pourrait être mis en oeuvre pour deux raisons techniques :

- » pour améliorer la sécurité énergétique nationale (par exemple, 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 imposé à un dépôt géologique en profondeur ou potentiellement pour en éliminer le besoin (par exemple, pour permettre à un dépôt d'une taille donnée de stocker les déchets résultant d'une production supérieure d'énergie nucléaire ou pour réduire la radioactivité des déchets dans le dépôt).

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 si le combustible irradié des réacteurs existants peut être recyclé dans des réacteurs avancés (par exemple les réacteurs à neutrons rapides), un programme d'énergie nucléaire sera poursuivi pendant plusieurs autres décennies (ou même des siècles) et 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 l'énergie nucléaire continuera de représenter une approche économique pour un pays donné.

Il faut aussi souligner que bien que recycler le combustible irradié dans des RNR puisse diminuer le volume de déchets de haute activité générés par mégawatt d'électricité produite, cela ne diminue pas toujours considérablement l'empreinte nécessaire d'un dépôt. La raison en est que l'empreinte est déterminée par la charge thermique totale des déchets et non par leur volume total et la charge thermique des déchets est principalement influencée par la quantité d'énergie qui a été produite, quel que soit le cycle de combustible utilisé. Ce n'est que dans le cas des cycles de combustible très avancés, où la séparation et la transmutation complètes de tous les actinides sont maintenues pendant de très longues



périodes, que l'espace requis pour le stockage des déchets de haute activité diminue de façon importante. Même dans ces cas extrêmes, la diminution de l'espace de stockage des déchets de haute activité est quelque peu atténuée par l'augmentation importante de la quantité de déchets de moyenne activité à longue vie générés par ces cycles de combustible (lesquels doivent aussi être stockés à long terme dans un dépôt en profondeur).

Une troisième raison est aussi parfois évoquée : la séparation et la transmutation réduisent la « radiotoxicité » des déchets en transmutant les éléments transuraniens. Toutefois, bien que la transmutation puisse permettre effectivement d'éliminer les éléments transuraniens à plus longue vie du combustible irradié, elle n'améliore pas la sûreté globale d'un dépôt parce que les éléments transuraniens ont une mobilité très faible dans l'environnement et qu'ils ne migrent pas de l'enceinte d'un dépôt à la biosphère. Les produits de fission mobiles à très longue vie, tels que l'I-129 (qui ne sont pas éliminés par les cycles de combustible avancés), sont généralement les principaux radionucléides visés par les évaluations de la sûreté à long terme d'un dépôt. [Kessler et coll., 2012; SGDN, 2012b; Sandia, 2012, EASAC, 2014].

Quoi qu'il en soit, la mise en oeuvre complète du RST nécessite le déploiement à l'échelle commerciale de systèmes avancés, tels que les RNR, comme le montre la figure 1, ou de systèmes assistés par un accélérateur, ainsi que l'infrastructure associée, par exemple des usines de retraitement et des installations de fabrication du combustible. Bien que les RNR existent depuis les années 50, ils ne sont toujours pas largement acceptés et déployés commercialement. Voir par exemple [AIEA, 2012, 2013c] pour une description de divers prototypes de RNR et pour un historique de leur exploitation.

Les RNR 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 ou d'autres actinides issus 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 et autres actinides retraités tendent à être très radioactifs 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).

Les modèles actuels de réacteurs avancés 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 réfrigérants plutôt que l'eau ou l'eau lourde. Un certain nombre de prototypes et/ou de modèles sont proposés par divers pays dans le cadre du projet de collaboration internationale GEN-IV et par plusieurs entreprises commerciales. On peut trouver ailleurs des informations supplémentaires sur ces concepts, par exemple [GIF, 2014], [AIEA, 2016].

Bien que certains concepts soient susceptibles de pouvoir réutiliser les matières fissiles et fertiles séparées des formes de combustible nucléaire irradié actuelles pour produire de l'énergie supplémentaire, les températures et les flux neutroniques élevés combinés à la corrosivité considérable des réfrigérants métalliques ou salins 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 RNR 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 qui permettrait un jour d'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).

Ces 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 aux taux de 3 % à 5 % pour les réacteurs à eau légère). Le Pu-239 proviendrait du retraitement et de la séparation du combustible irradié actuel 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.

Certains concepts de réacteurs, tels que les modèles à sel fondu, doivent recourir à une alimentation d'appoint en combustible neuf légèrement enrichi à très enrichi, ce qui les rend impropres à utiliser directement du combustible irradié CANDU (bien qu'ils pourraient peut-être fonctionner avec du combustible irradié de réacteurs à eau légère) [Transatomic Power, 2014]. Dans ce cas, il faudrait combiner le combustible irradié CANDU avec de l'uranium enrichi pour obtenir un taux d'enrichissement approprié d'au moins 2 %.

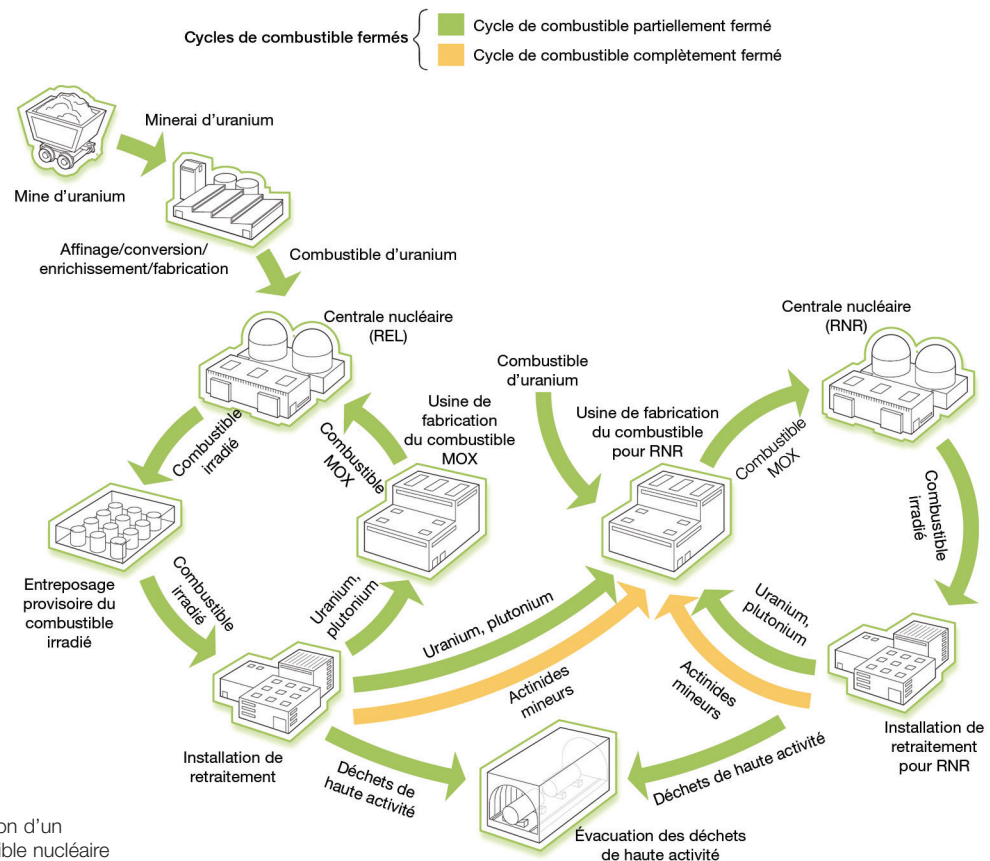


Figure 1 : Illustration d'un cycle de combustible nucléaire avancé [EPRI, 2010]

Le coût constitue également une considération importante. Pour que ces cycles avancés puissent être déployés avec succès sur une base commerciale, le coût total du cycle de vie entier lié à leur exploitation pour produire de l'électricité doit être inférieur au coût associé à d'autres moyens, y compris les centrales nucléaires classiques et les technologies non nucléaires actuelles. Une étude importante publiée en 2013 par l'AEN de l'OCDE [OCDE/AEN, 2013a] a examiné le coût du cycle de vie entier associé à diverses options de cycles de combustible et a conclu que le cycle à passage unique demeurait le

plus économique à l'heure actuelle. Le coût du cycle de vie comprend les coûts de développement, de construction, d'exploitation, d'entretien, de déclassement et de gestion des déchets produits par la centrale nucléaire ainsi que par les installations du cycle de combustible et les systèmes de transport associés. D'autres études, telles que [INL, 2012], ont examiné les estimations détaillées des coûts de construction et d'exploitation de divers types de réacteurs avancés.

Une étude technique récente commandée par le gouvernement de l'Ontario [CNL, 2016] examinait spécifiquement divers scénarios de recyclage du combustible irradié des réacteurs CANDU ontariens, y compris la réutilisation du combustible dans les réacteurs CANDU actuels et divers scénarios impliquant des réacteurs à neutrons rapides. L'étude montrait que le coût du cycle de vie de chaque option de recyclage était plus élevé que celui du plan de référence actuel qui consiste à stocker le combustible CANDU irradié dans un dépôt géologique en profondeur, nécessitait un investissement initial important et posait des défis sociaux et techniques considérables. En outre, ces options de recyclage généraient des quantités importantes de déchets radioactifs à longue vie et thermogènes qui devront aussi être stockés un jour dans un dépôt géologique en profondeur. Bien que les options offertes par les cycles de combustible avancés permettent de produire à long terme une quantité appréciable d'électricité de base sobre en carbone, elles engagent la province dans cette voie technologique pour un siècle ou plus.

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, comme en témoignent d'autres études sur la mise en oeuvre des cycles de combustible avancés [OCDE/AEN, 2012b, 2013b; EASAC, 2014]. La transition des réacteurs thermiques à des RNR a 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 coeur est de l'ordre de 1 milliard \$ [MIT, 2011]. (Une fois démarré avec du plutonium ou une autre matière fissile enrichie, le réacteur peut être réalimenté avec de l'uranium appauvri ou du combustible nucléaire irradié retraité généré par des réacteurs thermiques, selon la conception).

En plus du coût considérable, le temps requis pour obtenir le plutonium limite la rapidité avec laquelle les RNR peuvent être déployés. La plupart des scénarios étudiés (par exemple en France et au Japon) nécessitent une période d'au moins 50 à 100 ans pour effectuer la transition entre les réacteurs thermiques et les RNR, et une période supplémentaire de plusieurs centaines d'années, voire davantage, pour consommer le combustible irradié issu des réacteurs actuels à eau légère, en supposant qu'un parc important de RNR soit construit. (Consulter, par exemple, [MIT, 2011], [OCDE/AEN, 2009, 2012b, 2013b], Warin et Boullis dans [OCDE/AEN, 2012a] et [EASAC, 2014].) Cette longue période de transition suppose un engagement de la part des générations futures à exploiter et à entretenir un programme d'énergie nucléaire avancé (comprenant le remplacement périodique des centrales nucléaires et des installations du cycle de combustible associées), mais elle leur donne également accès à des quantités importantes d'énergie à faible empreinte carbone, si elles devaient choisir d'exploiter cette source d'énergie.

Certaines de ces études soulignent qu'en plus du combustible nucléaire irradié, il existe actuellement suffisamment d'uranium appauvri (provenant de l'enrichissement du combustible des réacteurs à eau légère) pour alimenter un tel système dans le monde pendant des siècles, voire même des millénaires, puisque chaque réacteur ne consommerait typiquement que quelques centaines de kilogrammes d'uranium ou d'autres actinides lourds par année comme combustible d'appoint. En fait, l'uranium appauvri existant constitue souvent le meilleur combustible, puisqu'il est abondant et relativement propre sur le plan radiologique (faible débit de dose) et isotopique (exempt de produits de fission et d'autres contaminants). Plus d'un million de tonnes d'uranium appauvri est actuellement stocké dans le monde.

Pour mettre en perspective l'utilisation du combustible pour les RNR, si chaque RNR consommait 500 kilogrammes de combustible par année, l'inventaire actuel (en date de juin 2016) d'approximativement 54 000 tonnes de combustible irradié au Canada [SGDN, 2016b] pourrait fournir de l'électricité pendant quelque 100 000 années réacteur d'exploitation (c.-à-d., l'électricité fournie par 100 réacteurs pendant 1000 ans). Puisque les réacteurs sont actuellement conçus pour une durée de vie d'approximativement 60 ans, 16 générations de réacteurs seraient requises pour atteindre la durée de vie de 1000 ans, pour un total

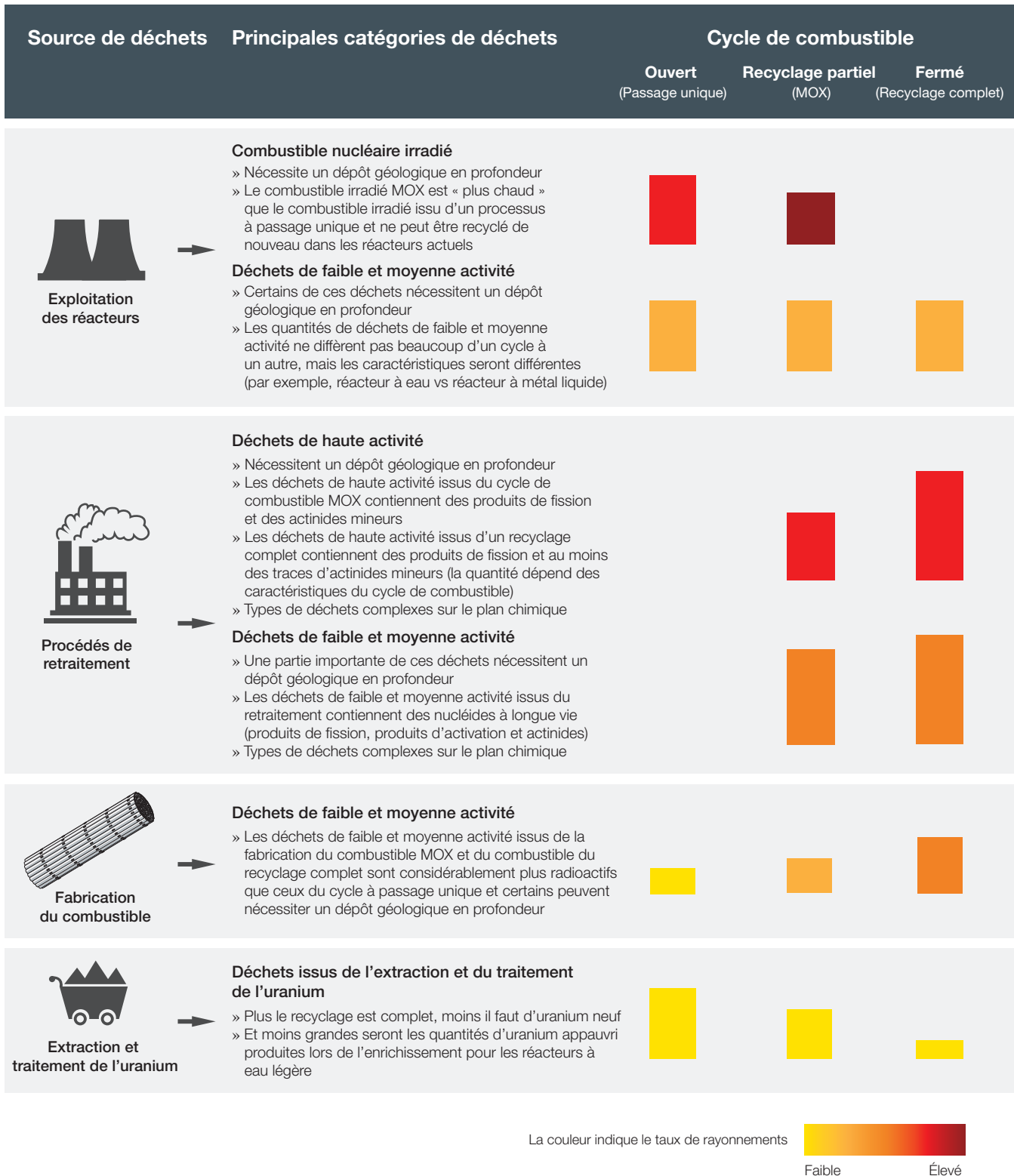


Figure 2 : Déchets produits selon le cycle de combustible employé

de 1600 réacteurs construits, exploités et déclassés. En théorie, le temps requis pour que la plus grande partie des éléments transuraniens (c.-à-d., le plutonium et les actinides mineurs) du combustible irradié soit utilisée pourrait être réduit à quelques centaines d'années, s'ils peuvent être complètement extraits de l'U-238 du combustible irradié et si suffisamment de RNR étaient mis en service en temps voulu. Ces éléments transuraniens seraient ensuite consommés par les RNR, alors que l'U-238 appauvri serait stocké pour servir de combustible futur. En pratique, toutefois, il n'a pas été possible d'atteindre à une échelle industrielle le taux de séparation élevé voulu, en raison des limites des procédés de séparation, le résultat étant un flux de déchets (U-238) qui doit aussi faire l'objet d'une gestion à long terme sûre.

Les cycles de combustible produiront chacun un éventail de déchets radioactifs de caractéristiques et de volumes divers, comme on peut le constater à la figure 2. Il faut noter que cette figure n'est fournie qu'à titre indicatif et qu'elle n'a pas pour but de présenter les quantités précises qui seraient associées à chaque type de déchet ou cycle de combustible. Ces relations dépendront de la conception et de l'exploitation exactes des installations. Dans tous les cas, chaque cycle de combustible produira au moins un flux de déchets qui devra être stocké dans un dépôt géologique en profondeur en raison de sa teneur en radionucléides à longue vie et/ou de la chaleur de décroissance qu'il générera.

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. Des descriptions des divers procédés utilisés peuvent être trouvées dans la littérature technique, par exemple dans [OCDE/AEN, 2012c]. 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. Les étapes de retraitement et de séparation produisent également de grandes quantités de déchets chimiquement complexes. Certaines de ces matières pourront être recyclées dans le processus, mais la plupart d'entre elles deviendront des déchets radioactifs qui devront être stabilisés avant d'être entreposés, puis finalement stockés dans un dépôt [MIT, 2011; MIIS, 2013].

La plupart des scénarios basés sur des RNR s'appuient sur des types de combustible différents de ceux actuellement utilisés, par exemple les combustibles métalliques, les sels fondus 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 pyrolytique ») est en cours de développement pour ces combustibles. Toutefois, bien que cette technologie ait été employée dans le passé dans des prototypes de RNR (par exemple, dans le cadre du programme expérimental américain de réacteur surgénérateur qui a eu cours des années 50 aux années 80 [AIEA, 2012]) et qu'elle ait été proposée pour d'autres systèmes, comme l'IFR et le PRISM [Triplet et coll., 2012], le traitement pyrolytique n'a pas encore été exploité à une échelle commerciale. (Voir, par exemple, Iizuka et coll. dans [OCDE/AEN, 2012a].) De plus, plusieurs RNR requièrent des installations complexes de retraitement pour retirer l'accumulation d'actinides et de produits de fission indésirables résultant du processus de recyclage répété. La manipulation à distance est également requise pour la fabrication du combustible recyclé en raison de la présence 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-développement sur des cycles de combustibles synergétiques permettant la gestion du combustible irradié généré par leurs réacteurs à eau légère, comme le DUPIC (Utilisation directe du combustible de réacteur à eau sous pression dans un réacteur CANDU) et le NUE (Équivalent à l'uranium naturel). Après un traitement mécanique, thermique et/ou chimique pour modifier la taille des pastilles de combustible et pour retirer les produits de fission volatils, leur combustible de réacteur à eau légère irradié 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 peuvent être utilisées pour recycler le combustible irradié CANDU dans d'autres réacteurs CANDU.

La transmutation des actinides peut également se faire dans un système piloté par accélérateur (ADS), où les neutrons produits par un accélérateur sont dirigés vers un assemblage de couverture contenant les déchets (éléments de la catégorie des actinides) ainsi que du combustible fissionnable. Contrairement à un réacteur nucléaire classique ou à un réacteur à neutrons rapides, il s'agit d'un système sous-critique : la réaction nucléaire s'arrête lorsque l'accélérateur est éteint. Une quantité importante d'électricité est nécessaire pour générer les neutrons. Des recherches sont en cours en Europe, au Japon et ailleurs pour utiliser un ADS pour transmuter les radionucléides à longue vie dans des systèmes dédiés. L'assemblage de couverture des systèmes ADS pourra potentiellement accepter un large éventail de combinaisons d'isotopes, fournissant ainsi des actinides de transmutation très efficaces et autres radionucléides à longue vie. Toutefois, la technologie n'a pas encore progressé bien au-delà du stade théorique et la disponibilité de faisceaux continus de neutrons de forte puissance constitue actuellement un facteur contraignant clé. Des résultats des recherches menées dans ce domaine sont présentés dans des conférences et rencontres scientifiques telles que le 4<sup>e</sup> Atelier international sur les systèmes ADSR et le thorium [CERN, 2016] et le 3<sup>e</sup> Atelier international de l'AEN/OCDE sur la technologie et les composants des systèmes pilotés par accélérateur [AEN/OCDE, 2016a].

D'autres propositions incluent la construction de petits réacteurs modulaires (SMR). Les SMR auraient une capacité de jusqu'à quelques dizaines de mégawatts et seraient utilisés dans des collectivités éloignées (hors réseau) et sur des sites d'extraction de ressources, qui sont actuellement alimentés en chaleur et/ou en électricité par de petites centrales à combustible fossile [HATCH, 2016]. Ces réacteurs sont basés sur diverses technologies autres que CANDU, y compris des modèles refroidis à partir de métaux liquides, de sels fondus ou d'eau légère. On peut trouver des descriptions détaillées ailleurs, comme dans [EPRI, 2015] et [AIEA, 2016].

Aucune évaluation environnementale et aucun processus de demande de permis n'est actuellement en cours pour ce type de proposition. Toutefois, la CCSN procède actuellement à la première phase d'un examen préalable au processus de délivrance des permis d'un concept canadien de petit réacteur modulaire à sel fondu pour une entreprise [Terrestrial Energy, 2016]. La SGDN continuera de suivre la situation et évaluera les implications liées à tout nouveau réacteur ainsi que les options qui s'offrent à elle dans le cadre de l'examen de l'approche de la Gestion adaptative progressive.

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 de transmutation est encore loin d'une application pratique à grande échelle, 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 avancées, 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 [OCDE/AEN, 2011]. Certains des problèmes se rapportant aux matériaux et aux combustibles constitueront des obstacles infranchissables au développement des réacteurs avancés s'ils ne sont pas résolus. Cependant, les avantages potentiels des cycles de combustible avancés ont mené à l'établissement de divers consortiums internationaux (par exemple, le Generation IV International Forum [GIF, 2014]) et à la poursuite par des sociétés commerciales de divers concepts et options de cycles de combustible.

Il faut également souligner que le combustible nucléaire irradié contient un certain nombre d'éléments conventionnels présentant un intérêt commercial, tels que les métaux du groupe du platine et du groupe des terres rares. Ces éléments pourraient être extraits à l'aide de procédés de retraitement et chimiques avancés si une méthode économiquement viable pouvait être mise au point pour en retirer la radioactivité résiduelle et si le grand public est prêt à accepter son origine.

## Observations et conclusions

Les programmes de cycles avancés de combustible et de RST ainsi que les problèmes connexes ont fait l'objet d'un certain nombre d'examen techniques et stratégiques exhaustifs depuis quelques années. La SGDN surveille les nouveaux faits liés à ces études et programmes de travail dans le cadre de son dossier de suivi des technologies de remplacement. Conformément aux précédents rapports de suivi de la SGDN, les principales observations tirées de l'examen de la recherche internationale récente sont les suivantes :

- » Peu importe le cycle de combustible, une certaine forme de dépôt géologique en profondeur est requise pour gérer les déchets radioactifs à longue vie.
- » On convient généralement dans le monde que les dépôts géologiques en profondeur constituent la meilleure approche pour la gestion à long terme sûre des déchets résiduels à longue vie issus de tout cycle de combustible.
- » On ne peut encore déterminer avec certitude si les cycles de combustible avancés peuvent présenter un avantage notable en ce qui a trait à la gestion des déchets CANDU existants. Le recours aux cycles de combustible avancés ne réduirait sans doute pas substantiellement l'empreinte souterraine du dépôt lorsqu'on tient compte des volumes importants de déchets secondaires à longue vie et/ou thermogènes qui sont générés.
- » Bien que des prototypes de RNR existent depuis les années 50, il faudra encore des décennies de recherche technique pour améliorer les matériaux et la fiabilité des réacteurs et les installations de soutien avant que les cycles de combustible avancés puissent être pleinement commercialisés. De plus, il faudra encore plusieurs autres décennies pour effectuer la transition des réacteurs actuels vers les cycles de combustible avancés.
- » Le recours à l'uranium appauvri est généralement considéré comme une meilleure option pour alimenter les RNR par rapport au recours au combustible recyclé des réacteurs thermiques, puisque l'uranium appauvri est largement accessible et présente une très faible radioactivité spécifique, alors que l'uranium ou le combustible irradié retraité sera très radioactif.
- » Le fait de devoir obtenir l'appui public nécessaire à l'implantation et à la construction d'installations nucléaires prototypes est également susceptible de retarder à court terme la démonstration et le déploiement des cycles de combustible avancés dans plusieurs pays.
- » Le coût total des cycles de combustible avancés est supérieur à celui des cycles à passage unique si l'on tient compte des coûts élevés liés à la mise au point et à la construction de réacteurs de nouvelle génération, d'installations de retraitement et d'usines de fabrication du combustible. Toutefois, certains pays dont les besoins énergétiques croissent rapidement ont choisi de poursuivre la voie des cycles de combustible avancés pour des raisons de politique énergétique nationales, alors que d'autres pays envisagent de le faire pour s'occuper de certaines questions, comme celle du plutonium séparé précédemment.

Les principales conclusions de la SGDN sont que :

- » Les cycles de combustible avancés ne sont pas susceptibles d'être mis en oeuvre à une échelle commerciale au Canada dans un proche avenir.
- » Les déchets associés à de nouveaux cycles de combustible pourraient être gérés de manière sécuritaire, socialement acceptable, techniquement sûre, écologiquement responsable et économiquement viable par la SGDN.
- » La SGDN continuera d'assurer un suivi des développements dans le cycle de combustible qui pourraient avoir une incidence sur les exigences canadiennes futures en matière de gestion des déchets.

## Principales références

- AIEA, 2012. Status of Fast Reactor Research and Technology Development. Rapport IAEA-TECDOC-1691, préparé par l'Agence internationale de l'énergie atomique, décembre 2012.  
([www.iaea.org](http://www.iaea.org))
- AIEA, 2013a. FR13 – Conférence internationale sur les réacteurs à neutrons rapides et les cycles du combustible connexes : technologies sûres et scénarios durables, 4 au 7 mars 2013, Paris, France.  
([www-pub.iaea.org/books/IAEABooks/10682/Fast-Reactors-and-Related-Fuel-Cycles-Safe-Technologies-and-Sustainable-Scenarios-FR13](http://www-pub.iaea.org/books/IAEABooks/10682/Fast-Reactors-and-Related-Fuel-Cycles-Safe-Technologies-and-Sustainable-Scenarios-FR13))
- AIEA, 2013b. Framework for Assessing Dynamic Nuclear Energy Systems for Sustainability – Rapport final du projet de collaboration GAINS de l'INPRO. Rapport NP-T-1.14, préparé par l'Agence internationale de l'énergie atomique, novembre 2013.  
([www.iaea.org](http://www.iaea.org))
- AIEA, 2013c. Design Features and Operating Experience of Experimental Fast Reactors. Rapport NP-T-1.9, préparé par l'Agence internationale de l'énergie atomique, novembre 2013.  
([www.iaea.org](http://www.iaea.org))
- AIEA, 2016. ARIS – Advanced Reactors Information System, base de données tenue par l'Agence internationale de l'énergie atomique, octobre 2016.  
([aris.iaea.org](http://aris.iaea.org))
- ANS, 2015. Advances In Nuclear Fuel Management V, 29 mars au 1<sup>er</sup> avril 2015, Hilton Head, Caroline du Sud, États-Unis.  
([www.ans.org/store/item-700395-CD/](http://www.ans.org/store/item-700395-CD/))
- ASGARD, 2013. Advanced Fuels for Generation IV Reactors: Reprocessing and Dissolution, projet réalisé dans le cadre du 7<sup>e</sup> programme-cadre de l'Union européenne.  
([www.asgardproject.eu](http://www.asgardproject.eu))
- BARC, 2015. International Thorium Energy Conference - ThEC15, organisée par le Bhabha Atomic Research Centre, 12 au 15 octobre 2015, Mumbai, Inde.  
([thec15.hbni.ac.in/](http://thec15.hbni.ac.in/))
- CEA, 2015. Avancées des recherches sur la séparation-transmutation et le multi-recyclage du plutonium dans les réacteurs à flux de neutrons rapides. Rapport préparé par le Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA), juin 2015.  
([www.cea.fr](http://www.cea.fr))
- CERN, 2016. IV<sup>e</sup> Atelier international sur les systèmes ADSR et le thorium, organisé par l'Organisation européenne pour la recherche nucléaire, 30 août au 2 septembre 2016, Huddersfield, Royaume-Uni.  
([indico.cern.ch/event/509528/overview](http://indico.cern.ch/event/509528/overview))
- CNL, 2016. A Feasibility Study on the Recycling of Used CANDU Fuel, rapport no 153-124900-REPT-002. Préparé par les Laboratoires nucléaires canadiens, avril 2016.  
(<http://rapportenergieontario.ca/index.php>)



- COG, 2015. Future Options for Managing Irradiated CANDU Fuel Workshop, organisé par le Groupe de propriétaires de CANDU, 22 et 23 janvier 2015, Toronto, Ontario.  
([www.candu.org](http://www.candu.org))
- EASAC, 2014. Management of Spent Nuclear Fuel and its Waste. Rapport d'orientation n° 23 de l'EASAC préparé par le Comité consultatif scientifique des Académies européennes, juillet 2014.  
([www.easac.eu](http://www.easac.eu))
- EPRI, 2010. Advanced Nuclear Fuel Cycles – Main Challenges and Strategic Choices. Rapport n° 1020307, Electric Power Research Institute, septembre 2010.  
([www.epri.com](http://www.epri.com))
- EPRI, 2015. Program on Technology Innovation: Technology Assessment of a Molten Salt Reactor Design. Rapport n° 3002005460, Electric Power Research Institute, octobre 2015.  
([www.epri.com](http://www.epri.com))
- GIF, 2014. Generation IV International Forum.  
([www.gen-4.org](http://www.gen-4.org))
- GIF, 2015a. 7<sup>th</sup> International Symposium on Supercritical Water-Cooled Reactors (ISSCWR-7), 15 au 18 mars 2015, Helsinki, Finlande.  
([www.gen-4.org](http://www.gen-4.org))
- GIF, 2015b. 3<sup>rd</sup> GIF Symposium 2015, 17 au 21 mai 2015, Chiba, Japon.  
([www.gen-4.org](http://www.gen-4.org))
- GLOBAL, 2015. International Nuclear Fuel Cycle Conference, organisée par la Société Française d'Énergie Nucléaire, 21 au 24 septembre 2015, Paris, France.  
([www.sfen.fr/GLOBAL](http://www.sfen.fr/GLOBAL))
- Gobien, 2016. Quelques conséquences liées au recyclage du combustible irradié de type CANDU dans les réacteurs à neutrons rapides, article préparé par M. Gobien, SGDN, présenté dans le cadre de la 14<sup>e</sup> Réunion d'échange d'informations sur la séparation et la transmutation des actinides et des produits de fission, organisée par l'AEN de l'OCDE, 6 au 9 septembre 2016, San Diego, Californie, États-Unis.  
([www.oecd-nea.org/pt/iempt14/](http://www.oecd-nea.org/pt/iempt14/))
- HATCH, 2016. SMR Deployment Feasibility Study – Feasibility of the Potential Deployment of Small Modular Reactors (SMRs) in Ontario, rapport n° H350381-00000-162-066-0001. Préparé par Hatch Ltd., juin 2016.  
([www.ontarioenergyreport.ca](http://www.ontarioenergyreport.ca))
- ICAPP, 2015. 2015 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants, organisé par la Société Française d'Énergie Nucléaire, 3 au 6 mai 2015, Nice, France.  
([fr.xing-events.com/ICAPP-2015.html](http://fr.xing-events.com/ICAPP-2015.html))
- ICAPP, 2016. 2016 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants, organisé par l'American Nuclear Society, 17 au 20 avril 2016, San Francisco, Californie, États-Unis.  
([www.ans.org/meetings/m\\_224](http://www.ans.org/meetings/m_224))

- ICENES, 2015. 17<sup>th</sup> International Conference on Emerging Nuclear Energy Systems, organisée par l'Université Gazi, 4 au 8 octobre 2015, Istanbul, Turquie.  
([www.icenes2015.org](http://www.icenes2015.org))
- ICHEME, 2016. Sustainable Nuclear Energy Conference 2016, organisée par l'Institution of Chemical Engineers, 12 au 14 avril 2015, Nottingham, Royaume-Uni.  
([www.icheme.org/snec2016](http://www.icheme.org/snec2016))
- ICONE, 2015. 23<sup>rd</sup> International Conference on Nuclear Engineering, organisée par la Société japonaise des ingénieurs mécaniques, 17 au 21 2015, Chiba, Japon.  
([www.jsme.or.jp/pes/ICONE23/about.html](http://www.jsme.or.jp/pes/ICONE23/about.html))
- ICONE, 2016. 24<sup>th</sup> International Conference on Nuclear Engineering, organisée par l'American Society of Mechanical Engineers, 26 au 30 juin 2016, Charlotte, Caroline du Nord, États-Unis.  
([www.asme.org/wwwasmeorg/media/ResourceFiles/Events/ICONE/Program2016.pdf](http://www.asme.org/wwwasmeorg/media/ResourceFiles/Events/ICONE/Program2016.pdf))
- INL, 2012. Assessment of High Temperature Gas-Cooled Reactor (HTGR) Capital and Operating Costs. Rapport TEV-1196 préparé par l'Idaho National Laboratory, janvier 2012.  
([www.inl.gov](http://www.inl.gov))
- Ion, 2016. Quelques conséquences liées au recyclage du combustible irradié de type CANDU dans les réacteurs à neutrons rapides, préparé par M. Ion, SGDN, présenté dans le cadre de la 3<sup>e</sup> conférence canadienne sur la gestion des déchets nucléaires, le déclassé et la restauration environnementale, organisé par la Société nucléaire canadienne, 11 au 14 septembre 2016, Ottawa, Ontario.  
([www.nwmdr2016.org](http://www.nwmdr2016.org))
- Jackson, 2003. Status of Nuclear Fuel Reprocessing, Partitioning and Transmutation. Document d'information 6-4 de la SGDN, préparé par David P. Jackson & Associates Ltd., novembre 2003.  
([www.nwmo.ca](http://www.nwmo.ca))
- Jackson, 2005. Implications of Reprocessing, Partitioning and Transmutation on Long-Term Management of Used Nuclear Fuel in Canada. Document d'information 6-14 de la SGDN, préparé par David P. Jackson & Associates Ltd., février 2005.  
([www.nwmo.ca](http://www.nwmo.ca))
- 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](http://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](http://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](http://www.nwmo.ca))

- Kessler et coll., 2012. “Radiotoxicity Index”: An Inappropriate Discriminator for Advanced Fuel Cycle Technology Selection. Document no 12276 présenté par John Kessler, Michael Apted, Matthew Kozak, Mark Nutt, Andrew Sowder et Peter Swift dans le cadre de la Conférence 2012 sur la gestion des déchets, 26 février au 1<sup>er</sup> mars 2012, Phoenix, Arizona.  
([www.wmsym.org](http://www.wmsym.org))
- MIIS, 2013. The Bigger Picture: Rethinking Spent Fuel Management in South Korea. James Martin Center for Nonproliferation Studies, Monterey Institute of International Studies, ponctuel no 16, mars 2013.  
([cns.miis.edu/opapers/pdfs/130301\\_korean\\_alternatives\\_report.pdf](http://cns.miis.edu/opapers/pdfs/130301_korean_alternatives_report.pdf))
- MIT, 2011. The Future of the Nuclear Fuel Cycle – An Interdisciplinary MIT Study. Massachusetts Institute of Technology, avril 2011.  
([mitei.mit.edu/publications/reports-studies/future-nuclear-fuel-cycle](http://mitei.mit.edu/publications/reports-studies/future-nuclear-fuel-cycle))
- OCDE/AEN, 2009. Nuclear Fuel Cycle Transition Scenario Studies. Rapport 6194, préparé par l’AEN de l’OCDE, février 2009.  
([www.oecd-nea.org](http://www.oecd-nea.org))
- OCDE/AEN, 2011a. Trends Towards Sustainability in the Nuclear Fuel Cycle. Rapport 6980, préparé par l’AEN de l’OCDE, avril 2011.  
([www.oecd-nea.org](http://www.oecd-nea.org))
- OCDE/AEN, 2011b. Potential Benefits and Impacts of Advanced Nuclear Fuel Cycles with Actinide Partitioning and Transmutation. Report # 6894, préparé par l’AEN de l’OCDE, septembre 2011.  
([www.oecd-nea.org](http://www.oecd-nea.org))
- OCDE/AEN, 2012a. 12<sup>th</sup> Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, organisée par l’AEN de l’OCDE, 24 au 27 septembre 2012, Prague, République tchèque.  
([www.oecd-nea.org](http://www.oecd-nea.org))
- OCDE/AEN, 2012b. Homogeneous Versus Heterogeneous Recycling of Transuranics in Fast Nuclear Reactors. Rapport 7077, préparé par l’AEN de l’OCDE, décembre 2012.  
([www.oecd-nea.org](http://www.oecd-nea.org))
- OCDE/AEN, 2012c. Spent Nuclear Fuel Reprocessing Flowsheet. Rapport AEN/NSC/WPFC/DOC(2012)15, préparé par l’AEN de l’OCDE, juin 2012.  
([www.oecd-nea.org](http://www.oecd-nea.org))
- OCDE/AEN, 2013a. The Economics of the Back End of the Nuclear Fuel Cycle. Rapport 7061, préparé par l’AEN de l’OCDE, septembre 2013.  
([www.oecd-nea.org](http://www.oecd-nea.org))
- OCDE/AEN, 2013b. Transition Towards a Sustainable Nuclear Fuel Cycle. Rapport 7133, préparé par l’AEN de l’OCDE, juillet 2013.  
([www.oecd-nea.org](http://www.oecd-nea.org))
- OCDE/AEN, 2015a. Review of Integral Experiments for Minor Actinide Management. Rapport 7222, préparé par l’AEN de l’OCDE, février 2015.  
([www.oecd-nea.org](http://www.oecd-nea.org))

- 
- OCDE/AEN, 2015b. Introduction of Thorium in the Nuclear Fuel Cycle. Rapport 7224, préparé par l'AEN de l'OCDE, juin 2015.  
([www.oecd-nea.org](http://www.oecd-nea.org))
- OCDE/AEN, 2016b. 3<sup>rd</sup> International Workshop on Technology and Components of Accelerator-Driven Systems, organisé par l'AEN de l'OCDE, September 6 au 9 2016, Mito, Japon.  
([www.oecd-nea.org](http://www.oecd-nea.org))
- OCDE/AEN, 2016a. 14<sup>th</sup> Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, organisée par l'AEN de l'OCDE, September 6 au 9 2016, San Diego, CA, États-Unis.  
([www.oecd-nea.org](http://www.oecd-nea.org))
- Sandia, 2012. Influence of Nuclear Fuel Cycles on Uncertainty of Geologic Disposal. Rapport FCRD-UFD-2012-000088, préparé pour la Campagne d'évacuation du combustible irradié du département américain de l'Énergie par Sandia National Laboratories, juillet 2012.  
([www.energy.gov](http://www.energy.gov))
- SGDN, 2011. Rapport de suivi des progrès en matière de retraitement, de séparation et de transmutation – 2011.  
([www.nwmo.ca](http://www.nwmo.ca))
- SGDN, 2012a. Rapport de suivi des progrès en matière de retraitement, de séparation et de transmutation – Mise à jour 2012.  
([www.nwmo.ca](http://www.nwmo.ca))
- SGDN, 2012b. Ingénierie de conception et évaluation de la sûreté post-fermeture d'un dépôt de combustible irradié en roche cristalline. Rapport TR-2012-16 de la SGDN, décembre 2012.  
([www.nwmo.ca](http://www.nwmo.ca))
- SGDN, 2013. Rapport de suivi des progrès en matière de retraitement, de séparation et de transmutation – Mise à jour 2013.  
([www.nwmo.ca](http://www.nwmo.ca))
- SGDN, 2015a. Rapport de suivi des progrès en matière de retraitement, de séparation et de transmutation – Mise à jour 2015.  
([www.nwmo.ca](http://www.nwmo.ca))
- SGDN, 2015b. Quelques conséquences liées au recyclage du combustible irradié de type CANDU dans les réacteurs à neutrons rapides. Rapport technique de la Société de gestion des déchets nucléaires NWMO-TR-2015-11, décembre 2015.  
([www.nwmo.ca](http://www.nwmo.ca))
- SGDN, 2015c. Preliminary Hazard Assessment of Waste from an Advanced Fuel Cycle. Rapport technique de la Société de gestion des déchets nucléaires NWMO-TR-2015-22, décembre 2015.  
([www.nwmo.ca](http://www.nwmo.ca))
- SGDN, 2015c. Prévisions relatives à la quantité de déchets de combustible nucléaire produits au Canada - Mise à jour 2016. Rapport technique de la Société de gestion des déchets nucléaires NWMO-TR-2016-09, décembre 2016.  
([www.nwmo.ca](http://www.nwmo.ca))

- SNETP, 2013. The Sustainable Nuclear Energy Technology Platform, programme mené dans le cadre du Plan stratégique de la Commission européenne pour les technologies de l'énergie.  
([www.snetp.eu](http://www.snetp.eu))
- Terrestrial Energy, 2016. "Terrestrial Energy Announces its Engagement with the Canadian Nuclear Safety Commission", communiqué de presse de Terrestrial Energy, 25 février 2016.  
([www.terrestrialenergy.com](http://www.terrestrialenergy.com))
- Transatomic Power, 2014. Technical White Paper, v1.0.1, mars 2014.  
([www.transatomicpower.com](http://www.transatomicpower.com))
- Triplett et coll., 2012. PRISM: A Competitive Small Modular Sodium-Cooled Reactor, article de Brian S. Triplett, Eric P. Loewen et Brett J. Dooyes publié dans Nuclear Technology, vol. 178, mai 2012.  
([www.gehitachiprism.com](http://www.gehitachiprism.com))
- U.S. BRC, 2012a. Blue Ribbon Commission on America's Nuclear Future: Report to the Secretary of Energy, janvier 2012.  
([energy.gov/ne/downloads/blue-ribbon-commission-americas-nuclear-future-report-secretary-energy](http://energy.gov/ne/downloads/blue-ribbon-commission-americas-nuclear-future-report-secretary-energy))
- U.S. BRC, 2012b. Reactor and Fuel Cycle Technology Subcommittee Report to the Full Commission – Updated Report, janvier 2012.  
([energy.gov/ne/downloads/blue-ribbon-commission-americas-nuclear-future-report-secretary-energy](http://energy.gov/ne/downloads/blue-ribbon-commission-americas-nuclear-future-report-secretary-energy))
- U.S. BRC, 2012c. Transportation and Storage Subcommittee Report to the Full Commission – Updated Report, janvier 2012.  
([energy.gov/ne/downloads/blue-ribbon-commission-americas-nuclear-future-report-secretary-energy](http://energy.gov/ne/downloads/blue-ribbon-commission-americas-nuclear-future-report-secretary-energy))
- U.S. BRC, 2012d. Disposal Subcommittee Report to the Full Commission – Updated Report, janvier 2012.  
(<http://energy.gov/ne/downloads/blue-ribbon-commission-americas-nuclear-future-report-secretary-energy>)
- U.S. GAO, 2015. Nuclear Reactors: Status and challenges in development and deployment of new commercial concepts. Rapport # GAO-15-652, préparé par le United States Government Accountability Office, juillet 2015.  
([www.gao.gov](http://www.gao.gov))
- U.S. NRC, 2012. Environmental Topical Report for Potential Commercial Spent Nuclear Fuel Reprocessing Facilities in the United States – Final Report, septembre 2012.  
([www.nrc.gov](http://www.nrc.gov))
- WNA, 2016. World Nuclear Fuel Cycle Conference, organisée par la World Nuclear Association et le Nuclear Energy Institute, 4 au 6 avril 2016, Abu Dhabi.  
([www.wnfc.info](http://www.wnfc.info))

---

Pour plus de renseignements, veuillez contacter :

**Société de gestion des déchets nucléaires**

22, avenue St Clair Est, 6<sup>e</sup> étage  
Toronto (Ontario) M4T 2S3, Canada  
Tél. : 416.934.9814 Sans frais : 1.866.249.6966  
Courriel : [contactus@nwm.ca](mailto:contactus@nwm.ca)  
Site Web : [www.nwm.ca](http://www.nwm.ca)

