

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 de concertation menées de 2002 à 2005, auprès des Canadiens d'un bout à l'autre du pays, 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 leurs 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 qu'il leur faut pour 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 à 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 actuellement travaillent à la mise en oeuvre ou préconisent diverses formes de recyclage prévoient construire des dépôts géologiques en profondeur pour gérer les déchets qui en résulteront.

Au cours de l'étude menée à l'échelle nationale, les Canadiens ont exprimé le souhait d'en savoir plus sur la possibilité de recycler ou de réutiliser le combustible nucléaire irradié. À ce moment, le retraitement du combustible irradié était très peu probable pour le Canada, selon l'analyse qu'en avait faite la SGDN. Toutefois, nous avons recommandé de maintenir un dossier de suivi sur l'état de la technologie dans le monde et sur les changements qui pourraient se produire dans le cycle du combustible au Canada.

La SGDN maintient et publie régulièrement des rapports de suivi. Le présent rapport de suivi fournit un aperçu des faits récents qui sont survenus dans le monde en matière de recherche-développement sur les cycles de combustible nucléaire et examine l'application qui pourrait être faite, dans le contexte canadien, 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 à une échelle commerciale au Canada dans un proche avenir.
- » L'exploitation éventuelle de petits réacteurs modulaires (PRM) au Canada aurait pour conséquence la nécessité de gérer de nouveaux types de déchets de combustible. Les répercussions de ces possibles nouveaux déchets sur le programme de la SGDN devront être évaluées si l'utilisation des technologies liées aux PRM est envisagée.
- » Les déchets associés aux cycles de combustible avancés seraient gérés par la SGDN de manière sécuritaire, socialement acceptable, techniquement sûre, écologiquement responsable et économiquement viable.
- » La SGDN continuera d'assurer un suivi des développements liés aux cycles de combustible avancés qui pourraient avoir une incidence sur les exigences canadiennes futures en matière de gestion des déchets.

Introduction

La SGDN tient un dossier de suivi sur les faits nouveaux survenus dans le monde relativement aux cycles de combustible avancés, notamment sur les technologies de retraitement et de recyclage. Les précédents rapports techniques détaillés [Jackson, 2008, 2009, 2010] et rapports abrégés sur le dossier de suivi [SGDN, 2011, 2012, 2013, 2015a, 2016, 2017a] sont disponibles sur le site Web de la SGDN.

En 2018, plusieurs pays et programmes basés sur des collaborations internationales 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 fermés fondés sur le retraitement, la séparation et la transmutation (RST). Les constats de ces travaux ont été présentés dans le cadre de plusieurs conférences internationales et rencontres techniques.

Le présent rapport fait état de la situation actuelle et résume les activités qui ont été menées récemment dans le monde depuis la publication du dossier de suivi de 2017.

Exposé

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 « cycle 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 est utilisé comme combustible dans un autre type de réacteur qui peut être alimenté avec un uranium moins enrichi (le combustible irradié produit par un réacteur à eau légère (LWR, pour *light weight reactor*) réutilisé dans un réacteur CANDU, par exemple);
- » Le cycle « fermé », ou « à 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 supplémentaires d'uranium naturel ou appauvri ou de combustible irradié retraité peuvent être ajoutées pour remplacer le combustible consommé par le RNR. Certains autres concepts de réacteurs avancés, 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 (SAA).

Comme l'illustre le tableau 1, le Canada, comme la plupart des pays exploitant l'énergie nucléaire, utilise 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, c'est-à-dire que le combustible MOX irradié est stocké comme déchet ou attend d'être recyclé dans de futurs réacteurs avancés de type indéterminé. L'uranium recyclé des LWR 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) est considéré comme un déchet. En ce moment, la Chine, l'Inde et la Corée du Sud sont les seuls pays à exploiter à la fois des LWR et des HWR. Le tableau 2 présente un résumé de la capacité mondiale actuelle de retraitement des combustibles commerciaux. Ce résumé ne tient pas compte des installations qui ne sont exploitées ou qui n'ont été exploitées qu'à des fins militaires.

Tableau 1 : Résumé de la situation actuelle relative au retraitement pour le cycle du combustible nucléaire

Pays	Installation commerciale de retraitement		Combustible irradié actuellement retraité dans un autre pays	Une certaine quantité de combustible irradié recyclée dans le passé	Prévoit le stockage direct du combustible irradié dans un dépôt
	Existante	Prévue			
Belgique				✓	✓
Canada					✓
Chine ⁽³⁾		✓			✓ ⁽⁴⁾
République tchèque				✓ ⁽⁷⁾	✓
Finlande				✓ ⁽⁷⁾	✓
France ⁽³⁾	✓ ⁽²⁾				
Allemagne				✓	✓
Hongrie				✓ ⁽⁷⁾	✓
Inde ⁽³⁾	✓				
Japon		✓ ⁽⁶⁾	✓		
Rép. de Corée					✓
Mexique					✓
Pays-Bas			✓ ⁽⁵⁾		
Pakistan ⁽³⁾					
Roumanie					✓
Fédération de Russie	✓				
Slovaquie				✓ ⁽⁷⁾	✓
Slovénie					✓
Espagne					✓
Suède				✓	✓
Suisse				✓	✓
Royaume-Uni ⁽³⁾	✓ ⁽¹⁾			✓	✓
Ukraine				✓ ⁽⁷⁾	✓
États-Unis ⁽³⁾				✓	✓

(1) Le Royaume-Uni cessera toutes ses opérations de retraitement au terme des contrats en vigueur, soit d'ici 2020. La première installation a été fermée en 2018 aux fins de déclassement.

(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 ou ont pratiqué dans le passé le retraitement pour des motifs militaires ainsi que pour les besoins des centrales nucléaires.

(4) La Chine prévoit stocker directement son combustible irradié de type CANDU dans un dépôt. Elle prévoit réutiliser une partie de son combustible de LWR dans ses réacteurs CANDU.

(5) Combustible irradié envoyé en France pour y être retraité. Le contrat initial était pour 350 tonnes métriques de métal lourd. 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 2021), 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 90.

Tableau 2 : Résumé de la capacité mondiale actuelle de retraitement des combustibles commerciaux

Pays	Installation	Capacité (tonnes par an)	Situation
Chine	Gansu	200	En construction (achèvement prévu vers 2030)
France	UP1, Marcoule	600	Fermée/en déclassé
	UP2-400, La Hague	400	Fermée/en déclassé
	UP2-800, La Hague	800	En exploitation
	UP3, La Hague	800	En exploitation
Inde	(4 installations)	~330 (total)	En exploitation
Japon	Tokai	90	Fermée/en déclassé
	Rokkasho	800	En cours de mise en service (démarrage prévu vers 2021)
Fédération de Russie	RT-1, Mayak	400	En exploitation (fermeture prévue en 2030)
	MCC, Zheleznogorsk	60	En exploitation
	RT-2, Zheleznogorsk	700 + 800	En construction (achèvement prévu vers 2020)
Royaume-Uni	MAGNOX, Sellafield	1500	En exploitation (fermeture prévue en 2020)
	THORP, Sellafield	900	Fermée en 2018
États-Unis	West Valley	300	Exploitée de 1966 à 1972, déclassée

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 qui règnent dans les 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.

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 la quantité d'actinides présents dans les déchets et/ou de l'espace requis pour loger les déchets de haute activité au sein d'un dépôt. Toutefois, diminuer la quantité d'actinides n'éliminera pas la nécessité d'une gestion à long terme des déchets et tout gain en espace ne pourra être réalisé que si les déchets de produits de fission séparés sont entreposés pendant des centaines d'années en surface avant d'être placés 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 s'ajoutent. En effet, un examen exhaustif des options possibles de gestion du combustible irradié mené en 2013 pour la Corée stipule ceci : « ...il n'y a aucun motif de considérer la ST comme option de rechange à l'évacuation géologique directe. Aucune donnée ne permet de penser que les systèmes de ST 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 » [MII, 2013].

Aux États-Unis, après que la décision eût été prise d'arrêter le processus de demande de permis pour le dépôt de Yucca Mountain, la Blue Ribbon Commission sur l'avenir du nucléaire aux États-Unis (BRC) a mené en 2010 et 2011 une étude exhaustive des options et des technologies disponibles pour la gestion de l'aval du cycle du combustible nucléaire aux États-Unis. Dans son rapport final [U.S. BRC, 2012], la BRC a affirmé ceci : « L'évacuation est nécessaire et l'évacuation en couches géologiques profondes

constitue l'approche la plus optimale sur le plan scientifique, selon tous les comités d'experts qui ont examiné la question et tous les pays dotés d'un programme de gestion des déchets nucléaires ». En 2013, le Département américain de l'énergie a annoncé sa stratégie de gestion et d'évacuation du combustible irradié, qui serait basée sur le rapport de la BRC. La première étape serait l'exploitation d'une installation pilote d'entreposage provisoire. Elle serait suivie par l'exploitation d'une installation d'entreposage provisoire de plus grande envergure. La stratégie prévoit l'examen de l'option du stockage géologique [U.S. DOE, 2013]. Aucun progrès n'a été réalisé jusqu'à maintenant sur la question du stockage final du combustible irradié.

De même, l'Australian Royal Commission into the Nuclear Fuel Cycle (Commission royale australienne sur le cycle de combustible nucléaire) a déclaré qu'un « *consensus international a été établi sur le fait que l'évacuation en couche géologique profonde constitue la meilleure approche possible de gestion à long terme du combustible irradié* » [Gouvernement de l'Australie du Sud, 2016].

Des recherches sur les cycles de combustible avancés se poursuivent dans le monde. Les constats de ces recherches ont été présentés dans le cadre de quelques conférences internationales et rencontres techniques récentes, y compris les suivantes :

- » Le 8^e International SMR & Advanced Reactor Summit (mars 2018, Atlanta, États-Unis) [NEI, 2018];
- » La conférence annuelle World Nuclear Fuel Cycle (avril 2018, Madrid, Espagne) [WNA, 2018];
- » La conférence internationale de l'American Nuclear Society sur les avancées dans les centrales nucléaires, ICAPP 2018 (avril 2018, Charlotte, États-Unis) [ICAPP, 2018];
- » La 20^e International Conference on Emerging Nuclear Energy Systems, ICENES 2018 (juin 2018, San Francisco, États-Unis) [ICENES, 2018];
- » Le 15^e INPRO Dialogue Forum on Sustainable Supply Chain for Advanced Nuclear Power Systems (juillet 2018, Vienne, Autriche) [INPRO, 2018];
- » La 26^e International Conference on Nuclear Engineering, ICONNE 2018 (juillet 2018, Londres, Royaume-Uni) [ICONNE, 2018];
- » La 15^e Réunion d'échange d'informations sur la séparation et la transmutation des actinides et des produits de fission de l'Agence pour l'énergie nucléaire de l'Organisation de coopération et de développement économiques (AEN OCDE) (octobre 2018, Manchester, Royaume-Uni) [AEN/OCDE, 2018a];
- » La Pacific Basin Nuclear Conference – 2018 PBNC (septembre 2018, San Francisco, États-Unis) [ANS, 2018];
- » La conférence TOPFUEL 2018 de l'European Nuclear Society (septembre 2018, Prague, République tchèque) [ENS, 2018];
- » La Nuclear Materials Conference (octobre 2018, Seattle, États-Unis) [NUMAT, 2018];
- » Le 4^e GIF Symposium 2018 (octobre 2018, Paris, France) [GIF, 2018a];
- » La 1^{re} Conférence de la Société nucléaire canadienne sur les réacteurs de 4^e génération et les petits réacteurs (novembre 2018, Ottawa) [SNC, 2018].

Les articles présentés dans le cadre de ces conférences ainsi que les rapports techniques publiés par l'AEN de l'OCDE [par exemple, AEN/OCDE, 2011-2018], l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) [par exemple, AIEA, 2012-2018], le Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA, France) [par exemple, CEA, 2015], la Nuclear Regulatory Commission des États-Unis [U.S. NRC, 2012], l'Electric Power Research Institute [par exemple, EPRI, 2015-2017], la Radioactive Waste Management Agency du Royaume-Uni [RWM, 2017] et divers projets de collaboration internationale (par exemple, la Plateforme technologique européenne pour une énergie nucléaire durable [SNETP, 2012-2018], et le projet Combustibles avancés pour réacteurs de 4^e génération – Retraitement et dissolution [ASGARD, 2016]) 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 relativement aux bases scientifiques et technologiques qui sous-tendent le RST et les cycles de combustible avancés.

Le personnel de la SGDN a également préparé des rapports techniques et des exposés de conférences connexes qui décrivent 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 des options de cycles de combustible avancés envisagés sont décrits ci-dessous.

Bien que quelques RNR expérimentaux ou de démonstration soient en exploitation ou en cours de construction en Chine, en Inde et en Russie, tous les réacteurs nucléaires commerciaux actuellement exploités ou en cours de construction dans le monde sont basés sur les neutrons thermiques. Ces réacteurs utilisent actuellement des substances modératrices pour ralentir les neutrons de haute énergie produits par les réactions de fission, soit de l'eau normale, ou légère, (la plupart des réacteurs autres que CANDU), de l'eau lourde (les réacteurs CANDU) ou du graphite (les réacteurs refroidis au gaz). Les combustibles utilisés dans ces réacteurs contiennent de l'uranium naturel (0,7 pour cent d'U-235, le reste étant constitué d'U-238), comme dans les réacteurs CANDU par exemple, ou du combustible à plus forte concentration d'U-235 (généralement 3 à 5 pour cent). Le processus employé pour obtenir cette concentration plus élevée est appelé « enrichissement ». L'exploitation des types de réacteurs actuels requiert un approvisionnement continu en 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 pour cent, 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 principalement 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 (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 une prémisse qui voudrait que l'uranium soit trop peu abondant ou trop coûteux pour être utilisé dans un cycle à passage unique, ou selon laquelle les provisions nationales seraient limitées et l'accès à un approvisionnement étranger serait incertain. La seconde est basée sur la prémisse voulant que l'espace disponible dans un dépôt pour gérer les déchets résultants soit limité. Ces deux raisons s'appuient également sur l'hypothèse selon laquelle l'énergie nucléaire continuera de représenter une approche intéressante sur le plan 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 produit, 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 que 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; Sandia, 2012; EASAC, 2014; SGDN, 2017b].

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 les SAA, de même que de 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 pas encore largement acceptés et déployés commercialement. Voir par exemple [AIEA, 2012, 2013b] 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, puisque cette matière est largement accessible, présente une très faible radioactivité spécifique et peut être manipulée 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 [AIEA, 2018b, 2018c], [GIF, 2018b].

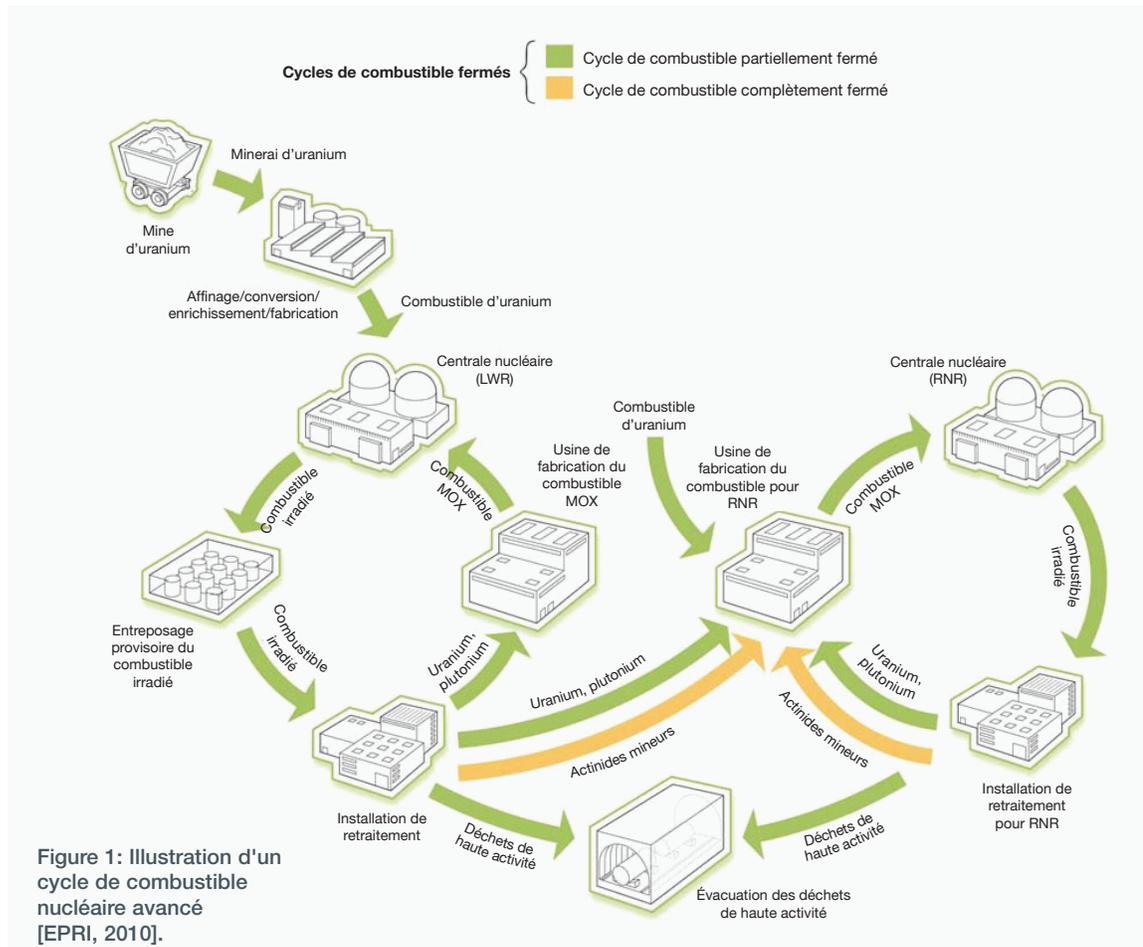
Bien que certains concepts soient susceptibles de pouvoir réutiliser les matières fissiles et fertiles séparées des formes de combustible nucléaire irradié actuelles pour produire de l'énergie supplémentaire, les températures et les flux neutroniques élevés combinés à la corrosivité des réfrigérants 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 est un des domaines actuels d'étude.

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 nécessitent un chargement initial du cœur en U-235 hautement enrichi ou en Pu-239 pour le démarrage du 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 pour cent d'U-235 par rapport aux taux de 3 à 5 pour cent pour les LWR). Le Pu-239 proviendrait du retraitement et de la séparation du combustible irradié actuel des LWR. Les capacités de retraitement qui existent actuellement dans le monde sont résumées au tableau 2. Une fois démarré, le réacteur peut créer *in situ* sa propre matière fissile 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 LWR). 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 pour cent. Plusieurs modèles à sel fondu utilisent aussi des combustibles liquides (par exemple, des sels de fluorure), plutôt que les combustibles solides utilisés dans les réacteurs actuels. Les concepteurs prétendent que ces types de systèmes de combustible ont plusieurs avantages par rapport aux combustibles solides, tels qu'un meilleur contrôle de la réactivité, une « combustion » plus complète des actinides et l'impossibilité d'un accident de fusion (le combustible étant déjà sous forme liquide). Toutefois, le cycle du combustible liquide tend à être plus complexe et n'est pas encore totalement au point, et même les concepts ayant précédemment fait l'objet d'analyses poussées (par exemple, le réacteur surgénérateur à sel fondu de l'Oak Ridge National Laboratory) n'ont pas résolu certaines incertitudes liées au cycle du combustible [EPRI, 2017].



Le coût constitue également une considération importante. Pour que ces cycles avancés puissent être déployés avec succès sur une base commerciale, le coût du cycle de vie entier de la production d'électricité à partir de réacteurs et de cycles de combustible avancés doit être inférieur au coût associé à d'autres moyens, y compris les centrales nucléaires classiques et les technologies non nucléaires actuelles. Une étude publiée en 2013 par l'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 demeurerait 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. Une autre étude, publiée par l'Idaho National Library en 2017, a fourni l'ensemble exhaustif des données liées aux coûts, ainsi que les processus et les structures qui sous-tendent l'évaluation actuellement menée par le Département américain de l'énergie sur les cycles de combustible nucléaire avancés [INL, 2017]. 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 commandée par le gouvernement de l'Ontario [CNL, 2016] examinait précisément 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 RNR. 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, que ces options nécessitaient un investissement initial important et qu'elles posaient des défis sociaux et techniques considérables. En outre, ces options de recyclage généreraient 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 engageraient 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 [AEN/OCDE, 2012a, 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 issus des 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]. (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 LWR actuels, en supposant qu'un parc important de RNR soit construit. (Voir par exemple [MIT, 2011], [AEN/OCDE, 2012a, 2013b] 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 (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.

Plusieurs de ces études soulignent que comme option de recharge au combustible nucléaire irradié des réacteurs actuels, il y aurait suffisamment d'uranium appauvri (issu de l'enrichissement du combustible utilisé dans les RNR) pour soutenir un tel système à l'échelle mondiale pendant plusieurs siècles, voire des millénaires. 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 sont actuellement stockées dans le monde.

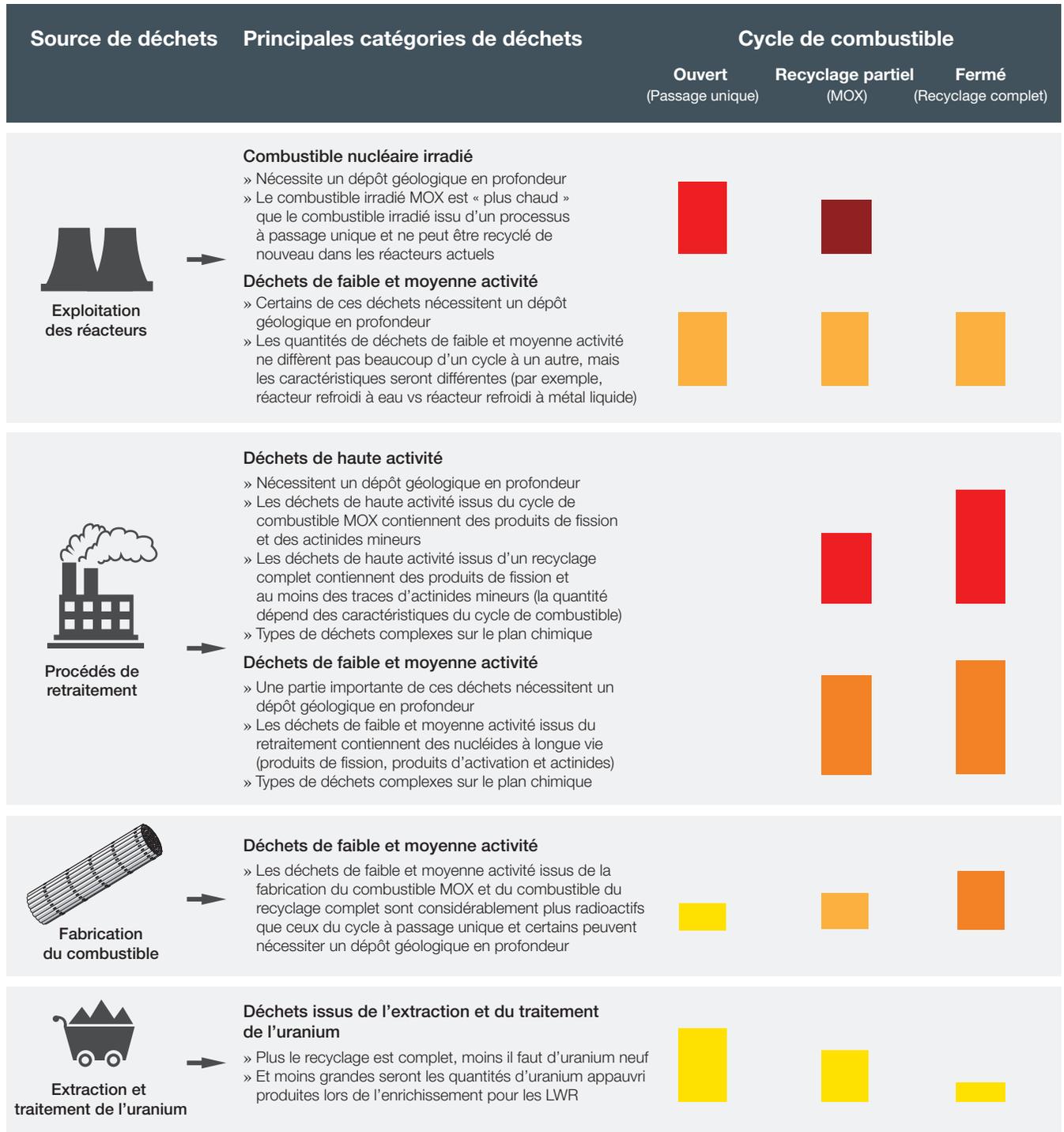
Pour mettre en perspective l'utilisation du combustible pour les RNR, si chaque RNR consommait 500 kilogrammes de combustible par année, l'inventaire actuel d'approximativement 57 000 tonnes de combustible irradié au Canada [SGDN, 2018] pourrait être consommé comme combustible pendant quelque 100 000 années réacteur d'exploitation (p. ex., un parc de 100 réacteurs exploités pendant 1000 ans). D'après leur durée de vie de conception, qui est d'approximativement 60 ans, 16 générations de réacteurs seraient requises pendant 1000 ans, soit un total 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, si ces éléments pouvaient 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 qui seront faites 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 d'UO₂ 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 [AIEA, 2010] et [AEN/OCDE, 2012b]. 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; MIRS, 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 seraient retraités à l'aide d'une technologie différente de la technologie actuelle de traitement chimique humide. Une nouvelle technologie non aqueuse (« traitement pyrolytique ») est en cours de développement pour certains de 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 les réacteurs intégrés à neutrons rapides et les réacteurs 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 [AEN/OCDE, 2012a].) Le recyclage du combustible à l'aide de ces technologies de remplacement demeurera compliqué puisqu'il suppose l'utilisation de matières hautement radioactives à des températures élevées. Cette complexité sera aussi influencée par la nécessité ou non d'effectuer une séparation à degré élevé de certains actinides et produits de fission indésirables présents dans le combustible.



La couleur indique le taux de rayonnements



Figure 2 : Déchets produits selon le cycle de combustible employé.

Plusieurs pays qui exploitent à la fois des réacteurs de type CANDU alimentés à l'uranium naturel et des LWR alimentés à l'uranium enrichi (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 LWR, comme le DUPIC (utilisation directe du combustible de réacteur à eau sous pression dans un réacteur CANDU) et le NUE. 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 LWR irradié est reconfiguré en grappes de combustible CANDU et introduit dans leurs réacteurs CANDU pour en extraire une quantité supplémentaire d'énergie. Il faut souligner que ces technologies sont conçues pour gérer les combustibles de LWR et qu'elles ne s'appliquent pas au contexte canadien, puisque les sociétés d'électricité canadiennes n'exploitent pas actuellement de LWR 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 SAA, 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 RNR, 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 SAA pour transmuter les radionucléides à longue vie dans des systèmes dédiés. L'assemblage de couverture des SAA pourra potentiellement accepter un large éventail de combinaisons d'isotopes, fournissant ainsi des actinides de transmutation très efficaces et certains 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. Les résultats des recherches menées dans ce domaine sont présentés dans des conférences et rencontres scientifiques telles que le 4^e International Workshop on ADSR systems and Thorium [CERN, 2016], le 3^e Atelier international de l'AEN de l'OCDE sur la technologie et les composants des systèmes pilotés par accélérateur [AEN/OCDE, 2016a] et la 15^e Réunion d'échange d'informations de l'AEN de l'OCDE sur la séparation et la transmutation des actinides et des produits de fission [AEN/OCDE, 2018a].

D'autres propositions incluent la construction de PRM. Les PRM peuvent varier considérablement en taille et en conception. Il est proposé d'utiliser des PRM d'une capacité de jusqu'à quelques dizaines de mégawatts 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]. Des PRM allant jusqu'à quelques centaines de mégawatts pourraient être intégrés à de petits réseaux. 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 [AIEA, 2018b, 2018c] et [EPRI, 2015].

Aucune évaluation environnementale et aucun processus de demande de permis ne sont actuellement en cours pour ce type de proposition. Cependant, la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) a terminé la Phase 1 et a entrepris la Phase 2 de son examen préalable à l'autorisation d'un réacteur refroidi aux sels fondus de conception canadienne proposé par la société Terrestrial Energy [CCSN, 2017, 2018]. Quatre autres concepts de PRM font actuellement l'objet d'une évaluation de la CCSN de Phase 1 : un réacteur refroidi au gaz proposé par la Ultra Safe Nuclear Corporation/Global First Power, un réacteur refroidi au sodium proposé par la société Advanced Reactor Concepts Ltd., un réacteur à sel fondu proposé par Moltex Energy et un réacteur refroidi à eau légère proposé par la société SMR, LLC. (une entreprise du groupe Holtec International). La Phase 1 d'évaluation de la CCSN d'un réacteur refroidi au plomb proposé par la société LeadCold Nuclear Inc. a été suspendue à la demande du fabricant. Plusieurs autres fabricants ont indiqué qu'ils allaient présenter des demandes d'examen en vue d'un permis dans un avenir rapproché [CCSN, 2018].

De plus, les Laboratoires nucléaires canadiens (LNC) cherche également à établir des partenariats avec des fournisseurs de technologie PRM pour mettre au point, promouvoir et démontrer ce type de technologie au Canada [LNC, 2017]. Les LNC ont lancé une invitation pour un site d'accueil du premier PRM canadien, ont amorcé le processus de construction et d'exploitation d'un projet de démonstration de PRM sur les sites d'Énergie atomique du Canada limitée [LNC, 2018a] et ont reçu des réponses de quatre promoteurs pour le projet de PRM [LNC, 2018b].

Ressources naturelles Canada a également lancé, en collaboration avec les provinces, territoires et sociétés d'énergie intéressés, le projet de feuille de route des PRM, qui a pour but de déterminer les possibilités d'utilisation en réseau et hors réseau des PRM au Canada. Le rapport sur la feuille de route publié en novembre 2018 contenait plus de 50 recommandations liées à des domaines tels que la gestion des déchets, la préparation réglementaire et la mobilisation internationale [PRM, 2018].

La SGDN continuera de suivre la situation et évaluera les implications et les options liées à tout nouveau réacteur dans le cadre de son examen de l'approche de la GAP

Observations et conclusions

Plusieurs examens techniques et stratégiques exhaustifs des cycles de combustibles avancés, y compris sur les programmes de RST et les questions associées, ont été réalisés au cours des dernières années par diverses organisations nationales et internationales. La SGDN surveille les faits nouveaux liés à ces études et programmes de travail dans le cadre de son dossier de suivi des technologies liées aux cycles de combustible avancés. Conformément aux précédents rapports, les principales observations tirées de l'examen de la recherche internationale récente sont les suivantes :

- » Quel que soit le cycle de combustible, des déchets radioactifs à longue vie seront produits. On convient généralement dans le monde que les dépôts géologiques en profondeur constituent la meilleure solution pour la gestion à long terme sûre des déchets à longue vie issus de tout cycle de combustible.
- » 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, il accroît considérablement la quantité de déchets de 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 combustible irradié ou de déchets de haute activité dépend principalement du taux de génération de chaleur et non du 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 basés à la fois sur le RST et les réacteurs avancés (à neutrons rapides) 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 avancées liées à ces réacteurs. Les questions liées aux coûts élevés et à l'obtention d'un large appui public qui peuvent accompagner le retraitement du combustible irradié ou les nouveaux concepts de réacteurs 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.

- » La mise au point des PRM continue de susciter un certain intérêt au Canada et à l'étranger. Les PRM utilisent des cycles de combustible autres que CANDU, certains basés sur des combustibles liquides, lesquels créeront probablement de nouveaux types de déchets de combustible qu'il faudra gérer. Pour un de ces concepts, l'option du recyclage du combustible CANDU irradié est envisagée. Plusieurs concepts font actuellement l'objet d'examen préliminaires ou d'examen d'homologation de la conception dans quelques pays, dont le Canada.
- » 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 que représente la mise au point et la construction de réacteurs de nouvelle génération, d'installations de retraitement et d'usines de fabrication du combustible.
- » Le Royaume-Uni, un des pays qui procèdent actuellement au retraitement du combustible, a décidé de mettre fin à cette pratique parce qu'il en coûte plus pour remplacer les installations vieillissantes de retraitement que pour stocker directement le combustible irradié dans un dépôt géologique en profondeur.
- » Certains pays, notamment la Chine, la Russie et l'Inde, continuent de mettre au point ou de construire des prototypes de réacteurs avancés et les installations connexes associées au cycle du combustible. La Chine et l'Inde planifient également la construction de dépôts géologiques en profondeur pour gérer les déchets de haute activité générés par leurs programmes. La Russie planifie de mettre au point un cycle de combustible fermé qui comprendrait le retraitement obligatoire du combustible nucléaire irradié, lequel serait réutilisé dans les réacteurs actuels ou dans des réacteurs avancés.
- » Quelques autres pays, notamment le Taïwan 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 ne peuvent pas augmenter leur espace d'entreposage en raison de contraintes politiques ou techniques. Par conséquent, la seule option qui s'offre à eux à court terme pour 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 tout de même requises pour stocker les déchets de haute activité et de moyenne activité résultant du processus de retraitement.

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.
- » L'exploitation éventuelle de PRM au Canada aurait pour conséquence la nécessité de gérer de nouveaux types de déchets de combustible. Les répercussions de ces possibles nouveaux déchets sur le programme de la SGDN devront être évaluées si l'utilisation des technologies liées aux PRM est envisagée.
- » Les déchets associés aux cycles de combustible avancés seraient gérés par la SGDN de manière sécuritaire, socialement acceptable, techniquement sûre, écologiquement responsable et économiquement viable.
- » La SGDN continuera d'assurer un suivi des développements liés aux cycles de combustible avancés qui pourraient avoir une incidence sur les exigences canadiennes futures en matière de gestion des déchets

Références

- AEN/OCDE, 2011a. Trends towards Sustainability in the Nuclear Fuel Cycle. Rapport 6980, préparé par l'AEN de l'OCDE, avril 2011.
(www.oecd-nea.org)
- AEN/OCDE, 2011b. Potential Benefits and Impacts of Advanced Nuclear Fuel Cycles with Actinide Partitioning and Transmutation. Rapport 6894, préparé par l'AEN de l'OCDE, septembre 2011.
(www.oecd-nea.org)
- AEN/OCDE, 2012a. 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)
- AEN/OCDE, 2012b. Spent Nuclear Fuel Reprocessing Flowsheet. Rapport NEA/NSC/WPFC/DOC(2012)15, préparé par l'AEN de l'OCDE, juin 2012.
(www.oecd-nea.org)
- AEN/OCDE, 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)
- AEN/OCDE, 2013b. Transition Towards a Sustainable Nuclear Fuel Cycle. Rapport 7133, préparé par l'AEN de l'OCDE, juillet 2013.
(www.oecd-nea.org)
- AEN/OCDE, 2015a. Review of Integral Experiments for Minor Actinide Management. Rapport 7222, préparé par l'AEN de l'OCDE, février 2015.
(www.oecd-nea.org)
- AEN/OCDE, 2015b. Introduction of Thorium in the Nuclear Fuel Cycle. Rapport 7224, préparé par l'AEN de l'OCDE, juin 2015.
(www.oecd-nea.org)
- AEN/OCDE, 2016a. 3rd International Workshop on Technology and Components of Accelerator-Driven Systems. Atelier organisé par l'AEN de l'OCDE, 6 au 9 septembre 2016, Mito, Japon.
(www.oecd-nea.org/science/wpfc/tcads/2016)
- AEN/OCDE, 2016b. Small Modular Reactors: Nuclear Energy Market Potential for Near-term Deployment. Rapport 7213, préparé par l'AEN de l'OCDE, septembre 2016.
(www.oecd-nea.org)
- AEN/OCDE, 2018a. 15th Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. Réunion organisée par l'AEN de l'OCDE, 1 au 3 octobre 2018, Manchester, Royaume-Uni.
(www.oecd-nea.org/pt/iempt15)
- AEN/OCDE, 2018b. State-of-the-Art Report on the Progress of Nuclear Fuel Cycle Chemistry. Rapport 7267, préparé par l'AEN de l'OCDE, 2018.
(www.oecd-nea.org)
- AIEA, 2010. Assessment of Partitioning Processes for Transmutation of Actinides. Rapport IAEA-TECDOC-1648, préparé par l'AIEA, avril 2010.
(www.iaea.org)
- AIEA, 2012. Status of Fast Reactor Research and Technology Development. Rapport IAEA-TECDOC-1691, préparé par l'AIEA, décembre 2012.
(www.iaea.org)

- AIEA, 2013a. Framework for Assessing Dynamic Nuclear Energy Systems for Sustainability – Final Report of the INPRO Collaborative Project GAINS. Rapport NP-T-1.14, préparé par l'AIEA, novembre 2013.
(www.iaea.org)
- AIEA, 2013b. Design Features and Operating Experience of Experimental Fast Reactors. Rapport NP-T-1.9, préparé par l'AIEA, novembre 2013.
(www.iaea.org)
- AIEA, 2017a. International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17). Conférence organisée par l'AIEA, Yekaterinburg, Fédération de Russie, 26 au 29 juin 2017.
(www-pub.iaea.org/iaeameetings/50810/International-Conference-on-Fast-Reactors-and-Related-Fuel-Cycles-Next-Generation-Nuclear-Systems-for-Sustainable-Development-FR17)
- AIEA, 2017b. Research Reactors for the Development of Materials and Fuels for Innovative Nuclear Energy Systems. Rapport NP-T-5.8, préparé par l'AIEA, septembre 2017.
(www.iaea.org)
- AIEA, 2017c. Benchmark Analysis of EBR-II Shutdown Heat Removal Tests. Rapport IAEA-TECDOC-1819, préparé par l'AIEA, août 2017.
(www.iaea.org)
- AIEA, 2017d. Use of Low Enriched Uranium Fuel in Accelerator Driven Subcritical Systems. Rapport IAEA-TECDOC-1821, préparé par l'AIEA, août 2017.
(www.iaea.org)
- AIEA, 2018a. Experimental Facilities in Support of Liquid Metal Cooled Fast Reactors. Rapport NP-T-1.15, préparé par l'AIEA, octobre 2018.
(www.iaea.org)
- AIEA, 2018b. ARIS – Advanced Reactors Information System. Base de données tenue par l'AIEA, novembre 2018.
(aris.iaea.org)
- AIEA, 2018c. Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS), édition 2018, septembre 2018.
(aris.iaea.org)
- ANS, 2018. Pacific Basin Nuclear Conference – 2018 PBNC, 30 septembre au 4 octobre 2018, San Francisco, États-Unis.
(www.ans.org/meetings/m_248)
- ASGARD, 2016. Final Report Summary – ASGARD (Advanced Fuels for Generation IV Reactors: Reprocessing and Dissolution), Suède.
(www.asgardproject.eu)
- CCSN, 2017. Sommaire de la phase 1 – Examen préalable de la conception du réacteur intégral à sels fondus - 400 de Terrestrial Energy Inc., novembre 2017.
(www.nuclearsafety.gc.ca/fra/pdfs/Pre-Project_Design_Review/Terrestrial-Energy-Pre-Project-Design-Review-Exec-Summary-fra.pdf)
- CCSN, 2018. Examens de la conception de fournisseurs préalables à l'autorisation.
(www.nuclearsafety.gc.ca/fra/reactors/power-plants/pre-licensing-vendor-design-review/index.cfm)
- 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 CEA, juin 2015.
(www.cea.fr)

- CERN, 2016. 4th International Workshop on ADSR systems and 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)
- EASAC, 2014. Management of Spent Nuclear Fuel and its Waste. Rapport d'orientation 23 de l'EASAC, préparé par le Comité consultatif scientifique des Académies européennes, juillet 2014.
(www.easac.eu)
- ENS, 2018. European Nuclear Society's TOPFUEL 2018, 30 septembre au 4 octobre 2018, Prague, République tchèque.
(www.euronuclear.org/events/topfuel/topfuel2018)
- EPRI, 2010. Advanced Nuclear Fuel Cycles – Main Challenges and Strategic Choices. Rapport 1020307 de l'Electric Power Research Institute, septembre 2010. États-Unis.
(www.epri.com)
- EPRI, 2015. Program on Technology Innovation: Technology Assessment of a Molten Salt Reactor Design. Rapport 3002005460 de l'Electric Power Research Institute, octobre 2015. États-Unis.
(www.epri.com)
- EPRI, 2016. Program on Technology Innovation: Assessment of Nuclear Fuel Cycle Simulation Tools. Rapport 3002008044 de l'Electric Power Research Institute, novembre 2016. États-Unis.
(www.epri.com)
- EPRI, 2017. Program on Technology Innovation: Dynamic Nuclear Fuel Cycle Modeling for Evaluating Liquid-Fueled Molten Salt Reactor Designs. Rapport 3002010474 de l'Electric Power Research Institute, septembre 2017. États-Unis.
(www.epri.com)
- GIF, 2018a. 4th GIF Symposium 2018, 16 et 17 octobre 2018, Paris, France.
(gifsymposium2018.gen-4.org)
- GIF, 2018b. Generation IV International Forum.
(www.gen-4.org)
- Gobien, 2016. Some Implications of Recycling Used CANDU Fuel in Fast Reactors. Article préparé par M. Gobien, SGDN, présenté dans le cadre de la 14^e 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, États-Unis.
(www.oecd-nea.org/pt/iempt14)
- Gouvernement de l'Australie du Sud, 2016. Royal Commission Report into the Nuclear Fuel Cycle, mai 2016.
(yoursay.sa.gov.au/pages/nuclear-fuel-cycle-royal-commission-report-release)
- HATCH, 2016. SMR Deployment Feasibility Study – Feasibility of the Potential Deployment of Small Modular Reactors (SMRs) in Ontario. Rapport H350381-00000-162-066-0001, préparé par Hatch Ltd., juin 2016.
(www.ontarioenergyreport.ca)
- ICAPP, 2018. 2018 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants. Congrès organisé par l'American Nuclear Society, 8 au 11 avril 2018, Charlotte, Caroline du Nord, États-Unis.
(icapp2018.org)
- ICENES, 2018. 20th International Conference on Emerging Nuclear Energy Systems. Conférence organisée par l'Institute of Nuclear Energy Safety Technology et l'American Nuclear Society, 6 au 7 juin 2018, San Francisco, États-Unis.
(icenes2018.org)

- ICONE, 2018. 26th International Conference on Nuclear Engineering. Conférence organisée par l'American Society of Mechanical Engineers, 22 au 28 juillet 2018, Londres, Royaume-Uni.
(event.asme.org/ICONE)
- 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)
- INL, 2017. Advanced Fuel Cycle Cost Basis – édition 2017. Rapport INL/EXT-17-43826, NTRD-FCO-2017-000265, préparé par l'Idaho National Laboratory pour la campagne du Département américain de l'énergie sur les options liées au cycle du combustible, septembre 2017.
(www.inl.gov)
- INPRO, 2018. 15th INPRO Dialogue Forum on Sustainable Supply Chain for Advanced Nuclear Power Systems, 2 au 4 juillet, Vienne, Autriche.
(www.iaea.org/events/inpro-dialogue-forum-on-the-development-of-sustainable-supply-chains-for-advanced-and-innovative-nuclear-energy-systems-15th-inpro-dialogue-forum)
- Ion, 2016. Some Implications of Recycling Used CANDU Fuel in Fast Reactors. Exposé préparé par M. Ion, SGDN, présenté dans le cadre de la 3^e Conférence canadienne sur la gestion des déchets nucléaires, le déclassé et la restauration environnementale, organisée par la Société nucléaire canadienne, 11 au 14 septembre 2016, Ottawa, Canada.
(www.nwmdr2016.org)
- 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)
- Kessler et coll., 2012. "Radiotoxicity Index": An Inappropriate Discriminator for Advanced Fuel Cycle Technology Selection. Document n° 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^{er} mars 2012, Phoenix, Arizona.
(www.wmsym.org)
- LNC, 2016. A Feasibility Study on the Recycling of Used CANDU Fuel. Rapport 153-124900-REPT-002. Préparé par les LNC, avril 2016.
(www.ontarioenergyreport.ca)
- LNC, 2017. Technologie de petits réacteurs modulaires.
(www.cnl.ca/fr/home/installations-et-expertise/prm/default.aspx)
- LNC, 2018a. Les LNC annoncent une invitation à installer le premier petit réacteur modulaire du Canada. Communiqué de presse des LNC, 16 avril 2018.
(www.cnl.ca)

- LNC, 2018b. Les LNC annoncent un intérêt marqué quant à la démonstration d'un PRM. Communiqué de presse des LNC, 12 juin 2018.
(www.cnl.ca)
- MIIS, 2013. The Bigger Picture: Rethinking Spent Fuel Management in South Korea. James Martin Center for Nonproliferation Studies, Monterey Institute of International Studies, Rapport ponctuel n° 16, mars 2013.
(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)
- NEI, 2018. 8th Annual International SMR & Advanced Reactor Summit 2018, 27 au 28 mars 2018, Atlanta, États-Unis.
(www.nuclearenergyinsider.com/international-smr-advanced-reactor)
- NUMAT, 2018. The Nuclear Materials Conference, 14 au 18 octobre 2018, Seattle, États-Unis.
(www.elsevier.com/events/conferences/the-nuclear-materials-conference)
- PRM (Comité directeur canadien de la Feuille de route des petits réacteurs modulaires), 2018.
Appel à l'action : Feuille de route des petits réacteurs modulaires.
(smrroadmap.ca/wp-content/uploads/2018/11/SMRroadmap_FR_nov6_Web.pdf)
- RWM, 2017. Review of Alternative Radioactive Waste Management Options. Rapport NDA/RWM/146, préparé par la Radioactive Waste Management Ltd., au Royaume-Uni, mars 2017.
(www.gov.uk/government/organisations/radioactive-waste-management)
- Sandia, 2012. Influence of Nuclear Fuel Cycles on Uncertainty of Geologic Disposal. Rapport FCRD-UFD-2012-000088, préparé pour la Used Fuel Disposition Campaign du Département américain de l'énergie par Sandia National Laboratories, juillet 2012.
(www.energy.gov)
- SGDN, 2011. Watching Brief on Reprocessing, Partitioning and Transmutation – 2011.
(www.nwmo.ca)
- SGDN, 2012. Watching Brief on Reprocessing, Partitioning and Transmutation – 2012 Update.
(www.nwmo.ca)
- SGDN, 2013. Watching Brief on Reprocessing, Partitioning and Transmutation – 2013 Update.
(www.nwmo.ca)
- SGDN, 2015a. Watching Brief on Reprocessing, Partitioning and Transmutation – 2015 Update.
(www.nwmo.ca)
- SGDN, 2015b. Some implications of recycling CANDU used fuel in fast reactors. Rapport technique de la SGDN NWMO-TR-2015-11, décembre 2015.
(www.nwmo.ca)
- SGDN, 2015c. Preliminary hazard assessment of waste from an advanced fuel cycle. Rapport technique de la SGDN NWMO-TR-2015-22, décembre 2015.
(www.nwmo.ca)
- SGDN, 2016. Watching Brief on Advanced Fuel Cycles – 2016 Update.
(www.nwmo.ca)
- SGDN, 2017a. Watching Brief on Advanced Fuel Cycles – 2017 Update.
(www.nwmo.ca)

-
- SGDN, 2017b. Postclosure Safety Assessment in a Used Fuel Repository in Crystalline Rock. Rapport TR-2017-02 de la SGDN, décembre 2017.
(www.nwmo.ca)
- SGDN, 2018. Nuclear Fuel Waste Projections in Canada – 2018 Update. Rapport technique de la SGDN NWMO-TR-2018-18, décembre 2018.
(www.nwmo.ca)
- SNC, 2018. Première conférence de la Société nucléaire canadienne sur les réacteurs de 4^e génération et les petits réacteurs, 6 au 8 novembre 2018, Ottawa, Canada.
(www.cns-snc.ca/events/g4sr1)
- SNETP, 2012. The Sustainable Nuclear Energy Technology Platform – Strategic Research Agenda – Molten Salt Reactors.
(www.snetp.eu)
- SNETP, 2015. The Sustainable Nuclear Energy Technology Platform – Deployment Strategy.
(www.snetp.eu)
- SNETP, 2018. The Sustainable Nuclear Energy Technology Platform – Advanced Lead Fast Reactor European Demonstrator (Project ALFRED).
(www.snetp.eu)
- Triplett et coll., 2012. « PRISM: A Competitive Small Modular Sodium-Cooled Reactor ». Article de Brian S. Triplett, Eric P. Loewen et Brett J. Dooies, publié dans *Nuclear Technology*, vol. 178, mai 2012.
(www.gehitachiprism.com)
- U.S. BRC, 2012. Blue Ribbon Commission on America's Nuclear Future: Report to the Secretary of Energy, janvier 2012.
(www.energy.gov/sites/prod/files/2013/04/f0/brc_finalreport_jan2012.pdf)
- U.S. DOE, 2013. Strategy for the Management and Disposal of Used Nuclear Fuel and High-level Radioactive Waste, janvier 2013.
(www.energy.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)
- WNA, 2018. World Nuclear Fuel Cycle Conference. Conférence organisée par la World Nuclear Association et le Nuclear Energy Institute, 17 au 19 avril 2018, Madrid, Espagne.
(www.wnfc.info)

Pour plus de renseignements, veuillez contacter :

Société de gestion des déchets nucléaires

22, avenue St Clair Est, 6^e étage
Toronto (Ontario) M4T 2S3, Canada
Tél. : 416.934.9814 Sans frais : 1.866.249.6966
Courriel : contactus@nwmocanada
Site Web : www.nwmocanada

 [@nwmocanada](https://www.facebook.com/nwmocanada)

 [@LaSGDN](https://www.instagram.com/LaSGDN)

 [/company/nwmocanada](https://www.linkedin.com/company/nwmocanada)

© 2019 Société de gestion des déchets nucléaires

