# La chimie dans le cycle du combustible nucléaire

# De la mine à la gestion des déchets radioactifs

Loïck Martin-Deidier et Stéphane Gin

#### Résumé

L'énergie nucléaire est une des solutions incontournables pour répondre aux objectifs antagonistes d'augmentation des besoins énergétiques mondiaux d'une part et de diminution des émissions de gaz à effet de serre de l'autre. Pour que cette énergie devienne à terme une ressource durable, les technologies du cycle du combustible, avec l'uranium comme matière initiale, évoluent. Les matières à forte valeur ajoutée sont de mieux en mieux recyclées, les réacteurs deviennent plus performants, les déchets voient leur quantité diminuer et trouvent progressivement des filières de gestion adaptées à leur toxicité. Cet article, synthèse de deux présentations aux JIREC 2010, dresse un panorama de la situation française actuelle et ébauche les pistes d'avenir. Il montre en outre que la chimie est au cœur de la plupart des opérations du cycle du combustible, offrant au vu des perspectives de développement de cette filière, un très large champ d'actions pour la recherche et l'innovation.

#### Mots-clés

Énergie nucléaire, cycle du combustible, déchets radioactifs, JIREC 2010.

#### **Abstract**

#### The chemistry of the nuclear fuel cycle: from mine to waste management

There is no getting away from nuclear energy as one of the solutions to achieve the conflicting goals of satisfying the world's rising energy requirements while reducing greenhouse gas emissions. Fuel cycle technologies with uranium for initial material are evolving to transform nuclear energy into a sustainable resource. Materials with high added value are increasingly recycled, reactors are becoming more efficient, radioactive wastes volumes are decreasing and suitable disposition routes are progressively being developed to manage them depending on their toxicity. This article provides an overview of the current situation in France and a glimpse of future trends. It highlights the central role of chemistry in most fuel cycle operations, opening a broad spectrum of possibilities for research and innovation to accompany the prospects for development of this sector.

#### Keywords

Nuclear energy, fuel cycle, radioactive waste, JIREC 2010.

augmentation attendue de la population mondiale (six milliards aujourd'hui, environ dix milliards en 2050), le fort développement économique de certains pays (en particulier en Asie) et une prise de conscience au niveau international de la problématique du réchauffement climatique conduisent pour les décennies à venir à une forte croissance de la production énergétique mondiale basée sur des moyens de production d'énergie minimisant les

émissions de gaz à effet de serre (GES). Parmi ceux-ci, l'énergie nucléaire, seul système de production massive à très faible émission de CO<sub>2</sub> (figure 1) s'avère incontournable comme en témoigne le nombre croissant de pays souhaitant s'équiper de centrales (55 réacteurs en construction et plus de 350 en projet dans le monde).

Cette renaissance du nucléaire doit toutefois s'appuyer sur un cycle du combustible robuste incluant l'extraction de l'uranium à la mine, son enrichissement, la fabrication du combustible et son traitement après passage en réacteur pour récupérer les matières valorisables et

optimiser la gestion des déchets (*figure 2*). En France, avec 58 réacteurs en fonctionnement produisant près de 80 % des besoins nationaux en électricité, le cycle du combustible a été dès le début au cœur de la stratégie nucléaire, intégrant traitement des combustibles usés et recyclage des matières [1]. Il bénéficie aujourd'hui d'une grande maturité, avec des procédés chimiques performants et des installations robustes, et constitue une référence au niveau international.

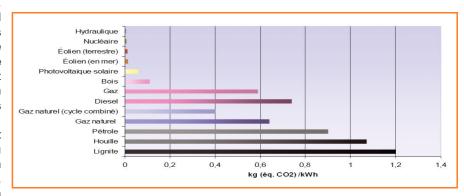


Figure 1 - Comparaison des émissions de gaz à effet de serre suivant le mode de production électrique. Source : Agence internationale de l'énergie.

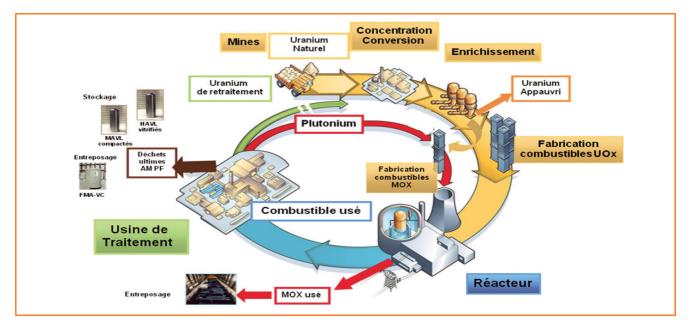


Figure 2 - Schéma simplifié du cycle du combustible français. © CEA.

# L'amont du cycle

Le minerai d'uranium est la matière première des réacteurs nucléaires. Malheureusement, l'uranium naturel ne contient que 0,7 % de l'isotope 235 qui est la matière fissile nécessaire à la combustion nucléaire. Dans les centrales en service en France et en grande majorité dans le monde, il est nécessaire d'augmenter cette proportion ; ceci implique plusieurs étapes physico-chimiques pour enrichir isotopiquement l'uranium avant de pouvoir fabriquer les pastilles d'oxyde qui constituent les éléments combustibles des centrales. C'est ce que l'on appelle l'amont du cycle. Il comporte les étapes suivantes réalisées pour leur plus grande part dans les installations du groupe AREVA:

- L'extraction de l'uranium: les gisements sont principalement situés au nord du continent américain, sur le continent africain (Niger), en Australie et au Kazakhstan. Sur site, le minerai d'uranium subit les premières étapes de purification par extraction liquide-liquide après solubilisation en milieu sulfurique. La forte croissance des besoins en uranium nécessite de développer de nouveaux procédés pour traiter des minerais à basse teneur ou pour ouvrir de nouvelles voies de production inutilisées jusqu'ici (à partir du traitement des phosphates par exemple).
- La conversion dans l'usine de Malvesi dans l'Aude : après mise en solution en milieu nitrique, les oxydes miniers subissent des étapes de purification par extraction-désextraction liquide-liquide, de précipitation et de fluoration pour passer sous la forme d'UF<sub>6</sub>.
- L'enrichissement dans les usines GBI (diffusion gazeuse) et bientôt GBII (ultracentrifugation) à Pierrelatte dans la Drôme : cette étape permet d'augmenter la teneur en uranium 235, que l'on amène autour de 4 %. L'UF<sub>6</sub> enrichi subit alors une étape de défluoration afin de produire l'oxyde qui sera utilisé pour fabriquer le combustible nucléaire.

Pour toutes les étapes de l'amont du cycle, des études sont en cours afin de réduire l'impact environnemental des procédés qui seront mis en œuvre dans les futures installations. À titre d'exemple, on peut citer :

- la réduction des effluents liquides et celle de la consommation en eau par l'utilisation de nouvelles molécules extractantes ;

- la minimisation des déchets solides par traitement thermique des effluents nitrates ;
- le recyclage des réactifs, en particulier le fluor et les acides nitrique et fluorhydrique ;
- la réduction du nombre d'opérations et de traitements à la mine et à la conversion.

# L'aval du cycle

Après quatre à cinq ans passés en réacteur, le combustible nucléaire dit « usé » s'est modifié. Il est alors constitué d'uranium (95 % en masse), de plutonium (1 %), d'actinides mineurs (0,1 %) et de produits issus de la fission de l'uranium (4 %). Les modes de gestion de ces combustibles usés varient suivant les pays. Certains comme la Suède, le Canada et les États-Unis ont choisi un stockage direct de ces matériaux; d'autres comme la France, l'Angleterre ou le Japon ont fait le choix du recyclage.

Cette stratégie de traitement du combustible usé permet de recycler les matières valorisables que sont l'uranium, le plutonium et potentiellement les autres actinides dits mineurs, de réduire volume et radiotoxicité des déchets ultimes, et de les confiner de manière durable comme cela est expliqué plus loin.

Le procédé PUREX mis en œuvre au sein des usines AREVA de La Hague dans la Manche permet de récupérer les actinides majeurs (U, Pu), avec des rendements très élevés, en tirant parti des propriétés remarquables de sélectivité et de stabilité d'une molécule organique, le phosphate de tri-n-butyle (TBP), et de les purifier de manière à permettre leur réutilisation pour la fabrication de combustible MOX (combustible oxyde mixte d'uranium et de plutonium) dans l'usine MELOX de Marcoule (Gard).

Après les opérations de cisaillage, le procédé PUREX consiste en une mise en solution du combustible en milieu nitrique, suivie d'une séparation et d'une purification de l'uranium et du plutonium par des techniques d'extraction liquide-liquide utilisant comme extractant le TBP dilué dans un solvant organique, le TPH (tétrapropylène hydrogéné).

Ces opérations principales sont associées à des opérations permettant de recycler l'acide nitrique et le solvant

(TBP et TPH), de traiter les effluents gazeux, liquides et les déchets solides.

Cette technologie de traitement des combustibles usés, efficace, sûre, propre, économiquement compétitive et désormais parfaitement maîtrisée industriellement par la France, a été exportée pour l'usine japonaise de Rokkasho-Mura, en cours de démarrage. Les développements menés sur les procédés visent à les adapter en permanence à l'évolution des combustibles des centrales nucléaires et, comme pour les opérations de l'amont, à réduire les quantités de déchets produits et l'impact environnemental des rejets.

# La gestion des déchets

Les déchets produits par le cycle du combustible contiennent pour certains d'entre eux des radionucléides en quantités suffisamment importantes pour générer un risque radiologique. La stratégie mise en œuvre pour protéger l'homme et son environnement des rayonnements ionisants émis par la désintégration de ces radionucléides repose sur leur concentration, leur confinement dans des matrices durables et l'isolement de ces matériaux de la biosphère [2]. Les matrices de conditionnement constituent à ce titre la première barrière de protection entre le déchet et l'homme.

Par rapport aux déchets chimiques classiques, ceux considérés comme radioactifs ont une toxicité qui diminue dans le temps du fait de la décroissance radioactive. Le temps est donc une variable primordiale à prendre en compte. De plus, 96 % des radionucléides, toutes origines confondues, sont constitués par les produits de fission et actinides mineurs issus du traitement des combustibles usés. Ces derniers sont très spécifiques puisqu'ils occupent un très faible volume mais concentrent la quasi-totalité de la radioactivité artificielle produite en France. Le tableau I récapitule les principales catégories de déchets et les solutions mises en œuvre ou envisagées pour les gérer.

	Vie courte Période < 30 ans pour les principaux éléments	<b>Vie longue</b> Période > 30 ans
Très faible activité (TFA) < 100 Bq/g	230 000 m <sup>3</sup> 20 % du volume	
<b>Faible activité (FA)</b> 10 <sup>5</sup> Bq/g	800 000 m <sup>3</sup> 0,1 % radioactivité 70 % du volume $\alpha < 3 700 \text{ Bq/g}$	47 000 m <sup>3</sup> 0,01 % radioactivité 4,5 % du volume
<b>Moyenne activité (MA)</b> 10 <sup>6</sup> Bq/g		42 000 m <sup>3</sup> ≈ 4 % radioactivité 5 % du volume
<b>Haute activité (HA)</b> 10 <sup>9</sup> Bq/g	2 300 m <sup>3</sup> ≈ 96 % radioactivité 0,2 % du volume	

Tableau I - Les déchets radioactifs conditionnés présents en France au 31 décembre 2007 et le mode de gestion appliqué ou envisagé. Source : Inventaire Andra 2009.

Les déchets de moyenne et haute activité à vie longue, générés par les opérations de l'aval du cycle du combustible, sont conditionnés dans trois types de matrices : le verre, le béton et le bitume. Selon la loi du 28 juin 2006 sur la gestion durable des matières et déchets radioactifs, ces produits devraient être stockés à terme en formation géologique profonde.

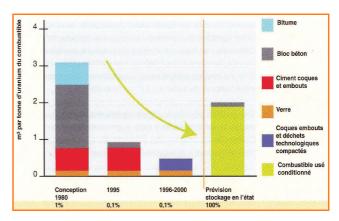


Figure 3 - Historique des volumes de déchets à période longue générés par les usines de La Hague. Source : AREVA.

Depuis la mise en service à la fin des années 1980 des unités de traitement des combustibles usés à La Hague, un effort important a été réalisé pour réduire le volume et l'activité des déchets produits et limiter les rejets d'effluents en mer et dans l'atmosphère (figure 3). Ainsi le volume des déchets solides à vie longue a été divisé par six, grâce notamment au compactage des gaines entourant les pastilles de combustibles.

Ces derniers, après compactage, sont placés dans des colis standard en acier inoxydable. Les produits de fission et actinides mineurs, qui constituent les seuls déchets de haute activité à vie longue, sont vitrifiés, c'est-à-dire fondus à 1 100 °C en présence d'adjuvants comme SiO<sub>2</sub>, B<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, ZrO<sub>2</sub>..., de manière à obtenir un matériau vitreux, dense et homogène, incorporant de 12 à 18 % en masse de déchets. Les déchets d'exploitation de l'usine de La Hague sont le plus fréquemment cimentés. Ce procédé concerne à la fois des déchets solides, que l'on enrobe par le liant hydraulique, et des déchets liquides, qui dans ce cas, permettent de préparer l'eau de gâchage du ciment. Enfin le bitumage, opération

consistant à enrober un déchet, principalement des sels issus d'opérations de traitement chimique d'effluents liquides, a été largement utilisé en France. Même si ses propriétés sont intéressantes, il est vraisemblable qu'à l'avenir cette matrice d'enrobage ne soit plus utilisée afin de minimiser les sources de matière organique dans les sites de stockage.

Les déchets radioactifs bruts sont en général conditionnés sur le site même où ils sont produits. Les centrales nucléaires, les sites de recherche et l'usine de traitement des combustibles de La Hague disposent d'installations pour la production et l'entreposage<sup>(1)</sup> des déchets conditionnés. Deux installations de vitrification sont actuellement en fonctionnement en France: une à Marcoule dans le Gard qui sera mise à l'arrêt en 2011 (environ 3 000 colis de 350 kg produits depuis 1978) et l'autre à La Hague (plus de 14 000 colis de 400 kg produits depuis 1992).

Le stockage géologique profond, temporairement réversible, est considéré à ce jour en France comme dans de nombreux autres pays comme la solution de référence pour la gestion définitive des déchets de haute et de moyenne activité à vie longue. Ce résultat est le fruit d'une trentaine d'années de recherches conduites en France (dans les laboratoires des grands organismes comme le CEA, l'Andra, le CNRS, ainsi que les universités) et dans les grands

pays nucléarisés, mais aussi dans les laboratoires souterrains destinés à étudier *in situ* les propriétés des milieux géologiques d'intérêt (sites de Bure en France, Mol en Belgique, Mont Terri en Suisse, Aspö en Suède...). La France étudie plus particulièrement une couche d'argile du Callovo-Oxfordien (130 Ma) située au nord-est du Bassin parisien (site de Meuse/ Haute-Marne), épaisse d'environ 130 mètres et profonde d'environ 500 mètres. Sa très faible perméabilité, l'absence de faille et sa grande homogénéité confèrent au milieu les propriétés requises pour permettre de démontrer la sûreté du stockage à court, moyen et long termes.

En stockage, les matrices de conditionnement seront soumises à des sollicitations de natures différentes, liées d'une part à la présence des radionucléides (effets thermiques, auto-irradiation, radiolyse), et dépendant d'autre part des conditions d'environnement (lixiviation, contraintes mécaniques). Considérant le fait que les verres contiennent la majeure partie de l'inventaire radiotoxique du futur stockage profond, examinons plus en détails ce que l'on sait du comportement à long terme de ces matériaux (voir aussi [3]).

Le verre étant un matériau dense et homogène, les radionucléides ne pourront en sortir que si la matrice s'altère ou perd ses propriétés de confinement. L'examen des phénomènes susceptibles d'altérer les propriétés du verre conduit naturellement à s'interroger sur les effets structuraux et les effets thermiques dus à l'irradiation. Ces questions ont fait l'objet d'intenses recherches depuis le début des années 1990. Il est aujourd'hui clairement établi, notamment par le biais d'études de vieillissement accéléré et de modélisations moléculaires, que même à travers les millénaires, le verre préservera ses capacités de confinement vis-à-vis des radionucléides. Les effets classiques des irradiations (ionisations, ruptures de liaisons dues aux noyaux de recul) sont dans leur grande majorité annihilés par les effets thermiques locaux qui permettent de reconstruire la structure vitreuse quasiment à l'identique. Des travaux se poursuivent pour valider l'option consistant à incorporer plus d'émetteurs alpha dans les verres pour intégrer l'évolution du spectre des déchets liée à l'augmentation progressive des taux de combustion des combustibles. La chaleur dégagée par les désintégrations engendre des températures n'excédant pas 400 °C au cœur du bloc de verre dans les premiers mois qui suivent son élaboration, cette dernière diminuant aux alentours de 150 °C au moment où les colis pourraient être stockés en formation géologique, soit cinquante à soixante ans après leur production. Dans ces conditions thermiques et compte tenu de sa composition chimique, le verre ne pourra pas cristalliser massivement et les quelques pourcents massiques de cristaux qui pourraient se former mettraient des millions d'années à se développer du fait des limitations cinétiques [4].

Les conclusions de ces travaux sont donc assez solides en ce qui concerne le comportement intrinsèque du verre. Mais qu'en est-il de son comportement en stockage? L'eau, présente dans la porosité des roches, devrait se comporter à la fois comme un agent corrosif vis-à-vis des différentes barrières interposées entre les radionucléides et la géosphère et comme le vecteur de migration des radionucléides les plus solubles. En présence d'eau, le verre se transforme en produits d'altération, essentiellement composés d'amorphes et de minéraux argileux. La vitesse de cette transformation dépend de nombreux facteurs chimiques et hydrauliques. Elle est de l'ordre d'un micromètre par jour à 90 °C au début de la réaction, puis diminue aux alentours de quelques nanomètres par an dès qu'une couche suffisamment dense et protectrice se forme à sa surface. Cette couche, dite de

passivation, résulte de réaction d'hydrolyse et de condensation impliquant principalement le silicium [5]. L'enjeu des recherches conduites ces dernières années sur ce thème a porté sur la description des mécanismes à l'origine de ce phénomène. Un modèle, appelé GRAAL, a été développé sur cette base phénoménologique. Il permet aujourd'hui d'expliquer de nombreux effets liés aux conditions chimiques ou hydrodynamiques appliquées au verre. En outre, il a été validé sur la très longue durée à partir d'un système archéologique. L'étude a porté sur l'altération en milieu marin de blocs de verres datant du II<sup>e</sup> siècle après J.-C. [6]. Ces blocs ont été caractérisés pour quantifier leur état d'altération. Un verre de même composition a été synthétisé et ses mécanismes d'altération ont été étudiés pour préciser le niveau d'analogie avec les verres nucléaires. Il a ainsi été montré que les mécanismes fondamentaux des deux types de verres étaient de même nature et que seuls les paramètres (constante cinétique, constante de solubilité de la couche passivante) dépendaient de la composition du verre. Le modèle GRAAL a donc été paramétré pour ce verre archéologique et appliqué aux conditions marines. Il en ressort un accord quantitatif entre la simulation et les observations (figure 4). Ce travail établit un lien solide entre les travaux de laboratoire et le comportement des matériaux sur le long terme en milieu naturel.

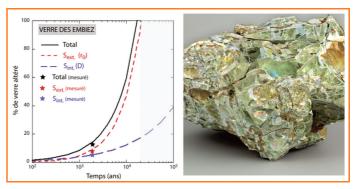


Figure 4 - Simulation (à gauche) du comportement à long terme d'un bloc de verre archéologique des Embiez (à droite), altéré 1 800 ans en milieu marin

Les étoiles correspondent aux données de caractérisation des blocs et les courbes aux prévisions de GRAAL (d'après [6]).

Le modèle sera utilisé pour prévoir la durabilité des verres dans le stockage géologique en vue de la démonstration sûreté que conduira l'Andra en 2012-2013. Sur la base des connaissances disponibles à ce jour, et en considérant des hypothèses raisonnablement conservatives, on peut estimer que la durée de vie des verres nucléaires en stockage géologique – c'est-à-dire le temps nécessaire pour qu'un colis de 400 g se transforme en produits d'altération et libère la fraction de radionucléides solubles qu'il contient – se situe aux alentours du million d'années.

Les matrices de conditionnement s'inscrivent comme les procédés industriels dans une démarche de progrès continu. La connaissance sur le comportement des matériaux déjà élaborés progresse et permet d'affiner l'évaluation de leur comportement à long terme. Ces connaissances sont aussi utilisées pour préparer les matériaux du futur dans la logique de progrès présentée plus haut.

### Quels enjeux pour demain?

Considérer que l'énergie nucléaire constituera une part très significative de la production énergétique mondiale de demain, surtout avec l'épuisement progressif des ressources fossiles, impose d'inscrire le nucléaire dans une perspective de développement durable. Cela implique le développement d'une nouvelle génération de réacteurs (réacteurs de quatrième génération) capables de préserver les ressources. Des réflexions à l'échelle internationale initiées en 2000 au travers du forum international Génération IV (GIF) regroupant les treize pays nucléaires majeurs et l'Europe ont permis de définir les principaux critères auxquels devront répondre ces systèmes de quatrième génération (réacteurs et leur cycle du combustible associé) : durables, compétitifs, sûrs, fiables et résistants vis-à-vis de la prolifération.

Parmi les six systèmes sélectionnés dans le cadre de ce forum, quatre concepts sont des réacteurs à neutrons rapides (RNR), c'est-à-dire des réacteurs où les neutrons de fission ne sont pas ralentis, comme par exemple dans les réacteurs à eau sous pression constituant le parc nucléaire français. Ceci confère aux réacteurs à neutrons rapides des propriétés physiques permettant :

- De consommer le plutonium produit par le parc par un recyclage total des matières énergétiques contenues dans les combustibles usés des réacteurs à eau légère (REL) ou des RNR. Les réacteurs à neutrons rapides permettent de brûler tous les isotopes du plutonium, alors que dans les réacteurs à eau, le recyclage du plutonium est limité à un cycle (à cause de la dégradation de l'isotopie après irradiation).
- De préserver la ressource en uranium en utilisant la totalité de la capacité énergétique de l'uranium grâce à la capacité des neutrons rapides à transformer l'uranium 238 fertile en plutonium 239 fissile, optimisant ainsi l'utilisation de l'uranium naturel mais autorisant aussi l'utilisation de l'uranium appauvri issu des opérations d'enrichissement et de l'uranium de retraitement. Ainsi les stocks français d'uranium appauvri et d'uranium de retraitement, qui s'élèvent actuellement à 250 000 tonnes, permettraient d'assurer la production nucléaire nationale au niveau actuel pendant 5 000 ans, concourant donc à sa pérennité et à l'indépendance énergétique de la France.
- De réduire l'inventaire des déchets de très haute activité et à vie longue par transmutation des actinides mineurs, c'est-à-dire de les transformer par fission en radionucléides de période courte, permettant ainsi une diminution de la radiotoxicité à long terme des déchets ultimes. Ceux-ci seraient alors constitués essentiellement de produits de fission permettant de revenir au niveau de la radiotoxicité de l'uranium au bout de 300 ans et non d'environ 10 000 ans comme pour les colis de déchets vitrifiés actuellement produits qui contiennent les produits de fission et les actinides mineurs (figure 5).

Le retrait des actinides mineurs permet également d'optimiser le stockage en réduisant d'un facteur 2 à 5 (suivant la durée d'entreposage) sa superficie par diminution de la charge thermique qui permet ainsi de rapprocher les galeries de colis de déchets.

La loi du 28 juin 2006 demande d'évaluer pour 2012 les perspectives industrielles des filières de réacteurs présentant un potentiel de transmutation en vue de la mise en exploitation d'un prototype à l'horizon 2020. Parmi les différents systèmes à neutrons rapides retenus dans le forum Génération IV, la France a décidé de focaliser ses efforts sur :

- Les réacteurs rapides refroidis au sodium comme concept de référence, car le plus mature technologiquement, avec un prototype industriel dénommé ASTRID (« advanced sodium technological reactor for industrial demonstration »). Ce réacteur de puissance 600 MWe aura une mission de

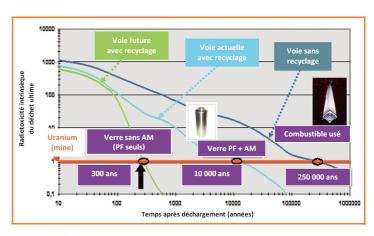


Figure 5 - Évolution de la radiotoxicité des déchets comparée à celle du minerai d'uranium utilisé pour fabriquer les combustibles (d'après [7]).

prototype industriel extrapolable, c'est-à-dire précédant la construction d'unités industrielles attendues aux alentours de 2040.

- Les réacteurs rapides refroidis au gaz comme solution alternative, séduisante mais très innovante et nécessitant d'importantes recherches, avec la mise en place d'une collaboration avec la Slovaquie, la République tchèque et la Hongrie afin de mener les développements sur cette filière et de préparer la construction dans l'un de ces trois pays d'un réacteur expérimental de l'ordre de 100 MWth dénommé ALLEGRO.

#### Notes et références

- NDLR À ce sujet, voir aussi les deux dossiers publiés récemment : Rigny P., Bonin B., Gras J.-M., Les déchets nucléaires et leur gestion, L'Act. Chim., 2010, 346, p. I; Rigny P., Le cycle du combustible nucléaire : de la mine d'uranium jusqu'au recyclage et aux déchets, L'Act. Chim., 2010, 345, p. I.
- L'entreposage est considéré comme temporaire, contrairement au stockage. Les déchets dont il est question seront stockés en formation géologique profonde lorsqu'un site sera opérationnel (ouverture prévue en 2025 selon la loi du 28 juin 2006).
- Le traitement-recyclage du combustible nucléaire usé, Monographie DEN/CEA. Éditions Le Moniteur. 2008.
- [2] Le conditionnement des déchets nucléaires, Monographie DEN/CEA, Éditions Le Moniteur, 2008.
- [3] Gin S., Ribet I., Comportement à long terme des verres de type R7T7: bilan des connaissances à l'échéance de la loi Bataille, L'Act. Chim., 2005, 285-286, p. 72.
- [4] Orlhac X., Étude de la stabilité thermique du verre nucléaire. Modélisation de son évolution à long terme, Thèse de doctorat de l'Université Montpellier 2, 1999.
- [5] Cailleteau C., Angeli F., Devreux F., Gin S., Jestin J., Jollivet P., Spalla O., Insight into silicate glass aqueous alteration mechanisms, *Nature Materials*, 2008, 7, p. 978.
- [6] Verney-Carron A., Gin S., Libourel G., Archeological analogs and the future of nuclear waste glass, *Journal of Nuclear Materials*, 2010, 406, p. 365.
- [7] Les déchets radioactifs à haute activité et à vie longue/recherches et résultats – Axe 1 de la loi du 30 décembre 1991 : Séparation et transmutation des radionucléides à vie longue, Rapport final émis par le CEA dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991, 2005.



L. Martin-Deidier

Loïck Martin-Deidier est directeur adjoint de l'Énergie nucléaire au CEA Saclay\*.

Stéphane Gin (auteur corres-

est responsable du Laboratoire d'étude du comportement à long terme des matrices de conditionnement au CEA Marcoule\*\*.



S. Gin

- \* CEA Saclay, DEN/Dir, F-91191 Gif-sur-Yvette Cedex. Courriel : loick.martin-deidier@cea.fr
- \*\* CEA Marcoule, DTCD/SECM, BP 17171, F-30207 Bagnols-sur-Cèze Cedex.

Courriel: stephane.gin@cea.fr