

AEN Infos

Volume 24, N° 2

Décembre 2006

Table des matières

AEN Infos est publié deux fois par an, en anglais et en français, par l'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire. Les opinions exprimées n'engagent que les auteurs des articles et ne reflètent pas nécessairement les points de vue de l'Organisation ou ceux des pays membres. Les informations contenues dans *AEN Infos* peuvent être librement utilisées, à condition d'en citer la source. La correspondance doit être adressée comme suit :

Secrétariat de rédaction
AEN Infos, OCDE/AEN
12, boulevard des Îles
92130 Issy-les-Moulineaux
France
Tél. : +33 (0)1 45 24 10 12
Fax : +33 (0)1 45 24 11 12

L'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire (AEN) est une organisation intergouvernementale qui a été fondée en 1958. Son principal objectif est d'aider ses pays membres à maintenir et à approfondir, par l'intermédiaire de la coopération internationale, les bases scientifiques, technologiques et juridiques indispensables à une utilisation sûre, respectueuse de l'environnement et économique de l'énergie nucléaire à des fins pacifiques. Elle est une source d'information, de données et d'analyses non partisane et constitue l'un des meilleurs réseaux d'experts techniques internationaux. Elle comprend actuellement 28 pays membres : l'Allemagne, l'Australie, l'Autriche, la Belgique, le Canada, la Corée, le Danemark, l'Espagne, les États-Unis, la Finlande, la France, la Grèce, la Hongrie, l'Irlande, l'Islande, l'Italie, le Japon, le Luxembourg, le Mexique, la Norvège, les Pays-Bas, le Portugal, la République slovaque, la République tchèque, le Royaume-Uni, la Suède, la Suisse et la Turquie.

Pour plus d'informations sur l'AEN, voir :
www.nea.fr

Comité de rédaction :
Gail H. Marcus
Karen Daifuku
Cynthia Gannon-Picot

Production/recherche photographique :
Solange Quarneau
Annette Meunier

Mise en page/graphiques :
Annette Meunier
Andrée Pham Van

Page de couverture : Salle de commande de Civaux 2 (EDF, France), vue aérienne de la centrale nucléaire de Ringhals (Ringhals AB, Suède), piscine de combustible usé du réacteur de recherche Cabri (P. Stroppa, CEA, France).

Faits et opinions

- Cycles du combustible avancés
et gestion des déchets radioactifs 4
- Impacts de la gestion et de la prolongation
de la durée de vie des centrales nucléaires 8

Actualités

- Examen international par les pairs
de l'auto-évaluation d'une autorité
de sûreté nucléaire 12
- Libération des sites des installations
nucléaires 15
- Très hauts taux de combustion dans les
réacteurs à eau légère 18
- Différences dans les critères réglementaires
pour la sûreté à long terme du stockage
des déchets 22

Nouvelles brèves

- Actualité juridique : France 25
- Programme multinational d'évaluation
de concepts (MDEP) Étape 2 26
- Projets communs de l'AEN 28

Nouvelles publications





La coopération internationale s'affirme

L'un des principaux atouts de l'AEN est sa capacité de fédérer la coopération internationale dans le domaine de l'énergie nucléaire. Outre les études internationales approfondies qu'elle réalise dans le cadre de son programme de travail régulier, elle apporte son concours à de nombreux autres projets multinationaux.

Dix-sept projets et programmes d'échange d'informations communs sont actuellement exécutés sous les auspices de l'AEN. Les projets en cours visent des aspects spécifiques de la sûreté nucléaire, de la gestion des déchets radioactifs et de la protection radiologique (voir pages 28 à 31 pour de plus amples détails).

En janvier 2005, l'AEN a été confirmée dans son rôle de Secrétariat technique du Forum international Génération IV (GIF), qui étudie de nouveaux systèmes d'énergie nucléaire et les activités de recherche et développement connexes que requiert leur déploiement d'ici à 2020-2030. Pas plus tard que cet automne, l'AEN a également pris la responsabilité du Secrétariat technique de l'Étape 2 du *Multinational Design Evaluation Programme* (MDEP). Ce programme multinational d'évaluation de concepts et ses objectifs, qui prévoient le recensement des pratiques réglementaires et réglementations communes qui renforcent la sûreté des nouveaux modèles de réacteur, sont décrits en page 26.

L'approbation récente par le Comité de direction de l'AEN d'une Déclaration commune concernant la coopération entre l'AEN et le Gouvernement de la Fédération



de Russie dans le domaine des utilisations pacifiques de l'énergie nucléaire est un autre exemple de la coopération internationale qui se renforce. Une fois approuvée par le Conseil de l'OCDE, la Déclaration commune permettra aux experts de la Fédération de Russie de partager leurs connaissances et leurs expériences avec les experts des pays membres de l'AEN, dans tous les comités techniques permanents de l'Agence et leurs groupes de travail. L'Agence table sur des échanges mutuellement avantageux et des progrès à l'échelle mondiale concernant l'utilisation sûre, écologiquement viable et économique de l'énergie nucléaire à des fins pacifiques.

Toutes ces évolutions attestent l'importance que de nombreux pays à travers le monde accordent à la poursuite de l'utilisation de l'énergie nucléaire et à son développement probable. Ses avantages en tant que source d'énergie essentiellement non émettrice de carbone et disponible à des prix stables et abordables ne sont désormais plus contestés. En même temps, son bilan en termes de sûreté se renforce et des progrès ont été accomplis dans la recherche et la mise en œuvre de solutions acceptables à long terme pour la gestion des déchets radioactifs. Les experts conviennent que les ressources naturelles requises pour produire l'énergie nucléaire sont largement suffisantes et ne constituent pas un facteur limitant à son expansion. Dans ce contexte, la fièvre nucléaire et son développement futur retiennent de plus en plus l'attention des décideurs dans les pays de l'OCDE et au-delà.

Luis E. Echávarri
Directeur général de l'AEN

Cycles du combustible avancés et gestion des déchets radioactifs

E. Bertel *

Une publication récente de l'AEN évalue les effets de divers cycles du combustible avancés sur la gestion des déchets radioactifs par comparaison avec les techniques et les options actuelles, à l'aide d'outils tels que l'analyse des performances du dépôt et les études de coûts. Les résultats de l'étude montrent qu'avec les cycles du combustible avancés il est possible d'effectuer de nouveaux choix stratégiques concernant l'exploitation des ressources en uranium ainsi que l'optimisation des sites et de la capacité des dépôts, sans modifier sensiblement l'impact radiologique des dépôts et les répercussions économiques du cycle complet.

Réduire le volume et la radiotoxicité des déchets radioactifs pour faciliter leur gestion et leur stockage définitif est un objectif de première importance pour les concepteurs de systèmes nucléaires avancés. L'essentiel des efforts porte sur les déchets de haute activité (DHA) contenant des isotopes à vie longue car ils nécessitent une surveillance à long terme pour assurer leur isolation de la biosphère. De nombreux programmes de cycles du combustible nucléaire innovants, à divers stades de développement et d'avancement technologique,

sont envisagés par les chercheurs et les concepteurs pour réduire la quantité de déchets de haute activité générée par unité d'électricité produite. Le retraitement du combustible usé, le recyclage des matières fissiles dans des réacteurs à eau ordinaire ou à neutrons rapides et, le cas échéant, la séparation et la transmutation des actinides mineurs sont autant de solutions susceptibles de contribuer à cet objectif.

Une étude¹ examinant les impacts des cycles du combustible avancés sur les politiques de gestion des déchets radioactifs, réalisée par un groupe d'experts sous les auspices du Comité de l'AEN sur le développement de l'énergie nucléaire (NDC), a été publiée par l'OCDE au milieu de l'année 2006. Les experts ont étudié et analysé divers cycles du combustible (voir tableau 1) pour évaluer leurs effets qualitatifs et quantitatifs sur la performance de différents concepts de dépôts. En outre, l'étude aborde la question des besoins en ressources naturelles et les aspects économiques dans une perspective élargie de développement durable.

Le spectre des cycles du combustible analysés comprend des options qui ont déjà atteint le stade du développement industriel et commercial, ainsi que des variantes très innovantes qui n'ont pas encore été pleinement démontrées. Les cycles du combustible considérés se classent en trois grands groupes : technologies existantes, cycles partiellement fermés et cycles entièrement fermés. Par cycle de référence on entend des réacteurs à eau sous pression exploités avec un cycle du combustible ouvert.

Des experts de 13 pays ont fourni des informations sur les cycles du combustible existants et avancés. Bien que certains des procédés qui seront utilisés dans les cycles les plus innovants n'en soient

* Mme Evelyne Bertel (bertel@nea.fr) travaille dans la Division du développement nucléaire de l'AEN.

qu'au début de la phase de conception, il a été possible de réunir des données raisonnablement fiables sur les flux massiques pour l'éventail complet de tous ces cycles du combustible. Sur la base de ces données, des estimations des flux de déchets pour des systèmes en état d'équilibre ont été calculées au moyen de codes de calcul dont les résultats ont fait l'objet d'un examen par les pairs au sein du groupe d'experts. Compte tenu des incertitudes qui subsistent concernant la performance future des procédés avancés, des fourchettes de valeur ont été envisagées pour de nombreux paramètres et des études de sensibilité ont été réalisées quand il y avait lieu.

Bien que l'accent ait été mis sur les DHA, l'impact des cycles du combustible avancés sur la production, la gestion et le stockage des déchets de faible et moyenne activité est brièvement abordé dans l'étude. Les résultats indiquent qu'il ne faudrait pas négliger les questions soulevées par les déchets

secondaires, en particulier s'agissant des cycles innovants conduisant à la production de nouveaux types de déchets dont les compositions chimiques et isotopiques sont différentes de ceux générés par les cycles du combustible actuels.

Les dépôts de DHA évalués dans l'étude sont situés dans plusieurs formations géologiques profondes jugées appropriées pour isoler pendant une longue période les déchets de la biosphère. L'évaluation a été réalisée pour des dépôts hypothétiques, conceptuels dans des formations granitiques, argileuses, salines et volcaniques comme le tuf. Les paramètres affectant la performance des dépôts analysés dans l'étude sont notamment la composition isotopique des DHA, leur charge thermique et leur volume.

Les indicateurs retenus pour illustrer les principaux résultats des analyses (voir tableau 2) représentent les aspects clés des cycles du point de vue de leur aptitude à répondre aux objectifs de

Tableau 1. Cycles du combustible analysés

Cycles fondés sur la technologie industrielle actuelle et ses prolongements possibles	
1a	Cycle ouvert dans des réacteurs à eau pressurisée (REP), référence
1b	Plutonium (Pu) recyclé une fois sous forme de combustible à mélange d'oxydes (MOX)
1c	Identique à 1b, avec recyclage du neptunium en plus du plutonium
1d	Utilisation directe du combustible utilisé des REP dans des réacteurs Candu (DUPIC)
Cycles partiellement fermés	
2a	Incinération du plutonium dans des REP
2b	Incinération du plutonium et de l'américium dans des REP
2c	Recyclage hétérogène de l'américium
2cV	Entreposage et stockage ou recyclage de l'américium et du curium
Cycles entièrement fermés	
3a	Incinération des transuraniens (TRU) dans des réacteurs à neutrons rapides (RNR)
3b	Incinération du plutonium dans des REP et des RNR ; cycle du combustible à double strate
3bV	Incinération du plutonium dans des REP et des systèmes hybrides
3cV1	Stratégie tout RNR à caloporteur gaz avec combustible carbure
3cV2	Stratégie tout RNR à caloporteur sodium ; pas de recyclage de l'uranium



Rudy de Barse, Electabel S.A.

développement durable. Les mesures utilisées dans l'évaluation sont les rapports entre les valeurs des indicateurs pour un cycle donné et leurs valeurs pour le cycle de référence (REP, cycle ouvert).

Plusieurs autres paramètres sont estimés et comparés dans l'étude pour compléter l'évaluation et donner une vision globale des cycles du combustible analysés. Ces paramètres comprennent les flux de plutonium séparé et les volumes des déchets de faible et moyenne activité à vie courte.

La consommation d'uranium est fonction de la proportion de réacteurs rapides dans le parc nucléaire ; un parc tout RNR à caloporteur gaz permet une réduction potentielle théorique de deux ordres de grandeur par rapport au cycle de référence (REP, cycle ouvert). Les quantités de transuraniens rejetées avec les déchets peuvent être divisées par six avec les cycles partiellement fermés, et cette réduction peut atteindre jusqu'à deux ordres de grandeur avec les cycles entièrement fermés.

L'activité des DHA après 1 000 ans n'est pas sensiblement modifiée par les cycles partiellement fermés, mais les cycles entièrement fermés peuvent la réduire dans une proportion approchant deux

ordres de grandeur. Le volume des DHA est nettement réduit par tous les cycles avec retraitement et recyclage, le facteur de réduction pouvant atteindre 24 pour certains cycles entièrement fermés.

Aucun cycle ne divise par plus de quatre la chaleur de décroissance des DHA après 50 ans par rapport au cycle de référence. Toutefois, la chaleur de décroissance après 200 ans est divisée jusqu'à 30 fois avec les cycles faisant intervenir la séparation et la transmutation des actinides mineurs.

Les évaluations de la performance des dépôts sont fondées sur l'analyse des effets de différentes compositions isotopiques des DHA et de leur charge thermique sur la capacité du dépôt et sur les doses maximales relâchées. Conformément à l'approche adoptée dans les pays de l'OCDE, tous les concepts de dépôt envisagés garantissent que les doses maximales relâchées dans la biosphère à un moment quelconque dans des conditions normales restent nettement en deçà des seuils de radioprotection acceptés et des limites autorisées.

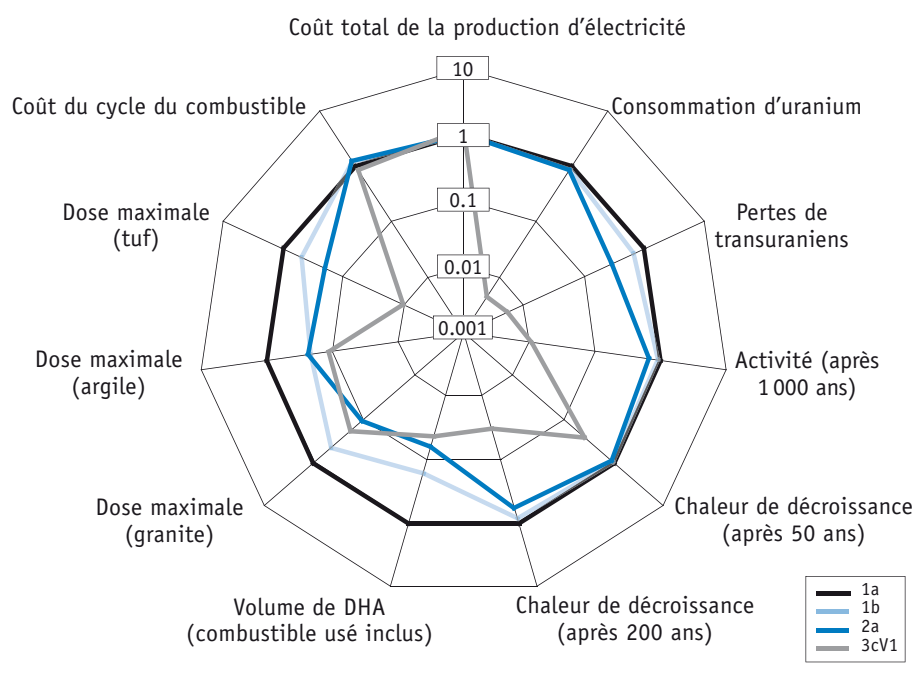
Dans ce contexte, l'avantage comparatif d'un cycle déterminé par rapport au cycle ouvert de référence est la quantité supplémentaire de DHA qui pourrait être stockée dans un dépôt donné tout

Tableau 2. Indicateurs d'évaluation comparatifs

Indicateur	Unité
Consommation d'uranium naturel	kgU/TWh
Volume de DHA conditionnés, y compris le combustible utilisé	kg de métal lourd/TWh
Pertes de transuraniens/transfert aux DHA	kgTRU/TWh
Activité des DHA après 1000 ans	TBq/TWh
Chaleur de décroissance des DHA après 50 ans	W_{th}/TWh
Chaleur de décroissance des DHA après 200 ans	W_{th}/TWh
Dose maximale au contact du dépôt des DHA dans l'argile*	Sv par an/TWh
Dose maximale au contact du dépôt des DHA dans le granite*	Sv par an/TWh
Dose maximale au contact du dépôt des DHA dans du tuf*	Sv par an/TWh
Coût du cycle du combustible	US\$/TWh
Coût total de la production d'électricité	US\$/TWh

* Les doses maximales calculées pour le stockage des DHA dans le sel sont extrêmement faibles et les différences entre les cycles du combustible à cet égard ne sont pas suffisamment significatives pour pouvoir être utilisées comme un indicateur de comparaison.

Figure 1. Comparaison des principaux indicateurs pour les cycles représentatifs



en respectant les limites de doses. La charge thermique et le volume des déchets sont les paramètres les plus affectés. Par exemple, certains cycles du combustible avancés pourraient permettre de stocker dans un dépôt les déchets résultant d'une production d'électricité 5 à 20 fois supérieure à la production atteinte avec le cycle de référence (REP, cycle ouvert).

Les analyses de l'évolution de la radioactivité dans les déchets au fil du temps illustrent les complémentarités et les échelles de temps pertinentes des trois grandes options en matière de gestion des déchets : conditionnement, stockage géologique, et séparation et transmutation. La séparation suivie de la transmutation, le stockage, l'incorporation dans des matrices durables, le conditionnement et le stockage dans des formations géologiques profondes sont des moyens redondants et complémentaires de parvenir à un confinement sûr des déchets.

L'analyse économique réalisée dans l'étude montre que les différences dans le coût total de la production d'électricité entre les différents cycles envisagés ne sont pas significatives car les coûts de la gestion et du stockage des déchets ne représentent qu'une très petite fraction des coûts de production. Toutes les options, y compris les plus avancées, peuvent être mises en œuvre sans compromettre

la compétitivité de l'électricité nucléaire. Les différences entre les coûts du cycle du combustible sont plus évidentes, mais il est clair qu'elles ne constituent pas un facteur décisif pour évaluer et comparer les différentes options.

Les principaux résultats de l'analyse sont récapitulés dans la Figure 1. Le diagramme en toile d'araignée présente les indicateurs sur des échelles logarithmiques. Plus l'indicateur est proche du centre, meilleure est la performance du cycle.

On peut retenir des conclusions de l'étude le message essentiel suivant : quels que soient les cycles du combustible considérés, tous les concepts de dépôt analysés offrent des solutions fiables et sûres pour le stockage des DHA. Compte tenu de la flexibilité des cycles du combustible avancés en cours de développement, il est possible de concevoir des cycles innovants qui utilisent les ressources de façon plus efficace et produisent moins de déchets à des coûts acceptables. ■

Référence

1. AEN (2006), *Cycles du combustible nucléaire avancés et gestion des déchets radioactifs*, OCDE, Paris.

Impacts de la gestion et de la prolongation de la durée de vie des centrales nucléaires

P. Kovacs *

L'énergie nucléaire est un élément important de l'approvisionnement électrique dans de nombreux pays de l'OCDE et elle retient de plus en plus l'attention des pouvoirs publics et de la société civile en raison de son rôle potentiel indéniable dans des stratégies énergétiques à long terme visant la durabilité et cherchant à réduire au minimum les risques liés à un changement climatique planétaire. Il a été démontré, à la satisfaction des autorités de sûreté concernées, que beaucoup de centrales nucléaires actuellement en service pourraient être exploitées de façon sûre et efficace pendant une durée bien plus longue que celle envisagée à l'origine. Leur durée de vie pourrait probablement atteindre 50 ou 60 ans dans de nombreux cas.

Dans la plupart des pays de l'OCDE ayant un parc nucléaire en service depuis longtemps, la prolongation de la durée de vie des centrales nucléaires est un objectif stratégique reconnu pour contribuer à assurer un approvisionnement adéquat en électricité au cours des prochaines décennies. Dans ce contexte, l'AEN a récemment réalisé une étude dont l'objectif principal était d'examiner et d'analyser les répercussions de la prolongation de la durée de vie des centrales sur la gestion du cycle du

combustible, l'économie de l'énergie nucléaire, la gestion et la préservation des connaissances et, de façon plus générale, l'avenir de l'énergie nucléaire dans les pays de l'OCDE. L'étude examine les questions techniques, économiques, sociales et stratégiques liées à la gestion et à la prolongation de la durée de vie dans les pays optant pour un recours accru au nucléaire, dans les pays souhaitant maintenir ouverte l'option nucléaire et dans les pays ayant décidé une sortie progressive du nucléaire. Des pays de l'OCDE correspondant à chacune des catégories susmentionnées, ainsi qu'un pays membre n'exploitant pas de centrales nucléaires, étaient représentés dans le groupe d'experts qui a réalisé l'étude.

Le rapport du groupe, publié sous le titre *Gestion et prolongation de la durée de vie des centrales nucléaires*, présente les tendances, les avantages et les défis technico-économiques, ainsi que les répercussions environnementales d'une gestion de la durée de vie des centrales nucléaires visant à en prolonger l'exploitation. Des extraits des principales conclusions de l'étude sont présentés ci-dessous.

Avantages d'une prolongation de l'exploitation

L'étude conclut que les principaux avantages sont d'ordre économique dans la mesure où :

- La prolongation de la durée de vie d'une centrale évite d'avoir à investir immédiatement dans une nouvelle capacité de production d'électricité.
- Il est moins coûteux d'investir dans la gestion de la durée de vie que dans n'importe quel type de capacité de remplacement, même si des investissements supplémentaires peuvent être nécessaires pour améliorer la centrale.
- Le coût spécifique (par kWh) de la gestion des déchets et du démantèlement peut être réduit.

* M. Pal Kovacs (pal.kovacs@oecd.org) travaille dans la Division du développement nucléaire de l'AEN.

- Le prix du combustible nucléaire étant généralement plus bas et plus stable que celui des combustibles fossiles, l'option de la prolongation de la durée de vie devrait permettre de produire une électricité moins chère qu'avec toute autre filière disponible, ce qui est un bénéfice clair pour l'économie nationale.

Au cours de la vie utile d'une centrale, qui s'étend sur plusieurs décennies, on pourra souvent améliorer la sûreté de l'installation en rénovant les systèmes, structures et composants (SSC). Certaines de ces rénovations peuvent être requises par les autorités de sûreté, tandis que d'autres seront réalisées par l'exploitant de la centrale dans le cadre d'opérations de maintenance régulière ou pour améliorer les performances d'exploitation. Ainsi, une centrale en activité depuis 30 ou 40 ans peut très bien être équipée de nombreux SSC bien plus récents. La prolongation de l'exploitation concourt à justifier les investissements dans ce type de rénovation, ce qui signifie qu'elle contribue également à élever les niveaux de sûreté.

La prolongation de la durée de vie des centrales nucléaires contribue à la sécurité et à la stabilité de l'approvisionnement énergétique. La sûreté demeure primordiale à tous les stades de l'exploitation prolongée. Par ailleurs, la prolongation de l'exploitation peut permettre de fournir de l'énergie sans les impacts environnementaux importants que pourraient causer d'autres filières de production d'électricité (en particulier les émissions de CO₂). La plupart des pays qui exploitent des centrales nucléaires considèrent que la filière nucléaire contribue à la durabilité de leur système global d'approvisionnement en énergie, car elle réduit au minimum les effets irréversibles et à long terme de la production d'énergie sur l'environnement.

Sûreté nucléaire et cadre réglementaire

Lorsque le parc actuel de réacteurs nucléaires a été construit, les exigences concernant la sûreté des centrales existantes étaient suffisamment strictes pour que la construction des centrales intègre des marges considérables dans la conception. L'existence de telles marges peut faciliter la prolongation de l'exploitation des centrales nucléaires existantes. L'expérience en matière d'exploitation, l'amélioration des techniques d'analyse et la formation du personnel contribuent aussi à garantir la sûreté de la prolongation de l'exploitation, même s'il convient de prendre dûment en compte la possibilité de mécanismes de vieillissement inconnus. Dans la mesure où les systèmes, structures et composants des centrales nucléaires sont correctement gérés, la prolongation de l'exploitation offre la possibilité d'assurer la transition entre la génération actuelle

de centrales nucléaires et les futures générations de centrales – qu'elles soient ou non nucléaires.

Les SSC des centrales peuvent être classés critiques ou non critiques. Les SSC critiques sont des éléments dont la défaillance compromettrait la sûreté et la fiabilité de la centrale et qu'il faut donc réparer ou remplacer avant qu'ils ne deviennent défectueux. Les programmes de maintenance préventive en vigueur concourent à améliorer la sûreté et la fiabilité des centrales en assurant la maintenance et le remplacement des éléments critiques.

Bien que la grande majorité des SSC critiques d'une centrale nucléaire puissent être remplacés si nécessaire, il existe quelques composants majeurs (notamment la cuve sous pression du réacteur de la plupart des centrales) qui sont jugés non remplaçables, que ce soit pour des raisons économiques ou techniques. S'agissant de ces composants, il est nécessaire de mettre en œuvre des programmes de gestion du vieillissement.

Ce processus d'optimisation de la rénovation et de la gestion du vieillissement d'une centrale est vital dans la perspective d'une prolongation de l'exploitation. Il suppose des efforts de recherche et développement continus destinés à comprendre et à atténuer l'impact des mécanismes de vieillissement, en particulier ceux affectant les composants non remplaçables, et implique une coopération étroite des exploitants avec les fournisseurs des réacteurs et diverses sociétés de génie nucléaire.

Pour que la durée de vie d'une centrale puisse être prolongée, il est important que le cadre réglementaire soit clair et prévisible. La rénovation de la centrale et le remplacement des SSC passent par des investissements effectués en temps voulu qui seront certainement influencés par la perspective d'une prolongation de la durée d'exploitation. Ce processus ne pourra être optimisé que si les réglementations à respecter sont connues plusieurs années à l'avance. Il faut donc que le processus de consultation entre les autorités de sûreté et les exploitants de centrales soit entamé largement en amont. Une fois décidées, les procédures aboutissant au renouvellement de la licence ou à la prolongation de l'autorisation doivent être accomplies sans tarder.

La politique énergétique et le contexte politique sont d'autres facteurs importants. Si la politique énergétique nationale considère la prolongation de la durée de vie des centrales comme une option intéressante et facilite sa réalisation, nul doute que les exploitants seront encouragés à s'organiser en conséquence et à faire les investissements nécessaires bien à l'avance. Sur le plan politique, il peut même être plus facile d'autoriser la poursuite de l'exploitation d'une centrale que de décider d'en

Résultats prévus et potentiels des augmentations de puissance et des programmes de gestion de la durée de vie des centrales destinés à en prolonger l'exploitation dans certains pays membres de l'OCDE/AEN

Pays	Augmentation de puissance	Prolongation de la durée de vie
Allemagne	Oui	Politique de sortie progressive du nucléaire
Belgique	Oui	Politique de sortie progressive du nucléaire
Espagne	Achevée pour 8 tranches, augmentation de puissance de 550 MWe	Prévue, potentiellement jusqu'à 60 ans (8 tranches)
États-Unis	Continue pour de nombreuses tranches, augmentation de puissance totale de plus de 4 000 MWe d'ici 2012	Prolongation de licence délivrée à 41 tranches (mai 2006) pour une durée d'exploitation étendue à 60 ans
Finlande	Augmentation de puissance de 18 MWe achevée en 2005 pour la tranche 2 d'Olkiluoto, prévue en 2006 pour la tranche 1	Durée de vie prévue de 60 ans pour les tranches 1 et 2 et pour la tranche 3 (EPR) d'Olkiluoto ; durée de vie prévue pour Loviisa (2 tranches) prolongée à 50 ans
France	Non	Durée de vie de 40 à 60 ans (58 tranches)
Japon	Non	Durée de vie de 40 à 60 ans
Hongrie	En cours pour 4 tranches, augmentation de puissance jusqu'à 150 MWe	Prévue à 50 ans (4 tranches)
Mexique	Oui	Durée de vie de 40 à 60 ans
République de Corée	Oui	Durée de vie de 40 à 60 ans
République slovaque	En cours pour 4 tranches, augmentation de puissance jusqu'à 220 MWe	Planifiée à 40 ans, potentiellement 60 ans (4 tranches)
République tchèque	Prévue	Prévue à 40 ans, potentiellement à 60 ans (4 tranches)
Royaume-Uni	Non	Prévue à 35 ans (5 centrales) ou 30 ans (2 centrales), prolongations supplémentaires
Slovénie	Oui	Durée de vie de 40 à 60 ans
Suède	En cours pour 8 tranches, augmentation de puissance jusqu'à 1 296 MWe	Prévue, jusqu'à 60 ans ou plus (8 tranches)
Suisse	Oui	Durée de vie de 40 à 60 ans

construire une nouvelle. Néanmoins, les propriétaires de centrales nucléaires ont parfois continué de tabler sur une prolongation éventuelle de la durée de leur parc, même lorsque le soutien politique était incertain.

Plus généralement, il est crucial de gagner la confiance du public pour les projets de prolongation de la durée de vie des centrales nucléaires.

Même si les habitants de la zone immédiatement voisine d'une centrale nucléaire y sont généralement favorables, une prolongation de la période d'exploitation suscite parfois des inquiétudes à propos de la sûreté. Le public doit être correctement informé des programmes de prolongation de l'exploitation et des mesures prises pour maintenir le niveau de sûreté. Il est également nécessaire de

débatte des avantages d'une prolongation de la durée de vie et des inquiétudes qu'elle suscite.

Expérience en matière d'exploitation

Un des objectifs importants de la gestion de la durée de vie des centrales destinées à en prolonger l'exploitation consiste à améliorer leurs performances de fonctionnement. Elle inclut des rénovations pour renforcer la fiabilité et, ce faisant, augmente les facteurs de disponibilité. Souvent, on peut aussi accroître la production d'électricité d'une centrale en augmentant la puissance de son réacteur (voir tableau) et/ou de son groupe turboalternateur, tout en continuant à respecter les prescriptions élémentaires et les conditions d'attribution de l'autorisation d'exploitation.

Les programmes de gestion de la durée de vie des centrales ont déjà permis d'importantes améliorations des performances opérationnelles de nombreuses centrales nucléaires dans les pays de l'OCDE, d'où une forte augmentation de la valeur de ces actifs nucléaires. L'optimisation de la gestion du combustible (par exemple en augmentant le taux d'enrichissement et le taux de combustion du combustible nucléaire) a procuré des gains de performance supplémentaires et réduit dans le même temps la production spécifique (par kWh) de déchets radioactifs et de combustible usé.

Aspects humains de la prolongation de l'exploitation

Certains aspects humains de la prolongation de l'exploitation ont également été analysés dans l'étude. Avec la prolongation de l'exploitation, les centrales nucléaires pourraient avoir une durée de vie totale de 50 à 60 ans. C'est pourquoi, la gestion et la préservation des connaissances sont cruciales. Les centrales peuvent être considérées comme des projets plurigénérationnels qui passeront sous la responsabilité de plusieurs générations successives d'ingénieurs et de spécialistes. Les propriétaires de centrales et les pouvoirs publics doivent prendre des mesures pour soutenir les programmes de formation et offrir des perspectives de carrière convenables aux jeunes chercheurs et ingénieurs pour que le secteur nucléaire dispose d'une main-d'œuvre suffisamment nombreuse et compétente.

La coopération et la coordination internationales ont un rôle important à jouer pour susciter la confiance dans la prolongation de l'exploitation des centrales. Il faut s'assurer que les normes reconnues au plan international s'appliquent à toutes les centrales nucléaires, afin d'apaiser les inquiétudes des pouvoirs publics et de la population des pays voisins. Les possibilités d'échanges

d'expérience et d'information sur les centrales dotées de réacteurs de conception similaire sont considérables dans le domaine de la réglementation et ces échanges pourraient déboucher sur un degré élevé d'harmonisation des prescriptions relatives à la prolongation de la durée de vie. Les organisations internationales ont un rôle important à jouer à cet égard.

Au niveau industriel, la coopération dans les domaines de la planification et de la R-D entre les exploitants, les fournisseurs de réacteurs et les organismes d'assistance technique à travers le monde contribuera à faire respecter des pratiques exemplaires dans tous les pays lors de la mise en œuvre des programmes de gestion et de prolongation de la durée de vie des centrales, tout particulièrement lorsque des centrales implantées dans des pays différents sont de conception similaire. Grâce à ce type de coopération, les bénéfices attendus d'une prolongation de l'exploitation pourront profiter au plus grand nombre.

Conclusions

Les pays qui disposent d'un parc nucléaire en service depuis longtemps envisagent désormais très sérieusement la possibilité de poursuivre l'exploitation des centrales au-delà de leur durée de vie initialement prévue. Dans la plupart des pays de l'OCDE, la prolongation de l'exploitation des centrales nucléaires est déjà considérée comme un objectif stratégique en vue de garantir un approvisionnement en électricité suffisant au cours des prochaines décennies.

Non seulement la prolongation de l'exploitation des centrales nucléaires présente des avantages économiques non négligeables, mais elle peut aussi contribuer à améliorer la sûreté des centrales et à minimiser les émissions de CO₂. Bien que la gestion et la prolongation de la durée de vie d'une centrale doivent être considérées de manière indépendante à la lumière des spécificités et des conditions économiques propres à chaque centrale, les études effectuées dans plusieurs pays membres permettent de conclure que pour la plupart des types de réacteurs, il n'existe aucun problème technique majeur connu qui soit susceptible de limiter la durée de vie des centrales à moins de 50 ou 60 ans. Les obstacles qui restent à surmonter concernent entre autres, la qualité de la planification et de la gestion, la capacité de travailler avec les cadres réglementaires et administratifs existants dans le domaine de l'énergie, l'obtention de la confiance du public, la réalisation de la R-D requise et une bonne gestion des connaissances. La coopération internationale dans les secteurs public et privé peut contribuer au succès de la mise en œuvre de la prolongation de l'exploitation des centrales. ■

Examen international par les pairs de l'auto-évaluation d'une autorité de sûreté nucléaire

L. Högberg, J. Gauvain *

L'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire (AEN) a pour mission reconnue d'aider ses pays membres à maintenir et à approfondir, par l'intermédiaire de la coopération internationale, les bases scientifiques, technologiques et juridiques indispensables à une utilisation sûre, respectueuse de l'environnement et économique de l'énergie nucléaire. Dans ce contexte, le Comité sur les activités nucléaires réglementaires (CANR) constitue pour les représentants de haut niveau des organismes compétents en matière de réglementation nucléaire, un cadre pour échanger des informations et des données d'expérience sur les politiques et pratiques réglementaires nucléaires dans les pays membres de l'AEN et faire le point des faits intervenus qui sont susceptibles d'influer sur les prescriptions réglementaires. Le Comité encourage également la coopération entre les pays membres afin de mettre à profit l'expérience acquise dans les mesures visant à améliorer la sûreté, d'augmenter l'efficacité et de maintenir les moyens et la compétence nécessaires dans le domaine nucléaire.

Demande par le CSN d'un examen par les pairs

Il s'est produit le 25 août 2004 à la centrale nucléaire Vandellós II un événement qui a affecté le fonctionnement de son circuit principal d'eau brute secourue (SEC). La suite donnée à cet événement touchant à la sûreté et les activités menées en liaison avec l'exploitant par le *Consejo de Seguridad Nuclear* (CSN), l'autorité chargée de la réglementa-

tion nucléaire en Espagne, a abouti à un rapport du CSN intitulé *Lessons Learnt from the Essential Service Water System Piping Degradation Event at the Vandellós II Nuclear Power Plant*, dénommé ci-après « Rapport du CSN sur les enseignements tirés ».

En octobre 2005, le CSN, s'appuyant sur une demande adressée par le Congrès espagnol, a officiellement demandé à l'AEN de réaliser un examen international par les pairs du Rapport du CSN sur les enseignements tirés. L'objectif de cet examen était d'établir un rapport sur la pertinence et l'exhaustivité des enseignements tirés, tels que définis par l'autorité de sûreté. L'AEN a accepté d'organiser cet examen, dans la mesure où il était clair qu'il ne bénéficierait pas uniquement au CSN, mais qu'il serait aussi utile aux autorités de sûreté nucléaire des autres pays membres. L'AEN a constitué une équipe d'examen internationale composée d'experts¹ de haut niveau, qui a établi un rapport dans les trois mois, conformément au calendrier convenu. Le rapport² a été bien accueilli par le CSN, et ses conclusions, qui ont été présentées à la réunion de juin 2006 du CANR, sont récapitulées ci-dessous.

Aperçu général de l'événement et actions réglementaires correspondantes

Le 25 août 2004, une trappe de visite s'est rompue dans la tuyauterie du circuit principal d'eau brute secourue (SEC) dans la tranche 2 de la centrale nucléaire de Vandellós. La fonction de ce circuit est de fournir la source froide ultime de la plupart des systèmes de sûreté de la centrale. Au cours de l'événement, la voie B de ce circuit a été totalement perdue et le refroidissement des systèmes de la centrale a été assuré par la voie A. L'exploitant a informé le CSN que la centrale avait été mise à l'arrêt pour réparer la brèche dans la voie B ainsi que l'élément symétrique dans la voie A, et pour procéder à des vérifications supplémentaires du

* M. Lars Högberg (lars.hogberg1@comhem.se), de Suède, était Président de l'Équipe internationale d'examen ; M. Jean Gauvain (jean.gauvain@oecd.org) travaille dans la Division de la sûreté nucléaire de l'AEN.

circuit. Le CSN s'est assuré que la centrale avait suivi ses procédures d'examen interne prévues pour les réparations, et le 29 août, le Comité de sûreté de la centrale a approuvé le redémarrage de la production. Aucune approbation du CSN n'a été jugée nécessaire en application du cadre juridique et des procédures d'autorisation en vigueur en Espagne.

L'inspecteur résident du CSN a rapidement informé le siège du CSN de l'événement, puis rendu compte des mesures prises par l'exploitant. Le 31 août, l'inspecteur résident a adressé une note au CSN faisant état d'un certain nombre de circonstances justifiant un surcroît d'attention. Le CSN a pris conscience de l'importance de l'événement du point de vue de la sûreté et s'est interrogé en interne sur l'opportunité de dépêcher une équipe d'inspection spéciale à la centrale. Finalement, il a été décidé d'inscrire l'événement à l'ordre du jour, en tant que question spéciale, de l'inspection pluridisciplinaire du CSN, qui devait commencer le 20 septembre.

L'inspection pluridisciplinaire et les recherches ultérieures réalisées par le CSN ont révélé, qu'apparemment, l'exploitant était au fait de l'état de dégradation du SEC un certain temps avant la survenue de l'événement. Une analyse des causes premières réalisée par le CSN a montré que les inspections régulières du système menées par l'exploitant avaient mis à jour une intense corrosion de la partie externe du col de la trappe de visite dans les deux voies en 1998. Malgré ce constat, l'exploitant n'a entrepris aucune mesure corrective appropriée, ni informé l'autorité réglementaire de l'état de dégradation du circuit principal d'eau brute. En outre, l'état de dégradation a échappé pendant des années au programme d'inspection réglementaire réalisé indépendamment par le CSN.

La corrosion généralisée du SEC constituait un risque de panne de cause commune dans les deux branches du système et, par conséquent, la détérioration de la défense en profondeur et de la sûreté de la centrale. Eu égard à l'importance de l'événement du point de vue de la sûreté et des défaillances révélées dans la culture de sûreté de l'exploitant, l'incident a finalement été classé au niveau 2 dans l'échelle INES.

Une fois pleinement reconnue l'importance de l'événement au plan de la sûreté, le CSN a pris un certain nombre de mesures réglementaires pour obliger l'exploitant à apporter des améliorations à la sûreté. Récemment, le CSN a également proposé d'intenter une action en justice contre l'exploitant.

Par ailleurs, le CSN s'est livré à un examen interne pour mettre en lumière les enseignements tirés de l'événement. Le processus d'examen interne

a ensuite été décomposé en plusieurs étapes, qui ont abouti au Rapport sur les enseignements tirés approuvé par le CSN plénier le 18 novembre 2005. Le rapport analyse les aspects de l'événement liés au processus d'autorisation et d'inspection, à la communication interne au sein de l'organe réglementaire, à l'interaction entre l'exploitant et l'autorité réglementaire et à la communication de cette dernière avec les institutions nationales et internationales, les médias et le public. Dans chacun de ces quatre domaines, le rapport contient des conclusions sur les enseignements tirés et les propositions d'action du CSN qui visent à éviter la répétition de situations analogues dans l'avenir. C'est la version finale de ce rapport, tel qu'il a été approuvé par le CSN plénier, qui a servi de base à l'examen international par les pairs.

Principales conclusions et recommandations de l'examen par les pairs

L'Équipe d'examen a considéré que le Rapport du CSN sur les enseignements tirés était un effort louable d'auto-évaluation réglementaire. La réalisation de telles auto-évaluations est conforme aux meilleures pratiques internationales. Le Rapport du CSN sur les enseignements tirés, complété par les résultats de l'examen international par les pairs, devrait permettre à l'autorité réglementaire de prendre les mesures qui conviennent pour s'assurer que sa supervision réglementaire est également à la hauteur des meilleures pratiques internationales.

L'Équipe d'examen a largement fait siennes les mesures proposées dans le Rapport du CSN. Elle a ajouté à ces propositions de mesures ses propres suggestions, amplifiant, développant et élargissant la portée de certaines des mesures proposées dans le rapport. La plupart des mesures suggérées, tant dans le Rapport du CSN que dans l'examen par les pairs, ont une dimension technique relativement poussée. Pour donner une vision générale et faciliter la transposition des mesures proposées en un plan d'action approprié, l'Équipe d'examen a dégagé les principales conclusions et recommandations ci-après, qui récapitulent les mesures clés proposées dans le Rapport du CSN sur les enseignements tirés, tel que complété par l'Équipe d'examen.

L'Équipe d'examen a conclu que, du point de vue de la sûreté, l'aspect le plus inquiétant de l'événement est d'abord et avant toute chose les importantes insuffisances relevées dans la performance de l'exploitant en matière de gestion de la sûreté. La dégradation du circuit principal d'eau brute avait été décelée par l'exploitant plusieurs années avant l'événement, mais aucune mesure corrective appropriée n'avait été prise et l'autorité

réglementaire n'avait pas été informée. Cependant, si la responsabilité première de la sûreté incombe à l'exploitant, l'événement a également jeté un doute sur la supervision réglementaire dont les lacunes qui ont été mises à jour ont contribué au fait que l'autorité réglementaire n'a détecté ni la dégradation du circuit principal d'eau brute, ni les insuffisances de l'exploitant en matière de gestion de la sûreté en amont de l'événement. L'Équipe d'examen a soumis les recommandations générales suivantes :

- L'autorité réglementaire doit évaluer les différences entre son programme réglementaire et les processus et instruments de supervision qui s'y rapportent avec ceux de son programme de référence (US NRC), tout en prenant également en compte les bonnes pratiques réglementaires appliquées ailleurs, notamment par les autres autorités réglementaires nucléaires au sein de l'Union européenne. Cet examen comparatif devrait être effectué selon une démarche holistique et systématique, en regardant au-delà des lacunes spécifiques relevées par l'événement de Vandellós. En particulier, l'examen devrait comprendre une évaluation approfondie de la philosophie de l'autorité réglementaire concernant la supervision de la gestion de la sûreté par l'exploitant au regard des bonnes pratiques appliquées tant aux États-Unis qu'en Europe.
- Il faudrait que l'autorité réglementaire évalue ses divers modes d'interaction avec les exploitants, pour veiller à l'existence de politiques et lignes directrices internes claires et appropriées pour les différents types d'interaction et échanges d'informations entre l'autorité réglementaire et les exploitants. Cette évaluation devrait comprendre un examen de la façon dont l'autorité réglementaire obtient, analyse et explicite les informations relatives à la sûreté communiquées par les exploitants des centrales nucléaires, puis réagit à ces informations, tant dans le cadre du processus normal de supervision réglementaire qu'en cas d'événements non programmés.
- Il faudrait que l'autorité réglementaire lance un examen interne des processus de travail en vigueur, en élaborant et en mettant en œuvre des mesures propres à assurer et à faciliter le bon fonctionnement de l'organisation, tant en ce qui concerne la prise de décision réglementaire que la gestion interne de l'organisme réglementaire. Dans ce contexte, il faudrait que l'autorité réglementaire élabore des lignes directrices internes claires pour le lancement et l'exécution d'auto-évaluations.
- Il faudrait que l'autorité réglementaire étudie la valeur ajoutée que lui apporterait l'adjonction d'un groupe consultatif d'experts techniques,

comparable à celui dont se sont dotés les organismes réglementaires nucléaires de nombreux autres pays, chargé d'émettre des avis techniques indépendants au CSN plénier sur les questions de sûreté, ce qui lui donnerait également un rôle important dans les processus internes d'assurance qualité de l'organe réglementaire.

- Il faudrait que l'autorité réglementaire élabore et mette en œuvre une politique et une stratégie d'information anticipatives, en s'inspirant de l'expérience disponible au travers du Groupe de travail sur la communication des autorités de sûreté nucléaire avec le public (WGPC) de l'AEN/CANR. Cette politique et cette stratégie d'information devraient marquer une distinction nette entre les rôles respectifs de l'exploitant et de l'autorité réglementaire dans l'information du public.

Enfin et surtout, il faudrait que l'autorité réglementaire inscrive les mesures proposées dans le Rapport du CSN sur les enseignements tirés, ainsi que les recommandations et suggestions de l'Équipe d'examen, dans un plan d'action spécifique, en précisant les priorités, les responsabilités et les ressources affectées aux diverses tâches, et aussi les échéances pour l'achèvement des travaux et pour l'évaluation de l'efficacité des mesures prises. Ce plan d'action commencerait par des activités visant à dégager à l'intérieur de l'organe réglementaire une interprétation commune des insuffisances actuelles dans sa supervision réglementaire et de la façon dont elles s'enracinent dans les attitudes dominantes et les processus internes de prise de décision.

Remarques finales

L'examen international par les pairs n'aurait pas été aussi fructueux sans l'engagement actif du personnel du CSN qui a pris part à l'examen, et la diligence et l'esprit d'ouverture avec lesquelles il a réagi à l'examen et aux demandes d'information de l'Équipe d'experts. Cet examen par les pairs de l'AEN dans le domaine de la sûreté et de la réglementation nucléaires était une première et il a prouvé la capacité de l'Agence d'organiser rapidement et efficacement des examens ciblés de la sûreté, qui complètent les autres activités réalisées par l'AEN revêtant un intérêt pour de nombreux pays membres. ■

Notes

1. L'équipe internationale d'examen était composée des spécialistes suivants : M. Lars Högberg (Président, Suède), M. Samuel A. Harbison (Royaume-Uni), M. Jean-Pierre Clausner (France), M. Ellis W. Merschoff (États-Unis) et M. Jean Gauvain (Secrétariat de l'AEN).
2. AEN (2006), *Learning from Nuclear Regulatory Self-assessment: International Peer Review of the CSN Report on Lessons Learnt from the Essential Service Water System Degradation Event at the Vandellós Nuclear Power Plant*, OCDE/AEN, Paris.

Libération des sites des installations nucléaires

J.L. Santiago, C. Pescatore, T. Eng *

Le fait que plus de 500 centrales nucléaires ont été construites et exploitées dans le monde entier donne une idée de l'ampleur des défis que représente à terme le démantèlement des installations nucléaires. Plus de 80 % de ces centrales se trouvent dans les pays membres de l'OCDE/AEN, et la plupart d'entre elles (quelque 350 centrales ayant un âge moyen de 20 ans) devront être démantelées dans les décennies à venir. Selon un récent calendrier¹, les activités de démantèlement devraient culminer aux alentours de 2015.

Les activités de démantèlement comportent plusieurs étapes qui mènent à l'objectif ultime de libérer les installations et les sites du contrôle réglementaire. Jusqu'à ce jour, une expérience considérable a été acquise en ce qui concerne la libération des matériaux et des bâtiments. Cependant, la libération des sites des installations nucléaires du contrôle radiologique n'a été pratiquée que dans un petit nombre de projets de démantèlement car la plupart des projets ne sont pas encore à la veille de la libération du site, ou bien les sites sont ou seront réutilisés pour des activités nucléaires.

Le Groupe de travail de l'OCDE/AEN sur le déclassement et le démantèlement (WPDD) a entrepris d'étudier les différents aspects à prendre en compte quand on cherche à lever le contrôle radiologique d'un site. Les résultats de l'étude devront être utiles à un certain nombre de projets de démantèlement où la libération du site est prévue ou déjà entamée. Le présent article récapitule les principales conclusions de l'étude, que l'on peut trouver dans la publication de l'AEN intitulée *Libération des sites des installations nucléaires : Rapport de synthèse* ².

* M. Juan Luis Santiago (jsaa@enresa.es) est Chef du Département Projets à ENRESA, en Espagne ; M. Claudio Pescatore (pescatore@nea.fr) et M. Torsten Eng (torsten.eng@oecd.org) travaillent dans la Division de la radioprotection et de la gestion des déchets radioactifs de l'AEN.

Principaux aspects à prendre en compte pour libérer un site

Le rapport de synthèse de l'AEN recense un certain nombre de thèmes et de considérations utiles pour la libération des sites. Le rapport met l'accent sur le rôle des notions d'autorisation et de libération, et donne des orientations concernant l'établissement de critères de libération. Les autres aspects envisagés sont l'élaboration d'un plan pour l'enquête finale, dont la détermination des spectres types (voir explications ci-dessous), les techniques de mesure, la soustraction du fond de rayonnement naturel, les critères statistiques et l'évaluation des données, ainsi que la question de la contamination du sous-sol.

► **Il incombe à l'autorité compétente d'un pays où la libération des sites sera mise en œuvre de décider du critère de dose approprié qui sera utilisé.**

Les avis divergent quant à savoir si l'on doit appliquer le même critère à la libération des terrains et à celle des matériaux (10 µSv/an) ou s'il faudrait prévoir davantage de souplesse. Certains pays utilisent des valeurs de dose pouvant aller jusqu'à 250 µSv/an pour les sites, d'autres préfèrent 100 µSv/an. Quelques-uns ont même retenu le seuil de 10 µSv/an. Cependant, les matériaux peuvent franchir les frontières, ce qui n'est pas le cas des sols. Respecter dans tous les cas un critère de 10 µSv/an pourrait être un gaspillage d'effort. Beaucoup d'installations pourraient facilement respecter le seuil de 250 µSv/an, mais descendre à une norme de 10 µSv/an supposerait un surcroît d'effort que ne justifierait pas toujours la réduction de la dose individuelle potentielle. Néanmoins, au stade actuel, il pourrait s'avérer judicieux d'accorder aux pays une marge de manœuvre en attendant d'acquérir davantage d'expérience dans la libération des sites. Une démarche souple offre la possibilité d'appliquer le principe ALARA, ou principe d'optimisation, et de tirer le meilleur parti des ressources disponibles.

Les seuils de libération sont généralement calculés à l'aide de modèles radiologiques qui sont eux-mêmes des scénarios décrivant une multitude de situations et de voies d'exposition.

- En général, les évaluations spécifiques au site privilégieront un petit nombre de voies et de scénarios d'exposition adaptés aux conditions qui existent sur place. Ces modèles tiendront compte des particularités du site, comme sa taille, le spectre type, les données disponibles sur l'usage futur du site, ainsi que les paramètres météorologiques et hydrologiques, entre autres.
- Les démarches générales, quant à elles, doivent pouvoir s'adapter à un plus grand nombre de sites différents dont les propriétés ne sont pas connues *a priori* et ne peuvent donc pas être intégrées dans les modèles. Ces modèles doivent inclure toutes les voies et tous les scénarios d'exposition susceptibles de se rencontrer sur tous les sites du pays ou de la région auxquels s'appliqueront les seuils de libération calculés. Il est donc possible que ces modèles présentent une marge de sécurité supérieure par rapport aux évaluations spécifiques.

Les modèles employés dans un certain nombre de pays contiennent généralement des scénarios prévoyant toutes les voies d'exposition. On trouvera dans la figure ci-dessous un aperçu schématique de ces voies d'exposition. Les modèles radiologiques sont utilisés pour calculer les seuils de libération applicables à plusieurs radionucléides qui sont, ou que l'on juge pertinents pour les mesures de libération.

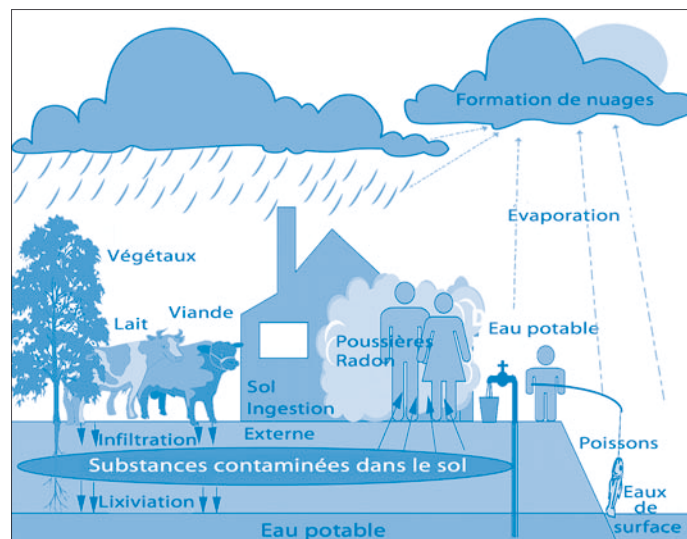
Si le site remplit les critères de libération requis compte tenu d'un éventail raisonnable d'utilisations possibles, il convient d'en prononcer la libération inconditionnelle, ce qui est l'option privilégiée. Au cas où cela ne serait pas possible, le site pourrait toujours, après réaménagement, faire l'objet d'une libération conditionnelle, c'est-à-dire assortie de restrictions. Dans ce dernier cas, les restrictions applicables à l'utilisation du site doivent être conçues et appliquées aussi longtemps que nécessaire pour garantir le respect de la contrainte de dose.

Certains sites peuvent faire l'objet d'une libération progressive. En d'autres termes, on pourra prononcer la libération d'une partie substantielle du site avant de lever les contrôles institutionnels sur la totalité du site, par exemple, si l'on prévoit l'implantation de nouvelles entreprises (non nucléaires) ou si l'on souhaite réduire la taille du site nucléaire soumis à autorisation. Cette situation peut se produire sur un site à plusieurs tranches où l'on démantèle un réacteur jusqu'au retour à l'herbe tandis que les autres tranches restent en service, ou sur un site nucléaire étendu dont certaines parties deviennent inutiles en raison des changements dans le programme nucléaire.

► **Un plan pour la libération et le bilan radiologique final du site doit être établi bien avant les mesures de libération.**

Lorsque la date de la libération du site approche, il est indispensable d'en planifier l'organisation ainsi que la réalisation du bilan radiologique final. Ce plan doit expliquer comment sera assurée la conformité du site aux critères de libération.

Voies d'exposition employées dans le code RESRAD



Partant de la caractérisation du site, il doit recenser les contaminants radiologiques et classer les zones concernées en fonction de la probabilité d'y trouver une radioactivité résiduelle. Ce plan doit également préciser les méthodes et les critères de performance qui seront utilisés lors de la réalisation du bilan et fixer le nombre et les emplacements des mesures ou des prélèvements d'échantillons indispensables pour s'assurer que les données recueillies suffiront à l'analyse statistique.

C'est pourquoi l'on a recours au concept de spectre type. Les pourcentages d'activité des radionucléides qui sont ou pourraient être présents à la surface ou à l'intérieur de la couche supérieure du sol du site sont déterminés avant la réalisation des mesures. Le spectre type a notamment pour objectif de déterminer les ratios d'activité entre les radionucléides qui sont faciles à mesurer, comme le cobalt-60 ou le césium-137, et ceux dont la mesure est plus problématique, à savoir les émetteurs alpha et les émetteurs bêta purs comme le strontium-90. Ces radionucléides faciles à mesurer sont souvent appelés radionucléides principaux car c'est de leur activité que l'on déduit celle des autres radionucléides.

Il importe de soustraire l'activité naturelle car le sol contient des quantités non négligeables de radionucléides appartenant aux chaînes de désintégration de l'uranium et du thorium ainsi que du potassium-40. En outre, la terre a été exposée à des retombées dont on peut également faire abstraction car elles ne résultent pas de la pratique menée sur le site.

► **Il existe pour les mesures de libération des sites des techniques appropriées combinées avec des méthodes statistiques.**

La plupart des techniques de mesure directes peuvent s'appliquer dans les cas où le spectre type contient une quantité suffisante de radionucléides émetteurs gamma ou bêta. Dans les zones contenant une quantité non négligeable d'émetteurs alpha ou d'autres radionucléides difficiles à mesurer ou qui ne peuvent pas être corrélés à un radionucléide lui-même facile à mesurer, l'échantillonnage pourrait être la seule méthode raisonnable.

Lorsque des mesures d'activité sont effectuées, il faut délimiter la zone à laquelle elles se rapportent. Une mesure par spectromètre gamma aligné *in situ* s'applique normalement à une surface d'environ 1 m². Les évaluations radiologiques effectuées en prévision de la libération des sites montrent que seule la connaissance des concentrations d'activité moyennes sur des superficies beaucoup plus grandes (100 m² à 10 000 m²) est pertinente. C'est ce qu'ont démontré plusieurs pays qui ont même introduit ce principe de calcul de moyennes sur des surfaces de cet ordre de grandeur dans leur législation nationale

(l'Allemagne par exemple). Ces superficies se prêtent particulièrement bien à la spectrométrie gamma *in situ* combinée à des méthodes statistiques.

Comme il n'est pas souhaitable d'effectuer des mesures sur l'intégralité de la surface du site qui doit être libérée, il faut définir des critères statistiques pour fixer le pourcentage de la surface qu'il convient de mesurer et la fiabilité des résultats obtenus. Ces évaluations statistiques dépendent de nombreux facteurs, tels que la technique de mesure, la probabilité de contamination et le niveau de confiance souhaité.

► **La contamination souterraine doit être prise en compte dans la libération des sites.**

Les critères de libération et les méthodes de surveillance s'appliquent en général à une radioactivité superficielle (affectant les 5 à 15 premiers centimètres du sol). Au cas où de grandes quantités de radioactivité résiduelle auraient pénétré plus profondément, il faut en tenir compte dans la modélisation radiologique et au moment de l'élaboration du bilan radiologique final.

Conclusions

La libération des sites d'installations nucléaires ou des lieux où s'est déroulée une utilisation autorisée de radionucléides est une pratique éprouvée dans les pays où plusieurs projets de démantèlement sont en cours ou achevés. Il existe des techniques de mesures associées à des méthodes statistiques permettant de calculer la densité des mesures en fonction du niveau de contamination du site. Les mesures à effectuer avant de libérer le site peuvent être exécutées rapidement lorsque le spectre type contient une forte proportion de radionucléides émetteurs gamma.

Plusieurs pays ont procédé avec succès à des libérations de sites en utilisant des critères de doses différents allant du domaine des doses négligeables (~ 10 µSv/an) à un pourcentage plus important de la dose individuelle de 1 mSv/an (~ 100 à 300 µSv/an). Divers modèles ont également été utilisés pour déduire des critères de libération applicables. Comme un site est par nature fixe après sa libération, harmoniser les critères et méthodes de libération au niveau international paraît moins nécessaire que, par exemple pour les ferrailles ou gravats qui peuvent être transportés d'un pays à l'autre et pour lesquels une harmonisation internationale semble souhaitable. ■

Références

1. AEN (2002), *Déclassement et démantèlement des installations nucléaires : État des lieux, démarches, défis*, OCDE/AEN, Paris.
2. AEN (2006), *Libération des sites des installations nucléaires : Rapport de synthèse*, OCDE/AEN, Paris.

Très hauts taux de combustion dans les réacteurs à eau légère

K. Hesketh, C. Nordborg *

Au fil du temps, le taux de combustion moyen au déchargement des réacteurs à eau ordinaire (REO) a été relevé au fur et à mesure des progrès technologiques. La limite pratique se situe aujourd'hui aux alentours de 50 gigawatt-jours par tonne de métal lourd initial (GWj/t). Cette hausse a principalement pour origine la volonté d'abaisser les coûts du cycle du combustible et de tirer parti de la souplesse de fonctionnement supplémentaire qu'autorisent ces taux de combustion. La tendance va-t-elle se poursuivre ou y a-t-il des limites scientifiques et technologiques à l'augmentation du taux de combustion des combustibles des REO ?

Un groupe d'experts de l'AEN a effectué une évaluation technique des cycles du combustible à très haut taux de combustion dans les réacteurs à eau ordinaire d'aujourd'hui pour une plage de taux au déchargement situé entre 60 GWj/t et 100 GWj/t environ. Il s'agissait d'étudier les répercussions de tels taux sur le cycle du combustible, l'exploitation et la sûreté du réacteur et l'économie du cycle du combustible. Cet article résume les conclusions du rapport que vient de publier l'AEN¹.

Amont du cycle du combustible

Pour atteindre de très hauts taux de combustion, il faut, et c'est là le plus important, assouplir la limite actuelle de 5,0 % fixée pour le taux d'enrichissement applicable dans les usines de fabrication du combustible modernes et pour le transport de combustible neuf. Cette limite est pénalisante surtout pour

les réacteurs à eau bouillante (REB) où la répartition des taux d'enrichissement est hétérogène et où les crayons combustibles les plus enrichis doivent rester en dessous de la limite des 5,0 %.

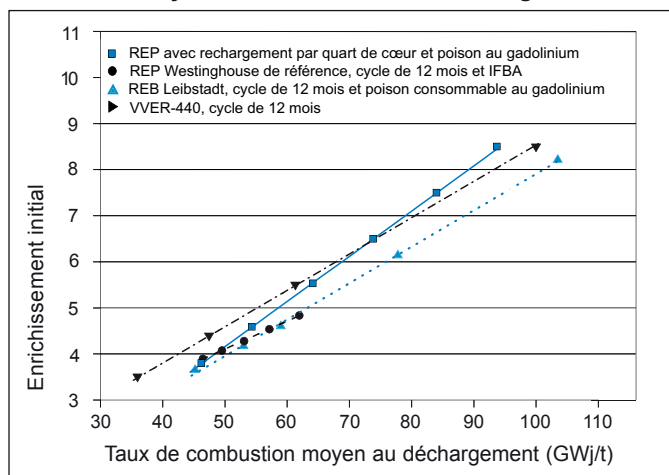
Le taux de combustion moyen le plus élevé que l'on puisse obtenir avec un combustible respectant la limite du taux d'enrichissement à 5,0 % se situe autour de 65 GWj/t, et l'enrichissement doit passer à 8,0 % si l'on veut atteindre un taux de combustion de 100 GWj/t dans des réacteurs à eau sous pression (REP). Toutefois, pour atteindre ce taux, l'enrichissement maximal de crayon combustible des assemblages de REB devra être relevé (jusqu'à environ 10 %) à cause de la répartition hétérogène des taux d'enrichissement nécessaire pour compenser les pics de flux locaux. La Figure 1 représente la relation linéaire entre l'enrichissement initial et le taux moyen de combustion au déchargement pour divers cycles de combustible REP. Elle montre clairement que le taux de combustion maximum se situe à 65 GWj/t au taux d'enrichissement plafond de 5,0 %, et donne une valeur plus faible pour les REB puisque le taux d'enrichissement moyen y sera nécessairement inférieur à 5,0 %. Les enrichissements supérieurs nécessaires pour obtenir des taux de combustion plus élevés auront un impact significatif sur les usines de fabrication du combustible ainsi que sur le transport de ce dernier.

Stratégies de gestion du combustible et leurs conséquences sur la conception et la sûreté du cœur du réacteur

L'AEN a étudié les répercussions des très hauts taux de combustion sur la gestion du combustible dans le cœur ainsi que sur les caractéristiques de conception et de sûreté d'un réacteur. Bien que les détails spécifiques varient avec la filière de réacteur (REP, VVER ou REB), des calculs ont été effectués

* M. Kevin Hesketh (Kevin.W.Hesketh@nexiasolutions.com) est membre du Comité des sciences nucléaires (NSC) de l'AEN et Président du Groupe de travail sur les aspects scientifiques des réacteurs (WPRS) du NSC ; M. Claes Nordborg (claes.nordborg@oecd.org) est Chef de la Section des sciences nucléaires de l'AEN.

Figure 1. Relation entre l'enrichissement initial du combustible (pourcentage de ^{235}U) et le taux moyen de combustion au déchargement



sur un réacteur VVER-440 afin d'illustrer les deux stratégies de gestion du combustible étudiées :

- La première consiste à abaisser la proportion de combustible rechargé sans modifier la durée du cycle ni la puissance du réacteur. À titre indicatif, on a pu passer d'un rechargement par tiers à un rechargement par quart, c'est-à-dire que le combustible reste en réacteur, non plus durant trois cycles, mais quatre. Pour une durée fixe du cycle, l'augmentation du taux de combustion au déchargement est inversement proportionnelle à la proportion de combustible rechargé.
- L'autre manière, à savoir augmenter la longueur du cycle tout en maintenant constant la proportion de rechargement pourrait se révéler plus avantageuse économiquement. À durée d'indisponibilité pour rechargement équivalente, l'allongement des cycles induit des facteurs de charge supérieurs et permet une augmentation des recettes de la production d'électricité. Dans ce cas, le taux de combustion au déchargement est directement proportionnel à la longueur du cycle.

Quelle que soit la solution choisie, il faut, pour augmenter le taux de combustion au déchargement, un enrichissement initial supérieur. Ce relèvement du taux d'enrichissement modifie profondément la gestion du combustible dans le cœur dans les deux cas, et il faut veiller à s'assurer que les paramètres du cœur, pic de puissance, coefficient de réactivité et marges de sûreté à l'arrêt restent dans des limites acceptables. On peut également atteindre des taux de combustion plus élevés au déchargement en augmentant le niveau de puissance du réacteur. À supposer que la proportion de combustible rechargé et la durée d'un cycle restent identiques,

le taux de combustion augmente avec la puissance du réacteur.

Pour ce qui est de la conception du cœur et de la sûreté lorsque l'on recherche de hauts taux de combustion moyens, il a été démontré, avec des taux d'enrichissement moyens en ^{235}U élevés, que :

- Le coefficient de température du modérateur devient plus négatif.
- Le coefficient de réactivité du bore devient moins négatif.
- Il y a une réduction d'efficacité des barres de commande réduisant les marges de sûreté à l'arrêt.

Ces légers inconvénients pour les paramètres de conception et de sûreté nucléaires à des taux de combustion très élevés sont, pour la plupart, gérables. Toutefois, il conviendra d'étendre aux très hauts taux de combustion les travaux de validation expérimentale ainsi que la validation des bibliothèques de données nucléaires et des méthodes de conception de cœur.

Concernant l'irradiation de la cuve du réacteur, on a noté que les modes de chargement consistant à placer les éléments combustibles les plus enrichis à la périphérie du cœur réduisent très efficacement la fluence au niveau de la cuve. Toutefois, ce schéma de chargement peut poser des problèmes en raison des pics radiaux de puissance aux très hauts taux de combustion.

Fonctionnement des réacteurs et comportement thermomécanique du combustible

L'impact des très hauts taux de combustion sur la thermohydraulique du réacteur et le comportement thermomécanique du combustible ont été également étudiés. Pour ce qui concerne la thermohydraulique, il faudrait parvenir à mieux comprendre les effets de la corrosion, de l'accumulation de dépôts et des distributions axiale et radiale de puissance sur le flux thermique critique à ces taux de combustion et recueillir des mesures sur les gainages conçus pour ces hauts taux de combustion. Il sera nécessaire de vérifier la précision des modèles de température en régimes permanents et transitoires à ces taux de combustion, et l'on aura peut-être besoin pour cela d'adapter la conception des assemblages.

L'augmentation du taux de combustion affecte tous les aspects du comportement thermomécanique du combustible et notamment la réorganisation des pastilles de combustible, le relâchement de gaz, la corrosion du gainage et la stabilité dimensionnelle. Les alliages mis au point récemment pour le gainage, par exemple, ont une

résistance à la corrosion nettement supérieure aux taux de combustion élevés, comme le montre la Figure 2. Étant donné que l'expérience acquise à ce jour sur le comportement du combustible n'est pas transposable à ces très hauts taux de combustion, il faudra valider de manière approfondie les codes de calcul du comportement du combustible, le cas échéant, à l'aide de nouveaux principes théoriques et d'essais d'irradiation coûteux pour démontrer que le combustible a un comportement satisfaisant.

Aval du cycle du combustible

Les combustibles à très haut taux de combustion produisent davantage de chaleur de décroissance et de neutrons en raison de la quantité supérieure d'actinides mineurs qu'ils contiennent, toutes choses qui ont des conséquences négatives sur les évaluations de la criticité et la gestion du combustible usé, notamment le transport, l'entreposage et le retraitement.

Avec l'irradiation, la composition isotopique de l'uranium et du plutonium se dégrade, ce qui peut avoir des implications sur les usines de retraitement dont il est parfois nécessaire de modifier la conception voire les modes d'exploitation. À titre d'exemple, l'inventaire en ^{232}U du combustible irradié augmente fortement avec le taux de combustion, modifiant, de ce fait, les doses reçues par le personnel des usines de fabrication du combustible, puisque la chaîne de décroissance du ^{232}U contient un isotope (^{208}Tl) qui émet un rayonnement gamma très intense.

La composition isotopique du plutonium récupéré des combustibles à très haut taux de combustion sera de moindre qualité fissile, ce qui aura des conséquences particulières pour le recyclage du plutonium sous forme de MOX dans les réacteurs thermiques. On aura en effet besoin d'augmenter la concentration initiale en plutonium si sa qualité fissile est médiocre. De plus, pour éviter un coefficient de vide positif, il ne faudra pas dépasser une teneur totale en plutonium de 12% dans le combustible MOX. La valeur maximale du taux de combustion moyen au déchargement que l'on puisse atteindre si l'on respecte cette limite de 12%, avoisine 75 GWj/t suivant la composition isotopique du plutonium utilisé. C'est donc une limite potentielle au recyclage du MOX que l'on pourrait éventuellement contourner avec des conceptions innovantes.

Un autre facteur est la quantité de déchets de haute activité que l'on peut placer dans des matrices de verre et qui, dans les installations actuelles, est limitée par l'émission de neutrons. Le fait que les combustibles portés à de très hauts taux de combustion contiennent davantage de

^{244}Cm pourrait imposer une baisse de ce taux d'incorporation et inversement accroître les volumes de déchets vitrifiés.

Si la radiotoxicité du combustible irradié, mesurée en sieverts par tonne de métal lourd (Sv/tML) augmente avec le taux de combustion, il faut tenir compte aussi du fait que chaque tonne de combustible produit davantage d'énergie à ces taux de combustion élevés. En fin de compte, la radiotoxicité du combustible usé paraît pratiquement indépendante du taux de combustion si on l'exprime en sievert par térajoule d'électricité produite.

Le combustible à haut taux de combustion pourrait se révéler très intéressant pour une entreprise d'électricité au stade de l'entreposage du combustible usé. Le doublement du taux de combustion au déchargement diviserait en effet par deux le volume de combustible usé accumulé sur la durée de vie d'un REO. Toutefois, la chaleur de décroissance et l'émission de neutrons plus importantes dans le cas des combustibles à haut taux de combustion rallongeront le temps de refroidissement. Par conséquent, en multipliant par deux le taux de combustion, on ne double pas nécessairement la capacité effective d'entreposage, l'allongement du temps de refroidissement venant contrebalancer le nombre inférieur d'assemblages combustibles que l'on décharge chaque année.

On ignore si le stockage direct des combustibles à très haut taux de combustion dans un dépôt en formation géologique pourrait avoir des conséquences négatives sur l'intégrité et les taux de fuite des colis de déchets à long terme. Les implications pour les procédés de conditionnement des combustibles usés avant leur stockage sont tout aussi mal connues.

Économie

Bien que certains pays aient déjà déterminé les concepts et stratégies qu'ils appliqueront pour l'aval du cycle et ne puissent pas augmenter les taux de combustion à volonté, la majorité des exploitants de REO ont d'excellentes raisons d'adopter des cycles à très haut taux de combustion. Dans certaines situations, ces très hauts taux permettront une économie sur les coûts du cycle que les producteurs d'électricité apprécieront particulièrement. Les coûts du cycle du combustible sont en effet un facteur sur lequel les producteurs d'électricité peuvent influencer directement, ce qu'ils ne manqueront pas de faire car nombreux sont ceux qui, opérant sur des marchés libéralisés, subissent une très forte concurrence.

Pour bon nombre d'entre eux, les baisses directes des coûts du cycle du combustible passeront toutefois après la réduction des quantités de combustible

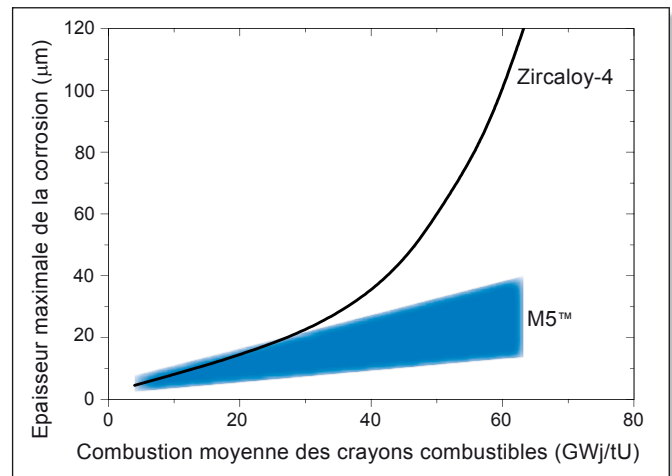
usé produites. Les producteurs d'électricité ont souvent des contraintes d'exploitation très strictes, notamment une capacité limitée d'entreposage du combustible usé qui exige une gestion très pointue pour optimiser la durée de vie en service des installations. Pour les entreprises qui se trouvent dans cette situation, la possibilité de produire moins de combustible usé grâce aux très hauts taux de combustion peut être un moyen d'optimiser les recettes de la production sur toute la durée de vie de l'installation et constituer de ce fait un avantage économique considérable. Les très hauts taux de combustion offrent aussi à l'entreprise davantage de souplesse pour optimiser le couple durée du cycle/proportion de combustible rechargé et, éventuellement, en tirer d'importants avantages économiques et opérationnels.

À des taux de combustion au déchargement de l'ordre de 60 à 100 GWj/t, l'évaluation des coûts du cycle du combustible n'a pas révélé un avantage économique déterminant. L'intérêt de continuer à augmenter le taux de combustion n'est véritable que dans un modèle économique sans actualisation et cela seulement si l'on admet que les coûts unitaires en fin de cycle n'augmentent pas trop rapidement avec le taux de combustion. Avec les modèles économiques actualisés, au contraire, les taux de combustion plus élevés ne deviennent intéressants dans l'étude que dans le modèle prévoyant une relation optimiste entre l'enrichissement initial et le taux moyen au rechargement (c'est-à-dire dans le cas où la durée du cycle reste constante et la proportion de combustible rechargé diminue) et lorsque les coûts unitaires de l'aval du cycle sont indépendants du taux de combustion. Puisqu'il n'existe pas de modèle économique universel qui s'appliquerait à tous les producteurs d'électricité, en fonction des circonstances locales, certains pays ou certaines entreprises trouveront avantage à recourir à de très hauts taux de combustion et d'autres non.

Conclusions

Pour atteindre ces très hauts taux de combustion il faudra des progrès technologiques dans des domaines touchant à tous les aspects ou presque du cycle du combustible. Ces progrès sont pour la plupart jugés accessibles si l'incitation est assez forte. Les avancées se feront, comme précédemment, à petits pas. Toutefois, il existe plusieurs obstacles technologiques et en premier lieu, l'enrichissement maximal admissible de 5% imposé aujourd'hui aux usines de fabrication du combustible. Assouplir cette contrainte, n'est pas seulement un défi technologique ; cela nécessitera d'importantes décisions d'investissement de la part des fabricants de combustible. Passer à 6 ou 7% par exemple permettrait d'atteindre le taux de combustion moyen au déchargement le plus élevé qu'il soit probablement possible d'obtenir dans la pratique.

Figure 2: Épaisseur maximale de la corrosion d'un alliage M5 par comparaison avec le Zircaloy-4



Des progrès technologiques seront également nécessaires au niveau de la conception et des matériaux des assemblages combustibles, de la physique du cœur et du comportement thermomécanique du combustible. Il faudra aussi tenir compte des implications sur l'aval du cycle du combustible. Si l'on opte pour un cycle ouvert, la production accrue de chaleur de décroissance et de neutrons par les assemblages combustibles irradiés pourra avoir des conséquences sur les conditions de transport et d'entreposage. Pour un cycle avec retraitement, ces deux effets auront vraisemblablement d'importantes répercussions technologiques. Le rapport contient des recommandations plus précises concernant les orientations technologiques futures.

La partie économique de l'étude révèle une situation complexe où certaines entreprises bénéficieront largement des très hauts taux de combustion, d'autres, au contraire, n'y trouveront pas grand avantage. L'équilibre entre économie et taux de combustion est très délicat car certains effets s'annulent presque les uns les autres. Dans ces circonstances, ce sont les spécificités de chaque exploitant qui lui feront adopter ou non ces taux de combustion élevés. Au stade actuel, il n'est pas possible de proposer des conclusions définitives, et l'on a besoin de savoir comment les fabricants de combustible et autres prestataires de services du cycle du combustible répondront à la demande des producteurs d'électricité qui souhaiteraient passer à des taux de combustion élevés. ■

Note

1. AEN (2006), *Very High Burn-ups in Light Water Reactors*, OCDE/AEN, Paris.

Différences dans les critères réglementaires pour la sûreté à long terme du stockage des déchets

R. Ferch, C. Pescatore *

Internationalement, le stockage souterrain de certains déchets radioactifs à vie longue tels que le combustible nucléaire usé et les déchets radioactifs de haute activité est généralement considéré comme la méthode la plus fiable d'assurer la protection à long terme des générations futures. La fixation de critères réglementaires, et notamment de critères de protection radiologique applicables aux êtres humains et à l'environnement sur de longues échelles de temps, est un préalable à la réalisation de tout dépôt souterrain destiné à recevoir ces déchets à vie longue. Un certain nombre de pays ont défini de tels critères réglementaires, alors que d'autres débattent actuellement des caractéristiques d'une mesure réglementaire appropriée et de l'échelle de temps adéquate pour garantir la sûreté d'un stockage à long terme.

Les critères réglementaires en vigueur visent à assurer la protection et la sûreté pour des durées extrêmement longues. En raison des différences d'attitudes à l'égard de la sûreté et des méthodes grâce auxquelles est établie et assurée la protection dans diverses collectivités, il n'est pas surprenant que ces critères varient selon les pays. D'un autre côté, on admet depuis déjà plusieurs années que les différences nationales dans les critères peuvent compliquer l'obtention des niveaux nécessaires d'acceptation des projets de dépôts nationaux. D'où l'importance de pouvoir comprendre et expliquer ces différences.

Deux initiatives ont été lancées sous les auspices du Comité de l'AEN de la gestion des déchets radioactifs (RWMC), afin d'étudier et de comparer les moyens utilisés dans plusieurs pays pour parvenir

à un niveau adéquat de confiance. À cet égard il convient de citer l'initiative *Timescales* du Groupe d'intégration pour le dossier de sûreté (IGSC), qui met l'accent sur les arguments techniques grâce auxquels la sûreté est démontrée sur les longues échelles de temps en cause. L'autre est l'Initiative sur les critères de sûreté à long terme (LTSC) du Forum des régulateurs du RWMC, qui analyse les fondements de la réglementation en vigueur relative à la sûreté à long terme et leur applicabilité. Bien que ces deux initiatives concernent des aspects différents de la démonstration de la sûreté, on constate un chevauchement et une convergence considérables des résultats obtenus à ce jour.

Lorsque le Forum des régulateurs du RWMC a été créé en 1999, l'une de ses premières tâches a été de passer en revue les dispositions en vigueur dans les pays membres pour réglementer la gestion des déchets radioactifs. Ce travail a abouti à une étude comparative des structures réglementaires dans les pays membres¹. Une partie des travaux qui ont conduit à cette étude comparative était un examen des critères de radioprotection à long terme applicables au stockage des déchets à vie longue, et une analyse de leur cohérence à l'échelon international. À l'issue de cette première comparaison, qui a révélé un large éventail de critères et de pratiques différentes, une initiative complémentaire a été entreprise sur les critères de sûreté à long terme. Cette initiative, actuellement en cours, ne vise pas à fixer des normes ou à juger les normes existantes, mais plutôt à étudier les critères utilisés par divers pays membres et à constituer un forum de discussion. À terme, on espère qu'elle sera une source d'orientations et d'informations pour les programmes encore au stade de l'élaboration de critères et aidera les programmes nationaux à expliquer le contexte et la signification des normes réglementaires applicables au stockage à long terme.

* M. Richard L. Ferch (ferchr@storm.ca) est ancien membre du Comité de gestion des déchets radioactifs ; M. Claudio Pescatore (claudio.pescatore@oecd.org) est administrateur principal dans la Division de la protection radiologique et de la gestion des déchets radioactifs de l'AEN.

Différence entre les critères réglementaires

Bien que les critères réglementaires relatifs à la sûreté à long terme concernent normalement plusieurs aspects liés à la sûreté et à la protection, le groupe a d'abord axé ses travaux sur les critères radiologiques (doses et/ou risques). Le groupe a relevé des différences quantitatives non négligeables entre les critères, à savoir approximativement deux ordres de grandeur. Les écarts sont dus, partiellement, à des différences concrètes dans les facteurs techniques comme les approches retenues par les géologues et les ingénieurs pour évaluer les concepts et les performances. Cependant, ces différences techniques semblent passer largement au second plan derrière des différences d'une nature plus culturelle, plus précisément des points de vue divergents sur les questions relatives à la fixation et à l'interprétation des objectifs, des critères et des marges de sûreté. Ces différences culturelles se manifestent dans le choix des indicateurs appropriés pour la protection à long terme, dans les modalités d'application des critères chiffrés et dans les attentes concernant le niveau souhaité de confiance dans les calculs. Indépendamment de ces différences, les critères utilisés dans tous les pays sont bien en deçà des niveaux auxquels l'exposition radiologique peut avoir des effets réels observables, soit directement soit statistiquement.

Le groupe LTSC a constaté que les bases fondamentales concernant les critères de radioprotection à long terme varient d'un pays à l'autre, et a recensé au moins trois approches différentes. Deux d'entre elles sont fondées sur des critères de dose radiologique, la première s'appuyant sur des critères dérivés des limites et contraintes de dose qui sont utilisées pour les pratiques actuelles, et la deuxième utilisant des critères dérivés de considérations liées au niveau du fond de rayonnement naturel. La troisième approche repose directement sur le concept de niveaux de risque admissibles, sans référence directe à des critères de dose radiologique. Bien entendu, ces trois approches fondamentales sont interdépendantes et souvent utilisées en combinaison.

Outre les différences au niveau des bases fondamentales applicables aux critères, le groupe a également noté l'existence de plusieurs autres facteurs qui entraînent des divergences dans les critères chiffrés selon les pays. Par exemple, dans certains cas les critères actuels de contraintes de dose sont adoptés tels quels, alors que dans d'autres ils sont minorés par un facteur supplémentaire qui peut refléter, soit la possibilité de l'existence de sources multiples d'exposition au fil du temps, soit l'augmentation des incertitudes dans les calculs à des horizons plus lointains. Les critères fondés sur le fond de rayonnement naturel peuvent reposer sur des comparaisons

directes avec des débits de dose naturels ou sur des comparaisons avec la variabilité observée dans ces débits de dose. Lorsque l'on utilise des critères de risque, les calculs sont utilisés dans certains cas pour obtenir une valeur cumulée des risques alors que dans d'autres les probabilités et les conséquences ne sont pas regroupées.

On admet généralement que les résultats des calculs des doses radiologiques que recevront les populations futures sont plutôt considérés comme des indicateurs de performance stylisés plutôt que comme des prévisions. Cependant, lorsqu'on les emploie pour étayer des décisions réglementaires, les critères réglementaires sont parfois utilisés comme des limites, selon des modalités qui s'apparentent beaucoup à celles employées pour les pratiques actuelles. Dans d'autres cas, les critères réglementaires sont utilisés comme des objectifs plutôt que comme des limites rigoureuses.

Du point de vue de la mise en œuvre de ces critères et du processus de décision, on observe également des différences à un niveau moins explicite et, partant, moins évident. Ainsi, même lorsque l'on a recours à des modèles informatiques analogues, les hypothèses et les données retenues dans ces modèles peuvent varier en fonction du statut accordé aux calculs – délibérément ou en réponse à une demande réglementaire – à savoir meilleure estimation des impacts futurs, analyse de sûreté empreinte de prudence en vue de l'octroi d'une autorisation, ou encore tentative de déterminer une limite supérieure concernant les conséquences éventuelles. Ces différences dans le rôle attendu ou voulu des analyses vont souvent de pair avec des différences dans le traitement des incertitudes dans les données, les modèles et les techniques de calcul.

Pour toutes ces raisons, une simple comparaison chiffrée des critères figurant dans un tableau peut être très trompeuse, sinon dénuée de signification, pour comparer des niveaux de sûreté requis. Dans ses travaux en cours, le groupe LTSC a donc privilégié quelques-unes des raisons plus fondamentales qui sous-tendent les différences entre les critères nationaux concernant la sûreté à long terme des déchets radioactifs, plutôt que les critères chiffrés proprement dits.

Quelques raisons plus profondes des divergences apparentes

Dans son examen des raisons qui sous-tendent les différences actuelles dans les critères, le groupe LTSC a dégagé un certain nombre de facteurs explicatifs importants, notamment la complexité et l'hétérogénéité du processus décisionnel réglementaire, l'absence de consensus sur la façon de caractériser et de mesurer la protection dans l'avenir lointain et des questions éthiques de fond quant à la nature des

obligations de la société actuelle au regard de l'avenir. L'analyse de ces facteurs a conduit à s'intéresser à des questions telles que le rôle des autorités de sûreté, la signification de la sûreté et de la protection, l'instauration de la confiance dans le processus décisionnel, ainsi que les questions éthiques quant aux moyens à mettre en œuvre pour traiter les futures générations avec équité.

Le stockage des déchets radioactifs à vie longue se différencie profondément de la plupart des pratiques faisant intervenir des matières radioactives dans la mesure où il est en principe improbable que les conséquences, au demeurant hypothétiques, se manifestent avant une très longue période. Par conséquent, la surveillance réglementaire à l'issue de l'octroi d'une autorisation de stockage pour vérifier que les effets souhaités à long terme sont obtenus, est en pratique impossible pendant la totalité de la durée de vie nominale du système de stockage. Autrement dit, les organes réglementaires sont dépourvus d'un moyen classique important d'assurer la pérennité de la sûreté, au moins pour l'essentiel de la vie théorique de l'installation, à savoir la capacité de constater un manquement et de prendre des mesures correctives. Ainsi, une importante différence entre les pays s'explique par des interprétations divergentes de la signification de la sûreté en l'absence de surveillance et de contrôle direct. Techniquement parlant, on entend par sûreté l'absence (ou le risque minoré) de dommages physiques résultant de l'existence et de l'exploitation du système pendant une période de temps déterminée. Quant au dommage, il correspond à un impact jugé inacceptable dans un contexte social et temporel donné. Normalement, les critères permettant de définir l'acceptabilité prennent en compte des jugements de valeur et peuvent évoluer en fonction du contexte. Ces jugements peuvent varier d'un pays à l'autre et aussi changer au fil du temps à l'intérieur d'un même pays. D'où les problèmes des responsables chargés de définir les critères à appliquer à un dépôt, alors que sa durée de vie nominale devrait dépasser de loin la durée de l'histoire humaine documentée et que les contextes peuvent varier considérablement.

Tout examen des critères de sûreté à long terme visant le stockage des déchets radioactifs soulève inévitablement des questions d'équité intergénérationnelle – les déchets sont produits aujourd'hui, les bénéficiaires sont les consommateurs actuels d'énergie, mais les déchets peuvent affecter pendant très longtemps les générations futures. Au départ, l'approche la plus largement adoptée pour assurer l'équité intergénérationnelle s'est fondée sur le principe, énoncé simplement, que les impacts sur les générations futures des actions menées dans le présent ne devraient pas dépasser les niveaux

jugés acceptables aujourd'hui. Cependant, plus récemment, la réflexion concernant l'équité intergénérationnelle a pris acte du fait que plus le cadre temporel s'allonge, plus notre capacité de garantir que les limites actuelles seront respectées avec un degré de confiance acceptable diminue en raison, non seulement de l'incertitude entachant les modèles physiques et techniques, mais plus encore de notre aptitude à prévoir et à influencer le comportement, les besoins et les aspirations des populations futures à de nombreuses générations de distance. En outre, et surtout si l'on tient compte de la faveur dont jouissent actuellement les principes de réversibilité et de prise de décision progressive, on s'accorde de plus en plus à reconnaître que les répercussions des actions de la génération présente sur l'avenir lointain seront vraisemblablement modifiées par les actions de nos successeurs plus immédiats.

L'état actuel des réflexions concernant ces obligations éthiques est en évolution et ces considérations philosophiques sont un facteur supplémentaire contribuant aux différences entre les critères nationaux en matière de protection à long terme. Cela est particulièrement évident quand on compare les approches retenues dans divers pays concernant la question des limites temporelles ou des interruptions de l'application des critères réglementaires, et/ou l'utilisation de critères qui dépendent de l'échelle de temps.

Conclusions

Étant donné que l'octroi d'une autorisation de stockage définitif de déchets à vie longue et la fermeture d'un dépôt supposent en dernière analyse la levée de toute forme de contrôle actif, l'objectif de l'opération est la sûreté passive, sans obligation d'intervention ultérieure. Il y a donc une différence fondamentale entre la réglementation des activités actuelles et la réglementation du stockage. Cette différence fondamentale se répercute dans des proportions variables dans les processus et critères réglementaires adoptés par chaque pays.

Le groupe de travail LTSC continue ses recherches sur ce sujet et, au moment de la rédaction de cet article, se préparait à tenir un atelier à la fin de novembre à Paris. On espère que cet atelier permettra non seulement de faire plus largement et mieux connaître le travail effectué à ce jour, mais aussi de dégager les points d'accord et ceux qui méritent un examen plus approfondi, de façon à pouvoir proposer une feuille de route pour les activités futures au profit des régulateurs et des décideurs actuellement chargés d'élaborer des critères d'acceptation réglementaires applicables aux dépôts proposés. ■

Note

1. Voir www.nea.fr/html/rwm/reports/2005/nea6042-fonction-reglementaire.pdf.

Nouvelles brèves

Actualité juridique : France

Loi relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire

Un nouveau cadre législatif général relatif à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire (« Loi TSN ») a été adopté en France le 13 juin 2006, à l'issue de près d'une décennie d'intense travail législatif dans ce domaine. Le cadre juridique français était disparate et consistait essentiellement en règlements, ce qui conférait au droit nucléaire un caractère particulièrement complexe et fragmentaire. L'objectif premier de l'adoption de la Loi TSN était par conséquent de renforcer la cohérence dans ce domaine et de remédier au déficit démocratique ressenti en permettant un débat parlementaire sur les problématiques nucléaires qui soulèvent de nombreuses questions économiques, sociales et environnementales.

Outre l'établissement d'un cadre législatif pour les activités nucléaires, la Loi TSN visait à énoncer d'importantes définitions au niveau législatif (par exemple, sécurité nucléaire, sûreté nucléaire, protection contre les rayonnements ionisants, transparence nucléaire); à poser les grands principes régissant les activités nucléaires (principe de prévention, principe pollueur-payeur et principe de participation, ainsi que les principes de radioprotection); à organiser l'information en matière nucléaire; à revoir le cadre administratif relatif aux installations nucléaires civiles de base; et à clarifier et renforcer le système de contrôle et les sanctions applicables.

La transparence en matière nucléaire est définie comme « l'ensemble des dispositions prises pour garantir le droit du public à une information fiable et accessible en matière de sécurité nucléaire ». L'article 18 de la loi stipule que l'État est responsable de l'information du public sur les modalités et les résultats du contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection. La loi contient des dispositions relatives au droit d'accès à l'information nucléaire et à la réorganisation des instances d'information. Le Haut Comité de transparence sur la sécurité nucléaire remplace le Conseil supérieur de la sûreté

et de l'information nucléaires, et est chargé de contribuer à l'information du public au sujet des activités nucléaires et de promulguer des réformes destinées à améliorer la sécurité nucléaire et la radioprotection. Le statut des commissions locales d'information (CLI) est renforcé par la Loi TSN et leur rôle est confirmé. Les CLI sont chargées d'une mission générale de suivi, d'information et de concertation en matière de sûreté nucléaire, de radioprotection et d'impact des activités nucléaires sur les personnes et l'environnement.

Le Titre IV de la Loi TSN consacre les règlements en vigueur régissant la conception, l'exploitation et la mise à l'arrêt des installations nucléaires. La procédure d'autorisation concernant la création d'une installation nucléaire de base est amendée à la suite de la division des attributions entre l'État et l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN). L'autorisation est délivrée par décret, après avis de l'Autorité de sûreté. Ce décret détermine seulement les caractéristiques et le périmètre de l'installation et fixe le délai dans lequel celle-ci doit être mise en service. Les prescriptions relatives à la conception, la construction et l'exploitation de l'installation, au prélèvement d'eau et aux limites de rejets de l'installation dans l'environnement ne seront donc plus désormais précisées dans le décret autorisant la création de l'installation, mais dans une décision promulguée par l'ASN et subordonnée à l'approbation des niveaux de rejets. Le régime réglementaire s'inspire des prescriptions applicables aux installations ICPE (installations classées pour la protection de l'environnement). De même, le règlement des différends et l'inspection en liaison avec les installations nucléaires de base relèvent désormais du même régime que celui qui s'applique aux installations ICPE.

L'Autorité de sûreté nucléaire (ASN), autorité administrative indépendante établie au titre de l'article 4 de la loi, remplace la Direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection et partage maintenant, avec les ministres responsables de la sûreté nucléaire et de la radioprotection,

les compétences en matière de réglementation et d'inspection dans le domaine de la sûreté nucléaire, de la radioprotection et de l'information du public.

Cette législation contient également (dans l'article 55) les amendements aux dispositions de la loi de 1968 relative à la responsabilité civile dans le domaine de l'énergie nucléaire, qui deviendront applicables lors de l'entrée en vigueur des Protocoles signés en 2004 pour amender les Conventions de Paris et de Bruxelles.

Loi relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs

Adoptée le 28 juin 2006, la loi relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs pro- roge et complète la structure établie par la fameuse « Loi Bataille » de 1991, qui énonce un vaste programme de recherche sur les solutions possibles pour la gestion des déchets radioactifs de haute activité à vie longue en France. La loi de 2006 confirme la continuité et la complémentarité des trois axes déjà retenus par la loi Bataille : séparation et transmutation des éléments radioactifs à vie longue ; stockage réversible en couche géologique profonde et entreposage.

Les recherches correspondant à la séparation et à la transmutation des éléments radioactifs à vie longue seront conduites en relation avec celles menées sur les nouvelles générations de réacteurs et celles relatives aux réacteurs pilotés par accélérateurs

dédiés à la transmutation des déchets. Un prototype d'installation devrait être mis en exploitation avant la fin 2020. S'agissant du stockage réversible en couche géologique profonde, l'autorisation devrait être accordée avant 2015 et les opérations à l'installation de stockage devraient commencer en 2025.

La loi de 2006 établit également un plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs, qui « dresse le bilan des modes de gestion existants des matières et des déchets radioactifs, recense les besoins prévisibles d'installations d'entreposage ou de stockage, précise les capacités nécessaires pour ces installations et les durées d'entreposage et, pour les déchets radioactifs qui ne font pas encore l'objet d'un mode de gestion définitif, détermine les objectifs à atteindre ». Un décret établira les prescriptions de ce plan national, qui sera mis à jour tous les trois ans. La loi prévoit l'institution au sein de l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (ANDRA) d'un fonds destiné au financement des recherches et études sur l'entreposage et le stockage en couche géologique profonde des déchets radioactifs. Le fonds a pour ressource le produit de la taxe de recherche additionnelle sur les installations nucléaires de base (INB). Un deuxième fonds est également créé au sein de l'ANDRA pour financer la construction, l'exploitation, l'entretien et l'arrêt définitif des installations d'entreposage ou de stockage des déchets de haute activité à vie longue. ■

Programme multinational d'évaluation de concepts (MDEP) Étape 2

L'AEN a été choisie pour assurer le Secrétariat technique de l'Étape 2 du MDEP, le Programme multinational d'évaluation de concepts, qui a été créé pour mettre en commun les ressources et les connaissances accumulées par les autorités de sûreté nucléaire nationales au cours de leur évaluation de nouveaux concepts de réacteur, dans le but d'améliorer l'efficacité et l'efficacité du processus. Bien que sa dimension internationale soit un de ses points forts, un principe primordial de ce programme est que les autorités de sûreté nationales restent maîtresses de toutes les décisions réglementaires et en matière d'autorisation.

Le président de la *US Nuclear Regulatory Commission* des États-Unis a été le premier à proposer,

en juillet 2005, de lancer ce projet sous le nom de *Multinational Design Approval Programme*. Il a déclaré que les autorités de sûreté et les organisations de support technique étaient parvenues aujourd'hui à un degré de maturité qui permettait d'augmenter la sûreté et la sécurité. Il a ajouté qu'il estimait que les autorités de sûreté nucléaire expérimentées à travers le monde devaient saisir cette occasion de partager leurs connaissances de la technique et de la sûreté nucléaires et de participer au développement de cadres techniques permettant de mieux appréhender la sûreté et la sécurité des nouvelles générations de réacteur nucléaire envisagées.

Au terme d'une série de discussions informelles entre les principaux responsables des autorités de

sûreté du monde, le choix s'est porté d'un commun accord sur un processus de renforcement de la coopération en trois étapes entre les autorités de sûreté qui auront dans un avenir proche à délivrer les autorisations pour de nouveaux réacteurs. Les trois étapes sont :

- Étape 1 – Renforcement de la coopération multilatérale dans les cadres réglementaires en place ;
- Étape 2 – Convergence des codes, normes et objectifs de sûreté à une échelle multinationale ;
- Étape 3 – Mise en œuvre des résultats de l'Étape 2 du programme MDEP pour faciliter la procédure d'autorisation des nouveaux réacteurs et notamment des réacteurs développés actuellement par le Forum international Génération IV.

Au cours de la première étape, qui a démarré en 2005, les autorités de sûreté nucléaire utilisent les données techniques recueillies durant la certification d'un concept de réacteur dans un pays pour sa certification dans un autre, ce qui leur permet d'éviter de refaire inutilement le même travail. Les autorités de sûreté nucléaire de la France et de la Finlande travaillent actuellement avec leurs homologues américains sur l'autorisation du concept du réacteur à eau sous pression européen ou évolutionnaire (EPR).

Le Groupe de politique générale de la deuxième étape du MDEP s'est réuni en septembre 2006 au siège de l'AEN et a adopté son mandat. M. André-Claude Lacoste, Directeur général de l'Autorité de sûreté nucléaire française a été élu président du Groupe de politique générale ; la *US Nuclear Regulatory Commission* a été choisie pour présider le Comité de direction technique. Les responsables des autorités de sûreté des dix pays¹ participants au programme ont convenus, d'autre part, que l'AEN devrait assurer le Secrétariat technique de l'Étape 2 du programme MDEP.

La deuxième étape sera essentiellement consacrée au recensement des pratiques réglementaires et des règlements communs, qui renforcent la sûreté des nouveaux concepts de réacteur nucléaire. À terme, cela devrait aboutir à une convergence des codes, normes et objectifs de sûreté des pays participants. À cette fin, deux projets pilotes ont été lancés. Le premier étudiera les fondements de l'autorisation des nouveaux concepts de réacteur nucléaire, le contenu des examens de la sûreté des concepts et les objectifs généraux de sûreté. Le second examinera le contrôle réglementaire des composants manufacturés pour les réacteurs nucléaires. L'Étape 2 a pour objectif ambitieux de

produire, dans un délai d'un an, de premiers résultats dans des domaines comme les prescriptions relatives à l'instrumentation et au contrôle commande numériques, aux accidents dans des installations civiles et au système de refroidissement de secours du cœur.

L'Étape 2 du Programme multinational d'évaluation de concepts devrait donner les résultats suivants :

- Contribuer à des transferts de connaissances par le biais d'échanges d'informations sur les pratiques réglementaires utilisées par les pays participants pour l'examen des concepts, y compris les évaluations techniques, les codes, les normes et les objectifs de sûreté, les pratiques d'inspection, les prescriptions d'autorisation, les recherches en sûreté et le retour d'expérience.
- Mettre en évidence les similitudes et les différences dans les pratiques réglementaires et obtenir des éclaircissements afin d'être à même de mieux comprendre les raisons techniques de ces différences.
- Rechercher et obtenir une convergence des pratiques réglementaires de référence afin de faciliter une réalisation efficace et efficiente des examens de concepts, si cela est raisonnablement possible.
- Appliquer les résultats à des concepts de nouveaux réacteurs spécifiques.
- Permettre aux parties prenantes à un niveau international de mieux comprendre les pratiques réglementaires.

Ce faisant, les résultats de l'Étape 2 pourront être très utilement mis à profit pour améliorer les normes de sûreté de l'AIEA.

Le soutien de l'AEN prendra principalement deux formes : la définition d'un plan de communication efficace et l'établissement de relations appropriées avec les autres projets internationaux. Dans le cadre de cette tâche, le Secrétariat de l'AEN préparera une proposition pour faciliter les échanges d'informations sur le projet aussi bien en interne qu'avec l'extérieur. Des liens adéquats avec d'autres parties prenantes, en particulier avec l'industrie, sont jugés importants par les pays participants et seront étudiés au cours des prochaines réunions des projets pilotes et du Groupe de politique générale. ■

Note

1. À l'heure actuelle, dix pays participent au programme dont sept membres de l'AEN(*) : l'Afrique du Sud, le Canada*, La Chine, les États-Unis*, la Fédération de Russie, la Finlande*, la France*, le Japon*, la République de Corée* et le Royaume-Uni*. L'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) participera aux travaux de l'Étape 2 du MDEP.

Projets communs de l'AEN

Les projets communs et programmes d'échange d'informations de l'AEN sont l'occasion pour les pays intéressés de réaliser des recherches ou de se communiquer des informations sur des disciplines ou des problèmes

Projet	Participants	Budget
Programme de coopération sur le démantèlement (CPD) Contact : torsten.eng@oecd.org Mandat actuel : janvier 2004-janvier 2009	Allemagne, Belgique, Canada, Corée, Espagne, France, Italie, Japon, République slovaque, Royaume-Uni, Suède, Taïpei chinois	≈ € 44K /an
Projet Cabri-Boucle à eau Contact : carlo.vitanza@oecd.org Mandat actuel : 2000-2010	Allemagne, Corée, Espagne, États-Unis, Finlande, France, Hongrie, République slovaque, République tchèque, Royaume-Uni, Suède, Suisse	≈ US\$ 77,5 millions (total)
Projet COMPSIS Contact : pekka.pyy@oecd.org Mandat actuel : janvier 2005-décembre 2007	Allemagne, Corée, États-Unis, Finlande, Hongrie, Japon, République slovaque, Suède, Suisse, Taïpei chinois	€ 100K /an
Projet de base de données thermodynamiques sur les espèces chimiques (TDB) Contact : federico.mompean@oecd.org Mandat actuel : février 2003-février 2007	Allemagne, Belgique, Canada, Espagne, États-Unis, Finlande, France, Japon, République tchèque, Royaume-Uni, Suède, Suisse	≈ € 0,4 million/an
Projet du réacteur de Halden Contacts : pekka.pyy@oecd.org carlo.vitanza@oecd.org Contact à Halden : Fridtjov.owre@hrp.no Mandat actuel : janvier 2006-décembre 2008	Allemagne, Belgique, Bulgarie, Corée, Danemark, Espagne, États-Unis, Finlande, France, Hongrie, Japon, Norvège, République slovaque, République tchèque, Royaume-Uni, Russie, Suède, Suisse	≈ US\$ 20 millions /an
Projet FIRE (Projet d'échange de données sur les incendies) Contact : jean.gauvain@oecd.org Mandat actuel : janvier 2006-décembre 2008	Allemagne, Canada, Espagne, États-Unis, Finlande, France, Japon, Pays-Bas, République tchèque, Suède, Suisse	≈ € 91K /an
Projet ICDE (Projet international d'échange de données de défaillance de cause commune) Contact : pekka.pyy@oecd.org Mandat actuel : avril 2005-mars 2008	Allemagne, Canada, Corée, Espagne, États-Unis, Finlande, France, Japon, Royaume-Uni, Suède, Suisse	≈ € 140K /an

particuliers, en partageant les frais. Ces projets sont menés sous les auspices et avec l'assistance de l'AEN. On trouvera ci-dessous une description de tous les projets communs de l'AEN en cours.

Objectifs

- Organiser un échange d'informations scientifiques et techniques entre différents projets de démantèlement d'installations nucléaires.

- Enrichir la base de données du comportement du combustible à haut taux de combustion lors des accidents de réactivité.
- Réaliser les essais nécessaires dans des conditions de refroidissement représentatives des conditions existant dans des réacteurs à eau sous pression (REP).

- Définir un format et recueillir un retour d'expérience sur les pannes de logiciel et de matériel dans des systèmes informatisés importants pour la sûreté (appelés ci-après les « événements COMPSIS ») dans une base de données structurée sous assurance qualité.
- Recueillir et analyser ces événements COMPSIS sur une période suffisamment longue pour pouvoir mieux les comprendre et approfondir leurs causes et les moyens de les éviter.
- En tirer des enseignements qualitatifs sur les causes premières de ces événements et les principaux contributeurs pour pouvoir ensuite concevoir des méthodes ou mécanismes permettant de les éviter et d'en atténuer les conséquences.
- Établir un mécanisme de retour d'expérience efficace sur les événements COMPSIS, y compris la conception de parades, telles que des diagnostics, des tests et des inspections.
- Archiver les propriétés de ces événements et les principaux contributeurs de façon à constituer la base à partir de laquelle il sera possible d'effectuer des études de risque au niveau national des systèmes informatisés.

Constituer une base de données qui :

- contienne des données sur tous les éléments pertinents pour les systèmes de dépôts de déchets radioactifs ;
- explique pourquoi et comment les données ont été choisies ;
- spécifie les sources des données expérimentales utilisées ;
- ait une cohérence interne ;
- contienne des recommandations établies d'après des données d'expérience originales plutôt que des compilations et des estimations ;
- porte sur toutes les espèces solides et aqueuses des éléments présentant un intérêt pour les évaluations des performances des stockages de déchets.

Produire des informations essentielles pour les évaluations de la sûreté et l'instruction des demandes d'autorisations concernant :

- l'allongement des campagnes de combustible : fournir des données fondamentales sur le comportement du combustible, dans les conditions normales d'exploitation et lors des transitoires en mettant l'accent sur l'utilisation prolongée du combustible dans les réacteurs commerciaux ;
- la dégradation des matériaux du cœur : améliorer notre connaissance du comportement des matériaux dans les centrales sous l'effet combiné de la chimie de l'eau et de l'environnement nucléaire, également utile pour les évaluations de la durée de vie des centrales ;
- systèmes homme-machine : faire progresser les systèmes informatiques de surveillance, les simulations, les informations numérisées, ainsi que l'étude des facteurs humains et des interactions homme-machine de façon à mettre au point des salles de commande plus perfectionnées.

- Recueillir, dans le cadre d'échanges internationaux et dans le format défini, des données d'expérience sur les incendies dans une base de données cohérente sous assurance qualité.
- Recueillir et analyser sur le long terme des données sur les incendies de façon à mieux comprendre de tels événements, leurs causes et les moyens de les éviter.
- Dégager des enseignements qualitatifs sur les causes premières des incendies afin de concevoir des méthodes ou mécanismes destinés à prévenir ces événements ou à en limiter les effets.
- Trouver un mécanisme efficace de retour d'expérience sur les incendies et mettre au point des parades, telles que des indicateurs destinés aux inspections fondées sur le risque.
- Enregistrer les caractéristiques des incidents pour faciliter les études de risque d'incendie, dont la quantification de leur fréquence.

- Recueillir et analyser les défaillances de cause commune sur le long terme, afin de mieux comprendre comment se déroulent ces événements, quelles sont leurs causes et comment les éviter.
- Dégager des enseignements qualitatifs sur les causes premières de ces événements, dont on pourra ensuite déduire des approches et mécanismes, permettant d'éviter ces événements ou d'en limiter les conséquences.
- Mettre en place un mécanisme permettant un retour efficace de l'expérience acquise sur ces phénomènes, et adopter des parades, telles que des indicateurs destinés aux inspections fondées sur le risque.
- Dégager des enseignements quantitatifs et enregistrer les caractéristiques de ces événements afin de faciliter le calcul de leur fréquence dans les pays membres.
- Se servir des données recueillies pour estimer les paramètres des défaillances de cause commune.

Projet	Participants	Budget
Projet MASCA-2 (<i>Material Scaling</i>) Contact : jean.gauvain@oecd.org Mandat actuel : 2003-2006	Allemagne, Belgique, Canada, Corée, Espagne, États-Unis, Finlande, France, Hongrie, Japon, République slovaque, République tchèque, Russie, Suède, Suisse	≈ US\$ 1 million/an
Projet MCCI (refroidissement du cœur fondu et interactions avec le béton) Contact : carlo.vitanza@oecd.org Mandat actuel : avril 2006-juin 2009	Allemagne, Belgique, Corée, Espagne, États-Unis, Finlande, France, Hongrie, Japon, Norvège, République tchèque, Suède, Suisse	≈ US\$ 1,2 million/an
Projet OPDE (Projet d'échange de données sur les ruptures de tuyauteries) Contact : alejandro.huerta@oecd.org Mandat actuel : juillet 2005-juillet 2008	Allemagne, Belgique, Canada, Corée, Espagne, États-Unis, Finlande, France, Japon, République tchèque, Suède, Suisse	≈ US\$ 72K /an
Projet PKL-2 Contact : jean.gauvain@oecd.org Mandat actuel : janvier 2004-décembre 2006	Allemagne, Belgique, Corée, Espagne, États-Unis, Finlande, France, Hongrie, Italie, Japon, République tchèque, Royaume-Uni, Suède, Suisse	US\$ 1,2 million /an
Projet PRISME Contact: carlo.vitanza@oecd.org Mandat actuel : janvier 2006-décembre 2010	Allemagne, Belgique, Canada, Corée, Espagne, Finlande, France, Japon, Pays-Bas, Suède	€7 million (total)
Projet PSB-VVER Contact : jean.gauvain@oecd.org Mandat actuel : février 2003-juin 2007	Allemagne, États-Unis, Finlande, France, Italie, République tchèque, Russie	US\$ 0,4 million/an
Projet ROSA (<i>Rig of Safety Assessment</i>) Contact : carlo.vitanza@oecd.org Mandat actuel : avril 2005-décembre 2009	Allemagne, Belgique, Corée, Espagne, États-Unis, Finlande, France, Hongrie, Japon, République tchèque, Royaume-Uni, Suède, Suisse	US\$ 1 million/an
Projet SETH (SESAR thermohydraulique) Contact : jean.gauvain@oecd.org Mandat actuel : avril 2001-décembre 2006	Allemagne, Belgique, Corée, Espagne, États-Unis, Finlande, France, Hongrie, Italie, Japon, République tchèque, Royaume-Uni, Suède, Suisse, Turquie	US\$ 0,9 million /an
Projet Studsvik sur l'intégrité des gaines de combustible (SCIP) Contact : carlo.vitanza@oecd.org Mandat actuel : juillet 2004-juin 2009	Allemagne, Corée, Espagne, États-Unis, Finlande, France, Japon, République tchèque, Royaume-Uni, Suède, Suisse	US\$ 1,8 million /an
Système d'information sur la radioexposition professionnelle (ISOE) Contact : brian.ahier@oecd.org Mandat actuel : 2002-2007	Afrique du Sud, Allemagne, Arménie, Belgique, Brésil, Bulgarie, Canada, Chine, Corée, Espagne, États-Unis, Finlande, France, Hongrie, Italie, Japon, Lituanie, Mexique, Pakistan, Pays-Bas, République slovaque, République tchèque, Roumanie, Royaume-Uni, Russie, Slovénie, Suède, Suisse, Ukraine	≈ € 370K /an

Objectifs

- Procurer des données expérimentales sur l'équilibre de phases des différentes compositions du corium susceptibles d'exister dans des réacteurs à eau.
 - Obtenir des données sur les propriétés physiques des mélanges et alliages, dont on a besoin pour mettre au point des modèles mécanistes qualifiés.
-
- Procurer des données expérimentales sur les possibilités de refroidir le cœur fondu et sur ses interactions avec le béton lors d'accidents graves.
 - Résoudre deux problèmes importants pour la gestion des accidents :
 - vérifier que les débris fondus répandus à la base de l'enceinte peuvent être stabilisés et refroidis en déversant de l'eau par le haut ;
 - étudier les interactions 2-D à long terme de la masse fondue avec la structure en béton de l'enceinte, sachant que la cinétique de cette interaction est primordiale pour évaluer les conséquences d'un accident grave.
-
- Recueillir et analyser les données sur les ruptures de tuyauteries afin de mieux en comprendre les causes, les répercussions sur l'exploitation et la sûreté et les éviter.
 - Dégager des enseignements qualitatifs sur les causes premières de ces événements.
 - Trouver un mécanisme permettant un retour efficace de l'expérience acquise sur les ruptures de tuyauteries, et mettre en place des parades.
 - Recueillir des informations sur les caractéristiques de fiabilité des tuyauteries et les facteurs d'influence afin de faciliter le calcul de la fréquence des ruptures de tuyauteries, quand le demande le Groupe d'examen du Projet.
-
- Réaliser des expériences de thermohydraulique sur la boucle primaire *Primärkreislauf-Versuchanlage* en Allemagne afin d'étudier certains aspects de la sûreté des réacteurs à eau sous pression (REP).
 - Effectuer une série d'essais consacrés aux problèmes de dilution de bore.
 - Une deuxième série d'essais porte sur les accidents dans les états d'arrêt du réacteur (plage de travail basse du RRA).
-
- Répondre à des questions qui se posent sur la propagation des fumées et de la chaleur à l'intérieur d'une installation en réalisant des expériences spécialement conçues pour valider des logiciels de calcul.
-
- Obtenir les précieuses données d'expérience dont on a besoin pour valider les codes de thermohydraulique et affiner les outils d'analyse de la sûreté des VVER-1000.
-
- Constituer une base de données d'expériences intégrales et analytiques afin de valider la capacité prédictive des codes et de vérifier la précision des modèles. Seront étudiés en particulier, des phénomènes couplés à des phénomènes de mélange multi-dimensionnel, de stratification, à des écoulements parallèles, oscillatoires et à des écoulements de gaz incondensables.
 - Préciser la capacité prédictive des codes employés aujourd'hui dans les analyses thermohydrauliques de sûreté ainsi que celle des codes avancés que l'on met au point aujourd'hui, et constituer ainsi un groupe de pays membres unis par le besoin de préserver et d'améliorer leurs compétences techniques en thermohydraulique pour les études de sûreté des réacteurs nucléaires.
-
- Réaliser des expériences de thermohydraulique destinées à la conception de mesures de gestion des accidents, et utiliser pour ce faire des installations identifiées par le Comité sur la sûreté des installations nucléaires (CSIN) de l'AEN, par exemple celles dont la survie dépend de collaborations internationales.
 - La première partie du programme portant sur les accidents affectant le circuit primaire est achevée.
 - La seconde partie est en cours. Elle consiste à recueillir des données destinées à valider les codes de mécanique des fluides numérique, en vue de leur application aux enceintes de confinement.
-
- Évaluer les propriétés des matériaux et déterminer les conditions susceptibles d'entraîner la rupture du combustible.
 - Approfondir la connaissance générale de la fiabilité du gainage à des taux de combustion élevés grâce à des études avancées des phénomènes et mécanismes susceptibles d'entraîner une dégradation de l'intégrité du combustible pendant son utilisation dans les centrales nucléaires mais aussi pendant sa manipulation, son entreposage ou son stockage.
 - Obtenir des résultats d'application générale (en d'autres termes indépendants de la conception du combustible, des spécifications de fabrication et des conditions de fonctionnement).
-
- Recueillir et analyser des données sur l'exposition et sur les expériences de tous les participants afin de former les bases de données ISOE.
 - Fournir des informations générales, régulièrement mises à jour, sur les méthodes employées pour améliorer la protection des travailleurs et sur la radioexposition professionnelle dans les centrales nucléaires.
 - Constituer un mécanisme de diffusion de l'information, d'évaluation et d'analyse des données recueillies sur ces sujets et ainsi contribuer à l'optimisation de la protection radiologique.

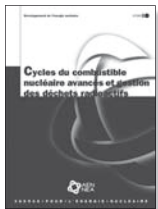
Nouvelles publications

Aspects économiques et techniques du cycle du combustible nucléaire

Cycles du combustible nucléaire avancés et gestion des déchets radioactifs

ISBN 92-64-02487-5

Prix : € 50, US\$ 67, £ 36, ¥ 6 900.



Cette étude analyse différents cycles du combustible nucléaire avancés du point de vue de leur impact sur la gestion des déchets radioactifs. Elle examine divers cycles et illustre les différences entre plusieurs technologies. Toutefois, elle ne prétend pas offrir un panorama de tous les cycles du combustible envisageables à l'avenir. Cette analyse approfondit les études antérieures sur ce sujet. Elle examine les cycles du combustible dans leur ensemble, y compris les déchets radioactifs générés à chacune des étapes du cycle, et les performances des dépôts de déchets de haute activité pour les différents cycles étudiés. Les estimations des quantités et des types de déchets issus des cycles du combustible avancés sont basées sur les meilleures données disponibles et sur les avis d'experts. Les effets de différents cycles sur la gestion des déchets sont évalués par comparaison avec ceux des technologies et des options existantes aujourd'hui sur la base d'analyses telles que la performance des dépôts de déchets radioactifs et les études de coûts.

Gestion et prolongation de la durée de vie des centrales nucléaires

ISBN 92-64-02926-5

Prix : € 30, US\$ 40, £ 21, ¥ 4 100.

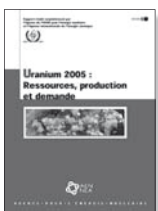
Ce livre, préparé par des experts des pays membres de l'AEN, contient des données et des analyses relatives à la gestion et à la prolongation de la durée de vie des centrales nucléaires. Il couvre les aspects techniques, économiques et environnementaux et donne un aperçu des avantages et des défis associés à la gestion et à la prolongation de la durée de vie de ces centrales. Il intéressera les décideurs et les cadres supérieurs du secteur électronucléaire et des agences gouvernementales chargées de la conception et de la mise en œuvre des programmes nucléaires. Les données et les informations sur les tendances actuelles relatives à la gestion de la durée de vie des centrales nucléaires seront utiles aux chercheurs et analystes dans le domaine de l'évaluation des systèmes électronucléaires.

Uranium 2005 : Ressources, production et demande

Rapport établi conjointement par l'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire et l'Agence internationale de l'énergie atomique

ISBN 92-64-02427-1

Prix : € 120, US\$ 150, £ 82, ¥ 16 700.

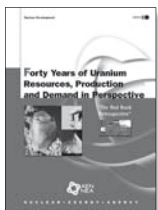


Le « Livre rouge », établi conjointement par l'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire et l'Agence internationale de l'énergie atomique, est un ouvrage de référence de notoriété mondiale. Il se fonde sur des données officielles communiquées par 43 pays. Cette 21^{ème} édition présente les résultats d'un examen approfondi de l'offre et de la demande d'uranium au 1^{er} janvier 2005, assorti d'un état statistique de l'industrie mondiale de l'uranium, notamment de la prospection, des ressources, de la production et des besoins des réacteurs. Elle est enrichie de nombreuses informations nouvelles en provenance de tous les grands centres de production d'Afrique, d'Australie, d'Asie centrale, d'Europe orientale et d'Amérique du Nord. Elle contient en outre des projections de la puissance nucléaire installée et des besoins des réacteurs en uranium jusqu'en 2025 ainsi qu'une analyse de l'offre et de la demande d'uranium à long terme.

Forty Years of Uranium Resources, Production and Demand in Perspective – The “Red Book” Retrospective (version française à paraître)

ISBN 92-64-02806-4

Prix : € 90, US\$ 121, £ 64, ¥ 12 500.



The Red Book Retrospective was undertaken to collect, collate, analyse and publish all of the key information collected in the 20 editions of the Red Book published between 1965 and 2004. Additionally, every effort has been made to fill in gaps in the record to provide the most complete and exhaustive information possible. As a result, the Red Book Retrospective gives a full historical profile of the world uranium industry in the areas of exploration, resources, production, reactor-related requirements, inventories and price. It provides in-depth information relating to the histories of the major uranium-producing countries including Australia, Canada, France, Germany (including the former German Democratic Republic), the Russian Federation (including the former Union of Soviet Socialist Republics) and the United States. For the first time, for example, a comprehensive look at annual and cumulative production and demand of uranium since the inception of the atomic age is possible. Besides reporting and documenting the historical data, expert analyses provide fresh insights into important aspects of the industry including: the cost of discovery, resources to production ratios and the time to reach production after discovery, among others. Taken together, the Red Book Retrospective provides the most complete record of the uranium industry publicly available, dating from the birth of civilian nuclear energy through to the dawn of the 21st century.

Kernenergie heute

Originalfassungen veröffentlicht unter dem Titel: L'énergie nucléaire aujourd'hui

ISBN 92-64-02653-3

Preis: € 25, US\$ 32, £ 16, ¥ 3 200.



Energie ist der Motor der Weltwirtschaft und mit der Expansion der führenden Volkswirtschaften und dem Wachstum der Entwicklungsländer steigt der Weltenergiebedarf stetig an. Die Befriedigung dieser Nachfrage bei gleichzeitigem Schutz der Umwelt und der natürlichen Ressourcen stellt eine der großen Aufgaben unserer Zeit dar. In weiten Teilen der Gesellschaft wird darüber debattiert, wie die Energieversorgung der Zukunft gesichert werden kann und ob der Kernenergie dabei eine Rolle zukommen sollte. Kernenergie ist eine komplexe Technologie, die wichtige Fragen aufwirft und seit ihren Anfängen von Kontroversen überschattet ist. Sie birgt jedoch zugleich große potenzielle Vorteile.

Sûreté et réglementation nucléaires

Learning from Nuclear Regulatory Self-assessment VO

International Peer Review of the CSN Report on Lessons Learnt from the Essential Service Water System Degradation Event at the Vandellós Nuclear Power Plant

ISBN 92-64-02310-0

Gratuit : versions papier ou web.



Nuclear regulatory self-assessment together with the benchmarking of regulatory practices against those of other countries operating nuclear power plants are key elements in maintaining a high level of nuclear safety. In that light, the Spanish *Consejo de Seguridad Nuclear* (CSN) formally asked the OECD Nuclear Energy Agency (NEA) to establish an international peer review team to assess the CSN report on the lessons learnt as a result of the 2004 Vandellós II event involving essential service water system degradation. The International Review Team considers the CSN report prepared in follow-up to the Vandellós event to be a commendable effort in regulatory self-assessment. The report, complemented by this international peer review, should enable the CSN to take appropriate action to ensure that its regulatory supervision is in line with best international practice.

VO = existe en anglais seulement

Radioprotection

Société civile et radioprotection : les enseignements de Tchernobyl, 20 ans après

ISBN 92-64-02309-7

Gratuit : versions papier ou web.



Vingt ans après la catastrophe qui s'est produite à la centrale nucléaire de Tchernobyl, la contamination radioactive continue d'avoir des répercussions importantes sur la vie des habitants de la région et, dans une moindre mesure, dans d'autres endroits tels que l'Europe occidentale et au-delà. Ce rapport ne cherche pas à analyser les effets cliniques ou environnementaux, mais la manière dont les populations surmontent les difficultés auxquelles elles sont encore confrontées aujourd'hui. Réalisé à la demande du Comité de protection radiologique et de santé publique de l'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire (AEN), il examine principalement le rôle de la radioprotection et comment les spécialistes de cette discipline aident les populations à gérer leur quotidien. Bien que ce rapport ait pour sujet la radioactivité et l'énergie nucléaire, il peut se révéler extrêmement utile aux décideurs et experts confrontés aux conséquences de désastres majeurs, quelles qu'en soient les causes (phénomènes naturels, accidents ou actes de malveillance). Même si nous espérons tous ne jamais avoir à faire face à nouveau à un événement qui a engendré une aussi vaste contamination que Tchernobyl, il est prudent de s'y préparer. C'est pourquoi, ce rapport décrit également les nombreux problèmes auxquels risquent d'être confrontés à terme les spécialistes en présence d'une contamination de ce type et suggère des solutions. Il permettra aux lecteurs de comprendre comment mieux se préparer à réagir à ce type d'événement, en particulier après la phase d'intervention d'urgence.

Gestion des déchets radioactifs

Choisir des stratégies de démantèlement des installations nucléaires

Rapport de synthèse

ISBN 92-64-02306-2

Gratuit : versions papier ou web.

Ce rapport de synthèse repose sur les points de vue et les informations présentés au cours d'un séminaire organisé à Tarragone, en Espagne, du 1^{er} au 4 septembre 2003 ainsi que sur l'expérience du Groupe de travail de l'AEN sur le déclassement et le démantèlement (WPDD). Il met en évidence et analyse les facteurs qui gouvernent les stratégies de démantèlement et se penche sur les problèmes soulevés par la recherche d'un compromis entre ces différents facteurs lors du choix d'une stratégie. Il prend en considération le fait que, parallèlement aux caractéristiques techniques, de nombreux autres facteurs qui ne peuvent être quantifiés influent sur le choix des stratégies de démantèlement : politiques, aspects réglementaires et socioéconomiques et divers autres facteurs ayant une portée dans un avenir éloigné. Les incertitudes associées à ces facteurs constituent un véritable défi pour ceux qui ont à prendre des décisions sur la stratégie de démantèlement.

Libération des sites des installations nucléaires

Rapport de synthèse

ISBN 92-64-02308-9

Gratuit : versions papier ou web.



La libération des sites d'installations nucléaires des contrôles radiologiques est généralement l'une des dernières étapes du déclassement. À ce jour, seul un petit nombre de projets en ont fait l'objet car la plupart des projets ne sont pas à la veille d'une libération ou continueront d'être utilisés pour des activités nucléaires. Par conséquent, pour les projets de déclassement sur le point de planifier la libération de sites, ce rapport de synthèse fournit des informations utiles, fruit de l'expérience des pays membres de l'AEN et des avis des spécialistes. Outre sa description des aspects fondamentaux à prendre en compte lors de la décision de libérer un site, ce rapport de synthèse contient des conseils relatifs à la définition des critères de libération. Le rapport aborde également les questions liées à la libération des sites dans la pratique, les techniques de mesure et la contamination souterraine. Il sera d'un intérêt particulier pour les autorités de sûreté, les gestionnaires de déchets, les chercheurs et les décideurs traitant des questions de déclassement et de démantèlement.

Sûreté du stockage géologique de déchets radioactifs HAVL en France

Examen international par des pairs du « Dossier 2005 Argile » concernant le stockage dans la formation du Callovo-Oxfordien

ISBN 92-64-02300-3

Gratuit : versions papier ou web.



L'une des principales activités de l'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire (AEN) dans le domaine de la gestion des déchets radioactifs est d'organiser des examens internationaux d'études et de projets nationaux. Les examens aident les programmes nationaux à évaluer des travaux réalisés. Les observations d'ordre général faites dans les rapports des examens peuvent également présenter un intérêt pour d'autres pays membres. Cet examen a été mené afin d'informer le gouvernement français si le « Dossier 2005 Argile » élaboré par l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (Andra) est en accord avec les pratiques internationales et si les futurs besoins en termes de recherche sont bien identifiés.

Decommissioning Funding: Ethics, Implementation, Uncertainties

A Status Report (version française à paraître)

ISBN 92-64-02312-7

Gratuit : versions papier ou web.



This status report is based on a review of recent literature and materials presented at NEA meetings in 2003 and 2004, and particularly at a topical session organised in November 2004 on funding issues associated with the decommissioning of nuclear power facilities. The report also draws on the experience of the NEA Working Party on Decommissioning and Dismantling (WPDD).

This report offers, in a concise form, an overview of relevant considerations on decommissioning funding mechanisms with regard to ethics, implementation and uncertainties. Underlying ethical principles found in international agreements are identified, and factors influencing the accumulation and management of funds for decommissioning nuclear facilities are discussed together with the main sources of uncertainties of funding systems.

Radioactivity Measurements at Regulatory Release Levels VO

ISBN 92-64-02319-4

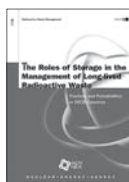
Gratuit : versions papier ou web.

The release of radioactive materials from regulatory control is subject to release limits which are often based on published recommendations of international organisations, which aim to minimise radiological risks. The application of the recommendations has thus led to limits being set at very low activity levels. Adequate methods of measurement must be available to demonstrate or verify that the activity levels are lower than the recommended values. Measurements would also have to be made under practical industrial conditions, where various constraints could significantly influence the results. Hence, the costs of activity measurements at extremely low levels on large quantities of equipment with complex geometries could be prohibitively high. The NEA Co-operative Programme on Decommissioning (CPD) established a special Task Group to study these issues in an analytical and structured manner. This report describes the group's findings regarding the objectives and methodology for radiological characterisation and the equipment used for measurements. The report also contains case studies from NEA member countries and a critical discussion of different methods and techniques.

Roles of Storage in the Management of Long-lived Radioactive Waste (The) VO Practices and Potentialities in OECD Countries

ISBN 92-64-02315-1

Gratuit : versions papier ou web.



This report examines the roles that storage plays, or might play, in radioactive waste management in OECD/NEA member countries. A better understanding of these roles provides valuable input to current debates on the end-points of long-lived radioactive waste management. The report focuses on spent nuclear fuel, high-level waste from reprocessing and other long-lived, solid radioactive wastes.

Législation nucléaire

Bulletin de droit nucléaire N° 77

ISSN 0304-3428

Prix : € 92, US\$ 111, £ 60, ¥ 12 200.

Considéré comme l'ouvrage de référence en la matière, le *Bulletin de droit nucléaire* est une publication internationale unique en son genre où juristes et universitaires peuvent trouver une information à jour sur l'évolution de ce droit. Publié deux fois par an en anglais et en français, il rend compte du développement des législations dans une soixantaine de pays du monde entier et tient le lecteur informé de la jurisprudence, des décisions administratives, des accords internationaux et des activités réglementaires des organisations internationales, dans le domaine de l'énergie nucléaire.

Indemnification of Damage in the Event of a Nuclear Accident

Workshop Proceedings, Bratislava, Slovak Republic, 18-20 May 2005

ISBN 92-64-02625-8

Prix : € 40, US\$ 54, £ 28, ¥ 5 500.

The Second International Workshop on the Indemnification of Nuclear Damage was held in Bratislava, Slovak Republic, from 18 to 20 May 2005. The workshop was co-organised by the OECD Nuclear Energy Agency and the Nuclear Regulatory Authority of the Slovak Republic. It attracted wide participation from national nuclear authorities, regulators, operators of nuclear installations, nuclear insurers and international organisations. The purpose of the workshop was to assess the third party liability and compensation mechanisms that would be implemented by participating countries in the event of a nuclear accident taking place within or near their borders. These proceedings contain the papers presented at the workshop, as well as reports on the discussion sessions held.

Le droit nucléaire international après Tchernobyl

ISBN 92-64-02318-6

Gratuit : versions papier ou web.



L'accident survenu à la centrale nucléaire de Tchernobyl en 1986 a souligné la nécessité d'améliorer le régime juridique international régissant les utilisations sûres et pacifiques de l'énergie nucléaire. De nombreux instruments juridiques ont été adoptés par la suite. Ce recueil examine l'évolution du droit nucléaire international depuis 1986. Il reproduit un certain nombre d'articles déjà publiés dans le *Bulletin de droit nucléaire* de l'OCDE/AEN ainsi que de nouvelles analyses. Les principaux instruments juridiques étudiés dans cette publication traitent de la notification rapide et de l'assistance en cas d'accident nucléaire, de la sûreté nucléaire, de la sûreté des déchets radioactifs et du combustible usé, et de la responsabilité nucléaire et de l'indemnisation.

Sciences nucléaires et Banque de données

International Evaluation Co-operation

Vol. 7: Nuclear Data Standards

ISBN 92-64-02313-5. Gratuit : versions papier ou web.

Vol. 20: Covariance Matrix Evaluation and Processing in the Resolved/Unresolved Resonance Regions

ISBN 92-64-02302-X. Gratuit : versions papier ou web.

Vol. 22: Nuclear Data for Improved LEU-LWR Reactivity Predictions

ISBN 92-64-02317-8. Gratuit : versions papier ou web.

JEFF-3.1 Nuclear Data Library – JEFF Report 21

ISBN 92-64-02314-3. Gratuit : versions papier ou web.

Nuclear Production of Hydrogen **VO**

Third Information Exchange Meeting, Oarai, Japan, 5-7 October 2005

ISBN 92-64-02629-0

Prix : € 80, US\$ 108, £ 57, ¥ 11 100.

Hydrogen has the potential to play an important role as a sustainable and environmentally acceptable energy carrier in the 21st century. Since natural sources of pure hydrogen are extremely limited, it is necessary to develop technologies to produce large quantities of hydrogen economically. The currently dominant technology for producing hydrogen is based on reforming fossil fuels, a process which releases greenhouse gases. Hydrogen produced by water cracking, using heat and surplus electricity from nuclear power plants, requires no fossil fuels and results in lower greenhouse gas emissions. This report presents the state of the art in the nuclear production of hydrogen and describes its associated scientific and technical challenges.

Perspectives on Nuclear Data for the Next Decade **VO**

Workshop Proceedings, Bruyères-le-Châtel, France, 26-28 September 2005

ISBN 92-64-02857-9

Prix : € 70, US\$ 94, £ 50, ¥ 9 700.

With a declining number of nuclear data evaluators in the world and an increasing demand for high-quality data, there is a risk that evaluators will concentrate on producing new nuclear data to the detriment of developing new models and methods for evaluating existing data. In this context, it is essential to identify the basic physics issues that are going to be important for future nuclear data evaluation processes. At the same time, demand for new types of data, which will be needed in emerging nuclear applications, could warrant new evaluation techniques that are presently only used in the context of fundamental research and not in nuclear data production. These proceedings present the main findings of the workshop, which explored innovative approaches to nuclear data evaluation with the aim of opening new perspectives, building new research programmes and investigating prospects for international collaboration.

Source Convergence in Criticality Safety Analysis **VO**

Phase I: Results for Four Test Problems

ISBN 92-64-02304-6

Gratuit : versions papier ou web.

The NEA Working Party on Nuclear Criticality Safety established an Expert Group on Source Convergence in Criticality Safety Analysis to explore the problems of slow convergence and statistical fluctuations that can combine to produce unreliable source distributions and fission rates as well as underestimates of k_{eff} and its uncertainty. Aimed at fostering improved robustness of criticality safety analyses with respect to source convergence, the group's first task was to assemble four test problems that represent cases previously encountered in criticality safety analyses. The problems include a reactor fuel storage array, a spent fuel pin array, an aqueous processing system and an array of small fissile components. The results of the four test problems are described.

Speciation, Techniques and Facilities for Radioactive Materials at Synchrotron Light Sources **VO**

Workshop Proceedings, Berkeley, California, United States, 14-16 September 2004

ISBN 92-64-02311-9

Gratuit : versions papier ou web.

This NEA workshop is the third in a series devoted to the application of synchrotron accelerator-based techniques to radionuclide and actinide sciences. As synchrotron radiation is particularly well-suited for obtaining information about the molecular structure of radionuclides and actinide species, it is useful for understanding and predicting the behaviour of these hazardous elements in the environment. Application areas include risk assessment of nuclear waste storage, remediation of contaminated sites, development of effective separation technologies and radiopharmaceutical chemistry. These proceedings contain all of the abstracts and some of the full papers presented at the workshop. In addition to presenting the latest experimental and theoretical results, the workshop also provided opportunities for knowledge transfer between established experts in the field and young scientists.

Very High Burn-ups in Light Water Reactors **VO**

ISBN 92-64-02303-8

Gratuit : versions papier ou web.

This publication investigates the limitations and potential benefits of very high fuel burn-up (60-100 GWd/t) in light water reactors. It covers technical aspects, such as fuel fabrication, thermal-hydraulic design limits and fuel performance, as well as economic aspects. The report provides several recommendations regarding scientific and technological areas in which further development is required to achieve these very high burn-ups.

Où acheter les publications de l'AEN

Amérique du Nord :

OECD Publications, c/o Turpin Distribution

The Bleachery, 143 West Street, New Milford, CT 06776, USA
Tél. : +1 (800) 456 6323 ; Fax : +1 (860) 350 0039
E-mail : oecdna@turpin-distribution.com

Reste du monde :

OECD Publications, c/o Turpin Distribution

Pegasus Drive, Stratton Business Park, Biggleswade, Bedfordshire, SG18 8QB, UK
Tél. : +44 (0) 1767 604960 ; Fax : +44 (0) 1767 601640
E-mail : oecdrow@turpin-distribution.com

Commandes en ligne : www.oecd.org/bookshop

Visualisez les titres de l'OCDE à www.oecd.org/bookshop. Commandez un ouvrage et téléchargez-le au format PDF. Économisez 20 % en n'achetant que le fichier PDF.

Paiement sécurisé par carte bancaire.

Où commander nos publications gratuites

Service des publications de l'AEN

12, boulevard des Îles, F-92130 Issy-les-Moulineaux, France
Tél. : +33 (0)1 45 24 10 15 – Fax : +33 (0)1 45 24 11 10
E-mail : neapub@nea.fr – Internet : www.nea.fr

Rapports en ligne : www.nea.fr

2006 World Directory of Nuclear Utility Management

Eighteenth Edition - 2006

World Directory of
Nuclear Utility Management

Now Available



The eighteenth edition includes:

- Worldwide plant listings, including operating plants and those under construction
- Addresses and more than 3,000 names of key nuclear utility personnel, both corporate and plant management
- More than a thousand changes from the 2005 edition
- Now available: utility listings on CD-ROM

To order, please contact the American Nuclear Society,
9778I Eagle Way, Chicago, IL 60678-9770, USA
PHONE: +1 708/579-8210 • FAX: +1 708/579-8314
E-MAIL: scook@ans.org • WEB: www.ans.org/store/vc-hndr

American Express, MasterCard, Visa, and Diners Club accepted

\$280 PRINT EDITION ONLY / \$850 PRINT EDITION WITH CD-ROM (PLUS SHIPPING)



2006 World List of Nuclear Power Plants

The 2006 version of the World List of Nuclear Power Plants is now available as a reprint. The 16-page list, updated each year for the March Reference Issue of *Nuclear News*, provides the following data on nuclear plants worldwide:

- Net MWe
 - Type of reactor
 - Construction stage
 - Initial criticality/commercial start dates
 - Reactor and generator suppliers
 - Architect/engineer
 - Constructor

Nuclear News									
World List of Nuclear Power Plants									
Operable, Under Construction, or on Order as of December 31, 2005									
A Reprint									
Net MWe	Type	PC	By	Year	Reactor Supplier	Generator Supplier	Architect/Engineer	Constructor	
Argentina									
Rosarito 3,000 MWe (2005)									
Rosarito 3,000 MWe (2005)									
Rosarito 3,000 MWe (2005)									
Armenia									
Atombau 1,000 MWe (2005)									
Belgium									
Dessel 2,000 MWe (2005)									
Dessel 2,000 MWe (2005)									
Dessel 2,000 MWe (2005)									
Brazil									
Angra 1,300 MWe (2005)									
Angra 1,300 MWe (2005)									
Angra 1,300 MWe (2005)									

\$5.00 per copy, plus shipping;
quantity discounts available

American Express, MasterCard,
Visa, and Diners Club accepted

Order from the American Nuclear Society,
9778I Eagle Way, Chicago, IL 60678-9770, USA
PHONE: +1 708/579-8210 - FAX +1 708/579-8314
E-MAIL: scook@ans.org
WEB: www.ans.org/store/vc-item

Les Éditions de l'OCDE, 2 rue André-Pascal, 75775 PARIS CEDEX 16
IMPRIMÉ EN FRANCE – ISSN 1605-959X