

LES ÉLÉMENTS MARQUANTS EN 2002

- 1 - La radioprotection des patients : une priorité pour l'ASN**
- 2 - Le radon**
- 3 - La mission « repérage » en radioprotection**
- 4 - Les réexamens de la sûreté des centrales nucléaires**
- 5 - Les installations nucléaires face au risque sismique**
- 6 - Les procédures réglementaires relatives à l'établissement COGEMA de La Hague**
- 7 - Vers un plan national de gestion des déchets radioactifs**
- 8 - Le démantèlement des installations nucléaires**
- 9 - Les travaux de WENRA pour l'harmonisation des normes de sûreté des réacteurs**

1 La radioprotection des patients : une priorité pour l'ASN

Les examens d'imagerie médicale utilisant les rayonnements ionisants représentent la part la plus importante des expositions humaines aux rayonnements artificiels avec une dosimétrie efficace moyenne de l'ordre de 1 mSv par an et par habitant en France, soit environ 40 % de l'irradiation naturelle moyenne. De plus, le nombre des examens réalisés est en augmentation. Cela résulte de l'apport décisif des techniques d'imagerie médicale au diagnostic des maladies et à l'orientation de la stratégie thérapeutique.

Par ailleurs, la radiothérapie des tumeurs constitue une modalité importante du traitement des cancers ; un traitement par radiothérapie implique un compromis entre la nécessité d'irradier suffisamment le tissu cancéreux (environ 70 Gy) et la volonté d'irradier le moins possible les tissus sains avoisinants.

La part importante de l'exposition médicale a justifié la rédaction de la directive 97/43 Euratom du Conseil de l'Union européenne, spécifique de l'exposition des patients aux rayonnements ionisants à des fins médicales, en complément de la directive 96/29 Euratom qui fixe les normes de base des expositions des travailleurs et de la population. Le décret relatif à l'application des principes de radioprotection lors des



Examen scanographique du thorax

expositions à des fins médicales et médico-légales réalise la transposition dans la réglementation française de la directive 97/43 Euratom.

La radioprotection des patients constitue donc une priorité pour l'ASN. Elle repose sur la mise en œuvre de principes généraux et de modalités pratiques d'accompagnement.

Les principes de radioprotection

Des trois principes de radioprotection édictés par la directive 96/29 Euratom, la directive 97/43 Euratom ne retient que les deux premiers, la justification des expositions et leur optimisation, la limitation des doses ne pouvant s'appliquer en matière médicale.

• La justification

La justification d'une exposition lors d'un examen d'imagerie médicale repose sur la décision que l'information attendue lors de l'examen irradiant est nécessaire à l'orientation de la stratégie diagnostique et/ou thérapeutique. La justification ne s'arrête pas seulement à l'indication de l'examen, mais concerne aussi l'appareillage utilisé (par exemple radiologie classique ou scanner), le nombre de clichés réalisés. La justification d'un acte de radiothérapie repose sur la décision que l'irradiation constitue le bon traitement de la pathologie en cause. Dans tous les cas, le niveau de dose délivrée est pris en compte dans le processus de justification et le bénéfice de l'acte irradiant, attendu pour le patient, doit être supérieur à celui d'une autre technique non ou moins irradiante. Le médecin demandeur de l'acte et le praticien qui le réalise sont responsables de la justification des examens.

• L'optimisation

L'optimisation consiste à réaliser l'examen qui a été décidé au meilleur coût dosimétrique. La dose délivrée est abaissée au niveau le plus bas qu'il est raisonnablement possible d'atteindre, dans les limites de la réalisation d'un acte médical de qualité. En effet, il s'agit d'effectuer l'examen d'imagerie médicale sans réduire la qualité de l'information nécessaire au diagnostic, ou de réaliser l'acte de radiothérapie permettant l'éradication de la tumeur avec le minimum d'effet sur les tissus sains environnants.

Limiter la dose délivrée au patient est une préoccupation constante des praticiens, notamment du radiologue, du médecin nucléaire et du radiothérapeute. Cependant, il n'y a pas de limite réglementaire de dose comme pour les travailleurs, car il importe d'abord, la justification étant posée, d'atteindre l'information diagnostique désirée ou le but thérapeutique recherché. Les expositions médicales s'inscrivent dans le cadre d'une démarche d'assurance de qualité.

En fin de compte, la directive 97/43 Euratom vise à diminuer les doses délivrées lors des examens médicaux en proposant des recommandations permettant d'élever la qualité globale des pratiques radiologiques, c'est-à-dire de maintenir ou d'améliorer la qualité des images diagnostiques, et d'effectuer les radiothérapies les plus optimisées, tout en éliminant les irradiations inutiles.

La directive européenne demande une vigilance particulière vis-à-vis des enfants, des femmes enceintes d'une part, et des examens les plus irradiants (radiologie interventionnelle, tomodensitométrie) et les plus fréquents (dépistage médical) d'autre part. La mise en place d'un système d'assurance de qualité, prévue par le décret de transposition, intègre ce souci de vigilance.

Les dispositions pratiques

Afin que les principes fondamentaux de radioprotection ne restent pas au stade des principes, mais soient réellement transcrits dans les pratiques quotidiennes, le décret prévoit les réalisations suivantes :

- l'écriture de procédures écrites pour chaque type de pratique irradiante ;
- la détermination de niveaux de référence diagnostique ;
- la réalisation d'un guide de prescription des examens d'imagerie médicale ;
- la mise en place de formations spécifiques à la radioprotection des patients ;
- une démarche globale d'assurance qualité.

• Les procédures écrites

La rédaction de procédures écrites pour chaque type de pratique irradiante oblige à la standardisation des protocoles d'examen, et en particulier au choix des paramètres techniques de réalisation. Ces procédures constituent une étape indispensable vers l'accréditation des services de radiologie et de médecine nucléaire. La mise en place des procédures écrites optimisées pour

chaque type de pratique irradiante constitue donc une mesure efficace de radioprotection.

Des procédures ont été définies au niveau national par les professionnels des sociétés savantes concernées (Société française de radiologie SFR, Société française de biophysique et médecine nucléaire SFBMN).

Un guide des procédures de radiologie est d'ores et déjà disponible depuis 2002 ; un guide pour les procédures de médecine nucléaire est en préparation ; la radiothérapie bénéficie de procédures écrites depuis plusieurs années.

La priorité pour l'ASN est de faire en sorte que les procédures soient effectivement appliquées en pratique par tous les praticiens utilisateurs de rayonnements ionisants, et de vérifier que cela est bien le cas. En partenariat avec l'ANAES et les sociétés savantes concernées, l'ASN élabore actuellement une stratégie de mise en pratique des procédures et du contrôle de leur utilisation.

• Les niveaux de référence diagnostique

Afin que chaque procédure soit optimisée, il convient de lui associer une évaluation dosimétrique. La démarche proposée est celle d'un niveau de référence diagnostique, en priorité pour les examens les plus fréquents (y compris de dépistage) et/ou les plus irradiants (scanographie, radiologie interventionnelle) pour lesquels on doit parvenir à réduire considérablement les doses individuelles ou collectives, dans les limites compatibles avec la qualité des images requise et les paramètres techniques correspondants.

Le niveau de référence diagnostique est un indicateur de la dose délivrée en radiodiagnostic ou de l'activité injectée de radiopharmaceutique en médecine nucléaire. La détermination d'un niveau de référence diagnostique pour chacune des procédures constitue une étape indispensable pour mettre en œuvre une stratégie de suivi et d'évaluation des pratiques médicales irradiantes permettant d'améliorer leur qualité et de piloter leur optimisation au cours du temps.

L'ASN accompagne la poursuite de la campagne nationale de mesures de dose en radiologie avec l'appui technique de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN), la SFR, la Société française de physique médicale (SFPM) et l'Association française du personnel paramédical en électroradiologie (AFPPE). Les premiers résultats sont riches d'enseignements et montrent qu'il existe une marge de progrès pour une meilleure radioprotection des patients.

Parallèlement, l'Institut de veille sanitaire (InVS) rassemble les données disponibles concernant la répartition des examens médicaux irradiants. Ces travaux devraient permettre de mieux connaître le niveau réel de l'irradiation médicale en France et de faire évoluer les niveaux de référence en fonction de l'amélioration des pratiques et de l'évolution des techniques et des équipements.

- **Le guide de prescription**

Un guide de recommandations en matière de prescription des examens d'imagerie médicale, incluant les doses d'irradiation, est en cours d'élaboration en partenariat avec la SFR, la SFBMN, et l'ANAES.

L'objectif est de veiller à ce que tous les examens d'imagerie médicale irradiants soient réellement justifiés, en mettant à disposition des médecins prescripteurs des examens d'imagerie médicale un guide de prescriptions. En effet, la suppression des examens inutiles constitue une mesure simple et efficace de radioprotection des patients.

Le guide d'étape achevé en janvier 2003 est en cours de relecture et de validation par plusieurs centaines de professionnels représentant les médecins ordonnateurs d'expositions à des fins médicales.

Le guide définitif devrait être disponible fin 2003. Il fera alors l'objet d'une large diffusion.

- **La formation à la radioprotection des patients**

Les demandeurs et les praticiens réalisateurs des examens médicaux irradiants sont responsables, chacun en ce qui les concerne, des expositions aux rayonnements ionisants de leurs patients. Ces professionnels médicaux doivent donc recevoir une formation sur la radioprotection des patients. Une formation initiale est délivrée dans les facultés de médecine au cours des 3 cycles des études médicales. Une formation spécialisée est délivrée dans le cadre des enseignements de spécialité.

Une formation continue doit se mettre en place pour permettre à l'ensemble des professionnels de remplir les obligations de l'article L1333-11 du code de la santé publique.

L'ASN contribuera au renforcement de la formation continue en radioprotection des médecins, très modeste aujourd'hui en dehors du cercle

assez restreint des praticiens réalisateurs des examens médicaux irradiants et sensibilisés aux questions de radioprotection.

- **Une nouvelle procédure de contrôle de qualité**

Une nouvelle procédure de contrôle de qualité est demandée par la directive 97/43 Euratom. En effet, l'optimisation des doses délivrées aux patients ne peut pas être réalisée sans dispositifs médicaux irradiants de qualité éprouvée.

L'Agence française de sécurité sanitaire des produits de santé (AFSSAPS) exerce sa responsabilité vis-à-vis des dispositifs médicaux en mettant en place des procédures réglementaires de contrôle de qualité des dispositifs médicaux irradiants (décret du 5 décembre 2001). Les arrêtés d'application de ce décret devraient être publiés prochainement.

En sus de la maintenance et du renforcement des dispositions du contrôle de qualité réalisé en interne, des contrôles externes seront confiés à des organismes agréés auxquels les exploitants des dispositifs médicaux feront appel. La périodicité des contrôles sera variable selon les dispositifs. Les protocoles de contrôle seront fixés par l'AFSSAPS après avis de la DGSNR et de l'IRSN.

L'ASN sera impliquée dans cette démarche globale d'assurance qualité afin de s'assurer que les dispositions mises en œuvre sont conformes aux objectifs attendus de radioprotection, et de vérifier que leur réalisation est effective.

Conclusion

Avec le décret de transposition de la directive 97/43 Euratom, la protection sanitaire des personnes contre les dangers des rayonnements ionisants lors d'expositions à des fins médicales est considérablement renforcée.

Ce décret demande la mise en place des mesures pratiques d'accompagnement (procédures, niveaux de référence, guide de prescription, formations à la radioprotection, assurance de qualité) ; il prévoit leur mise en œuvre en routine tout en veillant à leur actualisation. Ces mesures pratiques serviront de support aux évaluations des pratiques, que l'ASN a mission, en partenariat avec l'ANAES, de mettre en place pour répondre aux exigences de la directive 97/43 : « *Des audits cliniques sont effectués conformément aux procédures nationales* ».

Conformément aux instructions données par les secrétaires d'Etat à la santé et au logement par circulaire du 27 janvier 1999, une seconde campagne de mesures dans les établissements recevant du public a été menée par les DDASS. Cette campagne visait en particulier les établissements scolaires. En novembre 2001, plus de 13 000 établissements avaient été contrôlés. Pour 4 % de ces établissements, au moins un résultat de mesure était supérieur à 1000 Bq/m³ ; pour 8 % d'entre eux, au moins un résultat était compris entre 400 et 1000 Bq/m³. La valeur de 400 Bq/m³ est le niveau d'action choisi en France, au-delà duquel il est jugé nécessaire de mettre en œuvre des actions correctrices pour réduire l'exposition des personnes au radon. Au-dessus de 1000 Bq/m³, ces actions correctrices sont à mettre en œuvre immédiatement.

Depuis 1999, des campagnes d'information ont été réalisées en direction de la population et des élus. A l'initiative de l'IRSN, des DDASS et des DRASS des régions concernées (Bretagne, Limousin et Rhône-Alpes), des séminaires d'information ont également été réalisés en 2001 et 2002. La mesure du radon a été étendue aux établissements thermaux depuis juillet 2001.

La poursuite de ces actions par la DGSNR

La gestion des risques liés au radon était, jusqu'à la création de la DGSNR, une mission relevant de la compétence de la DGS et des DDASS. Elle a été transférée à la DGSNR qui continue à faire appel aux DDASS pour la poursuite des actions engagées. Ces actions sont de trois ordres :

1. La mise en place de la réglementation sera achevée au cours du 1^{er} trimestre 2003.

Ainsi, sera publié, en application du décret du 4 avril 2002, l'arrêté qui définit les zones géographiques prioritaires du fait du potentiel élevé d'exhalaison du radon et à l'intérieur desquelles des mesures de l'exposition au radon doivent être réalisées, notamment dans les établisse-

ments d'enseignement et dans les établissements sanitaires et sociaux.

Les mesures du radon seront réalisées par des organismes agréés ; les modalités d'agrément de ces organismes seront également définies par arrêté.

Enfin, l'obligation de surveillance du radon sera également étendue en milieu de travail par le ministère du travail (décret en préparation).

2. L'ASN poursuivra la politique de sensibilisation et d'information du public, en visant prioritairement les médecins généralistes. Ce travail sera l'occasion d'apporter des précisions sur le risque de cancer du poumon dû au radon, en soulignant ce qui relève encore de l'hypothèse.

3. Les DDASS poursuivront leurs investigations dans les lieux ouverts au public pour détecter les établissements à risque élevé.

Perspectives

En tout état de cause, l'ASN poursuivra en 2003 les actions déjà engagées. Devra-t-elle les intensifier en 2003 ? Par exemple, faudra-t-il édicter et promouvoir de nouvelles règles de construction pour les bâtiments neufs ? Faudra-t-il développer une politique plus incitative dans l'habitat existant ? Comment organiser avec les DDASS l'inspection dans ce domaine ?

Toutes ces questions méritent une réflexion préalable. A cet égard, sont attendues prochainement les conclusions de l'Institut de veille sanitaire à qui la Direction générale de la santé avait demandé de réfléchir aux actions à mener pour mieux connaître les expositions, ceci dans le but de disposer de données plus précises pour évaluer le risque. Enfin, le groupe d'experts chargé par le DGSNR de réfléchir aux actions prioritaires à engager dans le domaine de la radioprotection devra bien évidemment traiter de la question du radon.

Les conclusions de ces différents travaux seront rendues publiques.

3 La mission « repérage » en radioprotection

L'Autorité de sûreté nucléaire s'attache à mettre en place un système organisé d'inspection de la radioprotection, en profitant notamment de l'expérience du Secrétariat permanent de la CIREA et de l'OPRI dont certains agents ont intégré la DGSNR. Préalablement à la création de la DGSNR, il n'existait pas de système global de contrôle de la radioprotection. Le projet de loi sur la transparence et la sécurité en matière nucléaire contient des dispositions fondant un système global d'inspection de la radioprotection. Mais les textes qui ont créé la DGSNR lui donnent d'ores et déjà la possibilité de mettre en place un tel système.

C'est pourquoi, sans attendre le vote du projet de loi, il convient de définir dès maintenant ce que pourrait être le contenu d'une telle inspection.

Mise en place d'une mission de « repérage » en radioprotection

Dans ce but, le directeur général de la sûreté nucléaire et de la radioprotection a décidé que deux DSNR, celles des régions Basse-Normandie et Rhône-Alpes, allaient conduire, pendant une durée d'environ un an, c'est-à-dire jusqu'à fin 2003, une mission de « repérage » afin d'initier la pratique du contrôle de la radioprotection dans les domaines hors INB. Cette mission est conduite parallèlement à une autre mission, confiée par le directeur général de la sûreté nucléaire et de la radioprotection à un groupe d'experts indépendants, qui est chargé de proposer des priorités d'actions dans le domaine de la radioprotection. Simultanément, un groupe de travail composé de représentants des DRIRE, DRASS et DDASS a été chargé d'établir les modalités de collaboration de ces entités dans ce domaine.

L'objectif principal de la mission de « repérage » est d'appréhender le champ du contrôle de la radioprotection par les DSNR en identifiant les interlocuteurs locaux de l'ASN et les enjeux de la radioprotection ; il s'agit également de commencer à définir le contenu de l'inspection en radioprotection. Pendant la durée de cette mission, les actions de l'ASN sont menées sans esprit d'inspection.

Cette mission comporte deux phases : apprendre et comprendre, puis se préparer à inspecter.

Apprendre et comprendre

Les premières actions visent à identifier quels sont les acteurs locaux concernés à un titre ou à un autre par le contrôle de la radioprotection, à comprendre leurs missions et leur fonctionnement et à se faire connaître d'eux en expliquant les missions de l'ASN. Les acteurs locaux sont d'une part les acteurs institutionnels, c'est-à-dire les représentants des services déconcentrés de l'Etat au niveau régional et au niveau départemental, et d'autre part les utilisateurs de rayonnements ionisants. La plupart de ces utilisateurs peuvent être connus grâce aux bases de données que tenaient le Secrétariat permanent de la CIREA et l'OPRI. Des contacts sont également pris avec les organismes agréés par le ministère du travail qui exercent un contrôle de premier niveau sur les utilisateurs de rayonnements ionisants.

Se préparer à inspecter

La deuxième phase doit permettre de préparer une méthodologie d'inspection de la radioprotection. A cet effet, il s'agit de préparer des guides d'inspection en s'appuyant notamment sur les guides de contrôle élaborés par l'OPRI pour les installations médicales mettant en œuvre des rayonnements ionisants.

Les contrôles portent sur :

- la conformité des installations et activités au dossier de demande d'autorisation de détention de sources adressé à la DGSNR, ou le cas échéant au dossier de déclaration ;
- le respect des dispositions imposées par le ministre de la santé ou le président de la CIREA (puis par le directeur général de la sûreté nucléaire et de la radioprotection) lors de la délivrance de l'autorisation de détention des sources ;
- le respect des dispositions générales en matière de radioprotection du code de la santé publique ;
- le respect de certaines dispositions du code du travail, selon des modalités à définir avec l'inspection du travail.

Cette mission a vocation à poursuivre son action en 2003 de façon à mettre progressivement en place un système global de contrôle de la radioprotection en France.

4 Les réexamens de la sûreté des centrales nucléaires

La sûreté d'une installation nucléaire repose sur une analyse de sûreté réalisée à l'origine, qui permet de démontrer que l'installation satisfait aux exigences de sûreté qui lui ont été imposées. Cette analyse de sûreté d'origine nécessite toutefois d'être réexaminée périodiquement, pour deux raisons majeures. La première est que l'installation évolue : elle peut être modifiée ou présenter des écarts lors de sa construction, et les effets du vieillissement peuvent générer des dégradations. La seconde est que les exigences de sûreté elles-mêmes évoluent : l'ASN considère en effet que les exigences de sûreté doivent suivre l'évolution des techniques et le progrès des connaissances, et que ce qui était jugé acceptable à un moment donné peut ne plus l'être ultérieurement.

C'est précisément l'objet des réexamens de sûreté que de reconsidérer la démonstration de sûreté d'origine et, d'une part de vérifier que les installations restent conformes à leurs exigences initiales, d'autre part de faire progresser leur niveau de sûreté. Les réexamens de sûreté revêtent donc une importance de premier plan, tout à la fois pour détecter d'éventuels écarts de conformité, s'assurer de la maîtrise des phénomènes de vieillissement, et améliorer la sûreté des installations, dans une démarche réaliste de réduction des risques. Le processus de réexamen se déroule sur plusieurs années et nécessite des moyens importants pour l'exploitant, mais aussi pour l'ASN et son appui technique l'IRSN.

Pour les réacteurs de puissance, pour lesquels l'essentiel du réexamen est réalisé simultanément sur tous les réacteurs d'un même palier, plusieurs étapes importantes ont été franchies en 2002 : la conclusion du réexamen de sûreté des réacteurs de 900 mégawatts pour leurs 20 ans de fonctionnement, la définition du référentiel et des objectifs de sûreté pour le réexamen correspondant des réacteurs de 1300 mégawatts, et le démarrage du réexamen des réacteurs de 900 mégawatts dans la perspective de leurs troisièmes visites décennales.

La démarche de réexamen de sûreté

La démarche générale suivie lors des réexamens procède d'une double comparaison.

- La comparaison de l'état des installations à leur référentiel de conception, en prenant en compte les modifications introduites depuis leur construction : c'est l'**examen de conformité**.



Centrale du Bugey

L'examen de conformité, tel qu'il est pratiqué en France sur les réacteurs de puissance, revêt une ampleur unique au monde. Les examens de conformité réalisés sur les réacteurs de 900 et 1300 mégawatts comprenaient, entre autres, la vérification de la conformité des dispositions de protection contre les agressions externes, dont les conditions météorologiques extrêmes et le séisme, contre les agressions internes comme les ruptures de tuyauteries à haute énergie, ou encore la vérification de l'aptitude des équipements à fonctionner en conditions d'ambiance dégradée (ce que l'on appelle la qualification aux conditions accidentelles). Un « programme d'investigations complémentaires » a de plus été défini, pour contrôler les parties de l'installation qui ne bénéficient pas de programmes de maintenance, comme par exemple certaines portions de tuyauteries ou des réservoirs inaccessibles en fonctionnement normal.

Chaque réacteur est ainsi passé en revue de manière approfondie, et les éventuelles anomalies sont répertoriées, l'objectif étant que les réacteurs soient conformes à leur conception au plus tard lors de leurs visites décennales. Pour les anomalies à fort enjeu de sûreté, l'ASN peut toutefois imposer des délais de remise en conformité plus courts.

- La comparaison du niveau de sûreté de l'installation à celui qui est exigé pour des réacteurs plus récents, l'examen des conséquences de l'application rétroactive de règles de sûreté plus récentes, la comparaison aux meilleures pratiques internationales, et la prise en compte des

enseignements tirés de l'exploitation des réacteurs : c'est la **réévaluation de sûreté**.

L'ASN demande à l'exploitant d'étudier les conséquences de l'application d'exigences de sûreté plus contraignantes, et de proposer, lorsque cela est faisable, de modifier les centrales. Ces modifications sont en règle générale réalisées lors des visites décennales des réacteurs, qui, pour un même palier, peuvent s'échelonner sur une dizaine d'années.

Il faut ajouter à cela des démarches qui, à strictement parler, n'entrent pas en France dans le cadre du réexamen de sûreté, mais procèdent du même esprit de vérification de conformité et d'augmentation des exigences : il s'agit en particulier de la révision, en cours, des autorisations de rejets d'effluents des centrales, et de l'application de l'arrêté ministériel du 31 décembre 1999 sur la protection de l'environnement.

Au terme du réexamen, l'ASN se prononce sur la poursuite de l'exploitation des réacteurs jusqu'à la prochaine visite décennale.

La conclusion du réexamen de sûreté à 20 ans des réacteurs de 900 mégawatts

Ce réexamen a été engagé en 1987 pour les réacteurs de Fessenheim et du Bugey, et en 1990 pour les autres réacteurs de 900 mégawatts. Dans un premier temps, jusqu'en 1995, son objectif a été de rendre homogène le niveau de sûreté de tous les réacteurs de 900 mégawatts : plusieurs modifications de conception ont ainsi été définies pour les centrales les plus anciennes, celles de Fessenheim et du Bugey, de sorte qu'il est maintenant possible de considérer qu'elles ont le même niveau de sûreté que les autres réacteurs de 900 mégawatts.

Un examen de conformité de grande ampleur a permis de révéler et de corriger des non-conformités, notamment en ce qui concerne la résistance des matériels au séisme et leur qualification aux conditions accidentelles.

La démarche de réévaluation s'est appuyée sur une comparaison des réacteurs de 900 mégawatts avec les réacteurs de 1300 mégawatts et ceux du palier N4, les plus récents. Des études probabilistes de sûreté ont été utilisées pour mettre en lumière des scénarios de défaillance dont l'importance n'avait pas été perçue jusqu'alors. Plusieurs modifications destinées à améliorer la sûreté ont été jugées nécessaires par l'ASN : citons, à titre d'exemple, l'ajout de moyens de chauffage pour garantir le fonction-

nement des matériels en cas de grand froid, ou encore l'amélioration de la fiabilité de certains systèmes importants pour la sûreté comme le système d'alimentation auxiliaire en eau des générateurs de vapeur, les systèmes de ventilation ou le turbo-alternateur de secours.

Ce réexamen a donc permis de faire progresser de façon significative le niveau de sûreté des réacteurs concernés. Au terme de l'exercice, l'ASN a approuvé un nouveau rapport de sûreté standard pour ces réacteurs, et s'est prononcée favorablement sur la poursuite de leur exploitation jusqu'aux troisièmes visites décennales.

Le réexamen de sûreté à 20 ans des réacteurs de 1300 mégawatts

Ce réexamen a débuté en 1997. L'examen de conformité, dont le programme englobe l'ensemble des vérifications réalisées sur les réacteurs de 900 mégawatts, est en cours de réalisation sur les réacteurs.

La réévaluation de sûreté est réalisée par rapport aux exigences en vigueur pour les réacteurs du palier N4. L'ASN a consulté en 2002 son Groupe permanent d'experts pour les réacteurs sur la validité des études menées par EDF, et a en particulier considéré que la nouvelle méthode de calcul des conséquences radiologiques des accidents de dimensionnement proposée par EDF ne pouvait être acceptée en l'état.

Une large part des modifications qui découlent de la réévaluation a déjà été définie. Elles seront réalisées sur les réacteurs de 1300 mégawatts à partir de 2005.

Le lancement du réexamen de sûreté à 30 ans des réacteurs de 900 mégawatts

Les premières discussions techniques ont été engagées à l'automne 2002 entre l'ASN, l'IRSN et EDF pour définir le contenu du réexamen des réacteurs de 900 mégawatts pour leurs troisièmes visites décennales, prévues à partir de 2008.

Ce réexamen comprendra, par rapport aux précédents, un volet plus important consacré au vieillissement : c'est en effet aux troisièmes visites décennales que l'ASN examinera de manière particulièrement approfondie l'aptitude d'EDF à gérer les effets du vieillissement, tant au plan technique qu'en matière de pérennité des compétences. A cet effet, l'ASN a demandé à EDF de lui présenter un programme de travail,

mais les retards pris dans la transmission des dossiers amènent l'ASN à se demander si les moyens engagés par EDF dans ce domaine sont à la hauteur des objectifs qu'EDF s'est fixés : une durée de vie d'au moins 40 ans pour l'ensemble des réacteurs, voire plus pour tout ou partie d'entre eux.

En matière de réévaluation, l'ASN considère que des objectifs ambitieux devront être fixés, compte tenu du fait que les nouvelles exigences de sûreté qui seront définies resteront valables jusqu'à ce que le plus récent des réacteurs de 900 mégawatts, Chinon B4, passe sa quatrième visite

décennale, en 2027. De ce fait, pour l'ASN, il est nécessaire d'examiner, dans le cadre de cette réévaluation, la possibilité et l'intérêt de transposer aux réacteurs de 900 mégawatts certaines améliorations proposées dans le cadre du projet de réacteur du futur EPR. L'ASN a décidé de consulter son Groupe permanent d'experts pour les réacteurs mi-2003 pour qu'il émette un avis sur le périmètre technique à couvrir, ainsi que sur le niveau d'exigences à retenir, thème par thème, pour la réévaluation de sûreté. L'ASN sera particulièrement attentive à ce que les meilleures pratiques internationales soient prises en considération.

5 Les installations nucléaires face au risque sismique

Les séismes font partie des risques naturels auxquels les installations nucléaires doivent pouvoir faire face. A l'étranger, plusieurs centrales nucléaires ont, par le passé, subi des tremblements de terre sans que leur sûreté en soit pour autant affectée, notamment aux Etats-Unis et au Japon. Bien que, par comparaison, la France soit un pays peu sismique, des dispositions parasismiques sont prises dès la conception des installations, et réexaminées périodiquement en fonction de l'évolution des connaissances dans le domaine du risque sismique. De plus, des vérifications de conformité permettent de s'assurer que les exigences en la matière sont respectées, et de corriger les éventuelles anomalies.

La prise en compte du risque sismique à la conception

L'Autorité de sûreté nucléaire exige que la possibilité d'occurrence d'un séisme soit prise en compte dès la conception des installations nucléaires : une installation nucléaire doit faire face, sans conséquence pour la population ou l'environnement, aux séismes pouvant se produire dans la région où elle est implantée. A cet effet, les principaux équipements importants pour la sûreté doivent résister à de tels séismes.

Le choix du niveau de séisme auquel l'installation doit résister repose sur les principes suivants, formulés dans une règle fondamentale de sûreté (RFS 2001-01) édictée en 2001 par l'ASN :

- des séismes analogues aux séismes historiquement connus sont susceptibles de se produire dans l'avenir ;
- la position de leur épicentre peut être plus défavorable quant à ses effets sur le site, tout en restant compatible avec les données géologiques et sismiques ;
- une marge de sécurité supplémentaire doit être prise.

Pour cela, il est nécessaire de procéder à une étude géologique et sismique approfondie de la région dans laquelle est implantée l'installation : détermination des zones de caractéristiques sismiques homogènes, recherche de failles, collecte d'informations sur les séismes passés par l'interprétation d'enregistrements (couvrant les trois dernières décennies), d'archives (environ mille ans) ou de traces géologiques laissées par des séismes majeurs survenus il y a plusieurs milliers d'années. On détermine ainsi les séismes maximaux historiquement vraisemblables (SMHV),

qui sont les séismes susceptibles de produire sur le site les effets les plus importants. L'installation doit alors être conçue pour résister à des séismes dits « séismes majorés de sécurité » (SMS), dont l'intensité, sur l'échelle MSK, est supérieure d'un degré à celle des SMHV.

Cette démarche vise à obtenir la certitude pratique de ne pas voir l'installation subir, au cours de son existence, des actions plus agressives que celles résultant des SMS.

L'Autorité de sûreté nucléaire s'attache à faire évoluer les règles fondamentales de sûreté pour prendre en compte les progrès des connaissances et l'évolution des techniques. La RFS 2001-01 a ainsi remplacé une règle qui datait de 1981.

Une deuxième règle fondamentale de sûreté définit les méthodes acceptables pour concevoir des ouvrages résistants aux sollicitations générées par ces séismes ; sa révision est en cours.

Les réévaluations de la résistance au séisme des installations

L'ASN exige que les progrès des connaissances et les nouvelles règles de sûreté en vigueur soient pris en considération lors des réévaluations de sûreté des installations construites selon des normes plus anciennes : il s'agit d'examiner si l'installation satisfait aux nouvelles exigences, puis de définir et de réaliser, si nécessaire, des modifications permettant d'améliorer la résistance au séisme.

Ainsi, lors des réévaluations de sûreté conduites à l'occasion des deuxièmes visites décennales des réacteurs de 900 mégawatts, l'ASN a exigé la mise en œuvre de la démarche « séisme événement », qui n'avait pas été imposée à la conception : il s'agit de mettre en œuvre des mesures permettant d'éviter que des équipements ou structures qui n'ont pas été conçus pour résister au séisme, car leur rôle en termes de sûreté ne le justifie pas, n'endommagent par leur chute des matériels qui, eux, sont nécessaires en cas de séisme. EDF a notamment été conduit à renforcer un grand nombre de cloisons en parpaings dans les bâtiments des centrales nucléaires. Dans le même esprit, pour la réévaluation de sûreté en cours des réacteurs de 1300 mégawatts, l'ASN a demandé à EDF d'examiner les conséquences de l'application de la RFS 2001-01. Les études sont en cours, et pourraient conduire à la réalisation de renforcements lors des deuxièmes visites

décennales des réacteurs, prévues à partir de 2005.

Dans le cas où, pour des raisons techniques ou économiques, l'amélioration est impossible, les conséquences d'un séisme sont évaluées et, si le risque est jugé inacceptable compte tenu des nouvelles exigences de sûreté, l'arrêt de l'installation en cause est nécessaire : c'est le cas, par exemple, pour l'Atelier de technologie du plutonium (ATPu), exploité par la société COGEMA à Cadarache. C'est une installation relativement ancienne, située près d'une faille sismiquement active, la faille de la Durance. La tenue des structures de l'ATPu n'a pas été démontrée en cas de séisme tel que défini dans la règle fondamentale de sûreté édictée par l'ASN en 1981, postérieurement à sa construction. Malgré la mise en place de mesures compensatoires, l'ASN considère que la résistance au séisme de cette installation reste insuffisante pour un fonctionnement pérenne ; en conséquence, l'ATPu devra cesser ses productions industrielles avant fin juillet 2003.

Pour certains sites complexes comme celui de Cadarache, l'ASN examine globalement les conséquences d'un séisme et la suffisance des moyens de l'exploitant pour y faire face.



Atelier de Technologie du plutonium de Cadarache

Les vérifications de la conformité des installations aux normes parasismiques

Le respect des exigences relatives à la résistance au séisme fait partie des vérifications réalisées lors des examens de conformité, menés dans le cadre des réexamens périodiques de sûreté.

Par exemple, les réacteurs de 900 puis de 1300 mégawatts ont ainsi récemment été passés au crible, l'ampleur des vérifications réalisées étant unique au monde. De plus, pour les réacteurs les plus anciens, ceux de Fessenheim et du Bugey, un programme de vérifications supplémentaires de résistance au séisme est en cours de réalisation.

En plus de ces processus systématiques de recherche d'anomalies, l'attitude interrogative des personnes à tous les niveaux chez l'exploitant peut permettre de détecter des écarts de conformité : les visites de routine menées sur le terrain, ou encore l'examen critique d'anciennes études de conception dans les centres d'ingénierie, y contribuent. Plusieurs anomalies ont été découvertes de cette façon, et l'ASN considère que l'attitude des exploitants en la matière est tout à fait positive : en effet, c'est seulement en apparence qu'une installation sur laquelle rien ne serait fait pour trouver des anomalies, et qui ne présenterait donc aucun écart de conformité, serait plus sûre qu'une installation sur laquelle l'exploitant recherche des écarts, en trouve, et les corrige.

Une procédure spécifique d'information de l'ASN sur les anomalies génériques ou à fort enjeu de sûreté découvertes par EDF a ainsi été mise en place. Lorsqu'un doute intervient sur la conformité d'un matériel, EDF en informe l'ASN et entreprend une « caractérisation » qui vise à déterminer s'il existe réellement un écart aux exigences de sûreté et, le cas échéant, à préciser les matériels affectés et à en évaluer les conséquences pour la sûreté. L'ASN est informée des résultats de la caractérisation et une déclaration d'événement lui est transmise s'il y a lieu, avec une proposition de classement sur l'échelle INES, même si, à ce stade, EDF n'a pas encore défini de solution de remise en conformité. Cette procédure garantit la transparence à la fois vis-à-vis de l'ASN, mais aussi du public, les anomalies les plus significatives (à partir du niveau 1 sur l'échelle INES) faisant l'objet d'une information sur le site Internet de l'ASN.

Depuis 1999, ces processus ont permis de déceler une dizaine d'anomalies susceptibles de mettre en cause la résistance des centrales nucléaires à un séisme. On peut citer, à titre d'exemple, les erreurs de conception de certains réservoirs d'eau des centrales nucléaires, découvertes lors de la vérification d'anciennes études pour la centrale du Bugey, puis de Fessenheim ; les vérifications réalisées par EDF à la demande de

L'ASN ont ensuite montré que d'autres centrales étaient également concernées.

L'ASN prend position sur les modalités de remise en conformité proposées par les exploitants, notamment en termes de délais, en prenant en considération les conséquences de l'anomalie sur la sûreté. Un écart de conformité dont la présence dégrade la sûreté de manière importante doit être corrigé rapidement, même si la solution de remise en conformité est lourde à mettre en œuvre. Le maintien de l'installation à l'arrêt peut être exigé tant que la réparation n'est pas réalisée si le risque induit par son fonctionnement est jugé inacceptable. A l'inverse, la réparation d'une anomalie de moindre gravité peut être étalée dans le temps si des contraintes particulières le justifient.

Pour les anomalies de tenue au séisme, un élément de jugement sur l'urgence de la réparation réside dans le niveau de séisme pour lequel la tenue du matériel en cause reste démontrée. Dans les cas où il s'agit seulement de restaurer une marge de sécurité pour un équipement qui résiste déjà à un séisme important, des délais de réparation plus longs peuvent être octroyés.



Renforcement des ancrages des réservoirs d'eau borée à la centrale du Bugey

Il est évident que ces processus de recherche d'écarts de conformité peuvent donner l'impression, du fait des anomalies qu'ils mettent en lumière, d'une dégradation du niveau de sûreté des installations. L'ASN considère pour sa part que ces vérifications sont au contraire garantes du maintien d'un bon niveau de sûreté.

6 Les procédures réglementaires relatives à l'établissement COGEMA de La Hague

L'établissement COGEMA de La Hague est implanté sur la pointe nord-ouest de la presqu'île du Cotentin, à 20 km à l'ouest de Cherbourg et à 6 km du cap de La Hague. Cette usine a pour vocation le retraitement des combustibles nucléaires usés issus de centrales nucléaires françaises et étrangères. La chaîne principale de traitement comprend des installations de réception et d'entreposage des combustibles usés, de cisailage et de dissolution de ceux-ci, de séparation chimique des produits de fission et de purification finale de l'uranium et du plutonium. La mise en exploitation des différents ateliers des usines nouvelles, UP2 800, UP3 et STE3, s'est déroulée de 1986 (réception et entreposage des combustibles usés) à 1992 (atelier de vitrification) avec la mise en actif de la majorité des ateliers de procédé en 1989/90.

Les nouveaux décrets et le nouvel arrêté réglementant les installations et leurs rejets ont été signés le 10 janvier 2003. C'est l'aboutissement d'un processus engagé par l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) dès la fin de l'année 1993 et qui avait débouché, le 20 septembre 1999, sur une demande de la présidente de COGEMA, pour les usines UP2 800, UP3 et STE3, d'autorisation de traitement de combustibles aux caractéristiques différentes ou de types nouveaux, ainsi que de prestations de traitement de déchets et rebuts provenant d'autres installations nucléaires.

Ces autorisations étaient nécessaires pour gérer les flux actuels de combustibles ; les modifications autorisées permettront une sûreté nucléaire améliorée, un plus grand respect de l'environnement au sens de l'utilisation des meilleures techniques disponibles et un fonctionnement économique et industriel performant pour COGEMA.

Pour l'ASN, le processus de révision des décrets d'autorisation du site de La Hague a été une préoccupation majeure ; en effet, les anciens décrets encadrant le fonctionnement des usines nouvelles, certes plus restrictifs que les textes relatifs à l'usine ancienne UP2 400, qui autorisent par exemple le retraitement de combustibles à base d'oxyde mixte d'uranium et de plutonium (combustibles MOX) ou de combustibles issus de réacteurs de recherche, étaient écrits dans des termes insuffisamment précis.

Cette révision permet l'évolution des activités des installations dans des conditions satisfaisantes de sûreté et de protection de l'environnement, et correctes sur le plan réglementaire. En effet, les éléments combustibles de référence décrits dans les anciens décrets étaient des combustibles à l'oxyde d'uranium (combustible UOX) dont le taux de combustion et l'enrichissement en uranium 235 sont désormais assez éloignés des produits chargés en réacteurs, cette différence ne pouvant que s'accroître à l'avenir.

De plus, l'élargissement de la nature et de l'origine des matières et substances à traiter, en utilisant les possibilités de chacune des installations UP2 800, UP3 et STE3 pour recycler, traiter, conditionner ou entreposer des substances radioactives (effluents, déchets, rebuts...) et des matières nucléaires (uranium, plutonium, combustibles neufs) provenant d'autres installations, peut être mis à profit pour des actions de démantèlement ou de reprise de déchets anciens, qui constituent une des priorités de l'ASN.

L'ASN avait jugé parallèlement que la révision des autorisations de rejets du site de La Hague était souhaitable et devait avoir lieu dans le cadre de la procédure plus générale de la révision des décrets d'autorisation de création. En effet, depuis la publication des arrêtés d'autorisation de rejets en 1980 et 1984, les usines UP2 800, UP3 et STE3 ont atteint leur capacité nominale et des progrès significatifs ont été obtenus, tant sur les rejets liquides, notamment par la mise en place d'une nouvelle gestion des effluents liquides, que sur les rejets gazeux, par une amélioration du traitement des effluents. La composante non radioactive de ces rejets (nitrates, TBP, cobalt, soufre, phosphore, métaux...) ne faisait l'objet d'aucune limitation dans les arrêtés de rejets en mer, et est maintenant réglementée comme leur composante radioactive.

Les nouvelles limites réglementaires ne posent pas de problème sanitaire, comme cela était déjà le cas des anciennes limites. En effet, l'impact calculé des rejets radioactifs maximaux autorisés sur le groupe de personnes les plus exposées reste bien en deçà des limites admissibles : la dose annuelle calculée de 20 microsieverts est à comparer à la limite annuelle admissible pour la population de 1000 microsieverts, alors que l'impact associé aux anciennes limites était de 120



Les nouveaux périmètres des INB de l'établissement COGEMA de La Hague

microsieverts par an. Les nouvelles limites correspondent à une diminution importante de l'impact des rejets radioactifs.

De plus, le nouvel arrêté de rejets inclut des clauses de rendez-vous pour la réduction de l'impact des substances chimiques et radioactives, répondant ainsi aux objectifs de la déclaration de Sintra, émise en 1998 dans le cadre de la convention OSPAR.

La procédure administrative relative aux décrets s'est déroulée en plusieurs étapes :

- les enquêtes publiques relatives à la demande de COGEMA ont été conduites de février à mai 2000 ; les dossiers mis à l'enquête étaient accompagnés de l'avis d'un groupe d'experts indépendants, consulté par l'ASN, qui avait conclu à la recevabilité du dossier de demande de modification des décrets d'autorisation de création ;
- la commission d'enquête a donné, le 26 juin 2000, un avis favorable assorti, outre certaines recommandations sur les conditions à mettre à l'autorisation, de réserves demandant, d'une part que les modifications envisagées n'entraînent pas une augmentation sensible ou durable de l'impact des rejets réels, radioactifs et chimiques, dans l'environnement, d'autre part que les auto-

risations de retraiter des nouveaux types de combustibles et des matières soient limitées aux éléments qui n'entraînent pas le franchissement d'un « seuil technologique » susceptible, soit de mettre en cause la sûreté de l'installation, soit d'accroître l'impact sur l'environnement et la santé ;

- ces éléments ainsi que l'avis du Groupe permanent d'experts, qui s'est réuni le 17 janvier 2001, ont été pris en compte par l'ASN pour la rédaction des projets de décrets qui ont été examinés par la Commission interministérielle des installations nucléaires de base lors de sa réunion du 11 octobre 2002.

Le projet d'arrêté d'autorisation de rejets d'effluents liquides et gazeux et de prélèvements d'eau a été présenté au Conseil départemental d'hygiène de la Manche lors de sa réunion du 21 novembre 2002 et à la Mission déléguée de bassin Seine-Normandie lors de sa réunion du 2 décembre 2002. Ces deux assemblées ont émis un favorable favorable sous réserve, d'une part de la communication des résultats des contrôles et des objectifs d'activité, d'autre part de l'identification dans l'arrêté de tous les points de rejets d'effluents liquides. Ces éléments ont été intégrés dans l'arrêté qui a été signé.

7 Vers un plan national de gestion des déchets radioactifs

Contexte

L'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, sur la base du rapport établi début 2000 par la députée de la Drôme Michèle Rivasi sur les conséquences des installations de stockage des déchets nucléaires sur la santé publique et l'environnement, a invité le Gouvernement le 8 mars 2000 à développer un plan national de gestion des déchets radioactifs.

Cette proposition reprend une disposition déjà prévue par l'article L541-11 du code de l'environnement (issu de la loi 75-633 du 15 juillet 1975 relative à l'élimination des déchets et à la récupération des matériaux). Cet article ouvre la possibilité pour le ministre chargé de l'environnement d'établir des plans nationaux d'élimination pour les déchets considérés comme nocifs ou nécessitant un traitement et un stockage particuliers. Cette possibilité a, par exemple, été employée pour les déchets contaminés par des polychlorobiphényles (PCB).

Les déchets radioactifs présentent manifestement les caractéristiques citées au code de l'environnement mais n'ont pas conduit à utiliser la possibilité offerte par la loi.

L'Autorité de sûreté nucléaire a déjà pris l'initiative de lancer depuis le début des années 90 plusieurs démarches pour veiller à ce que soient pris en compte correctement par les exploitants d'installations nucléaires de base (INB) les principes fondamentaux de gestion des déchets radioactifs, avec la mise en place de groupes de travail sur la gestion de déchets sans filière d'évacuation, l'évaluation des politiques de gestion des déchets radioactifs des grands exploitants nucléaires (COGEMA en 1998, CEA en 1999, EDF en 2002), le suivi des projets établis par les acteurs de l'article L.542 du code de l'environnement (issu de la loi 91-1381 du 30 décembre 1991 relative à la gestion des déchets radioactifs), l'élaboration d'un arrêté mettant en place un encadrement réglementaire explicite pour la gestion des déchets provenant des INB et prévoyant la réalisation d'« études déchets ».

Des initiatives sont également lancées pour rendre cohérente la gestion des déchets radioactifs produits par les activités médicales, de recherche et industrielles. Ces domaines font l'objet d'une action prioritaire de l'Autorité de sûreté nucléaire depuis l'élargissement de ses

attributions début 2002. De plus, les déchets faiblement radioactifs issus d'industries n'utilisant pas les propriétés radioactives de certaines matières premières (industrie des engrais, des terres rares...), ou les sites pollués par des activités industrielles passées (industrie du radium...) font également l'objet d'un examen attentif.

Parallèlement, l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (ANDRA) a mis en place une organisation visant à inventorier l'ensemble des déchets radioactifs en France (Observatoire des déchets radioactifs, et lancement d'un inventaire prévisionnel selon les propositions du rapport Le Bars) et a lancé les études de futurs stockages pour des déchets non admissibles au Centre de l'Aube actuellement en exploitation.

Mais il est nécessaire de disposer d'un cadre global, qui permette de gérer de façon cohérente l'ensemble de ces déchets radioactifs, quel que soit leur producteur, afin de garantir la sécurité de leur gestion et les financements associés, notamment pour leur élimination, et en déterminant les priorités en la matière.

En effet, si aujourd'hui, pour la plupart des déchets radioactifs, des solutions techniques existent, une impulsion politique apparaît nécessaire afin, en particulier, de déterminer les sites permettant d'éliminer les déchets.

En outre, la Commission européenne prépare un projet de directive sur la gestion du combustible nucléaire usé et sur la gestion des déchets radioactifs, dont l'une des principales dispositions serait d'imposer aux Etats membres l'établissement d'un programme national global de gestion des déchets radioactifs de toute nature.



Fûts de déchets radioactifs

Objectifs du plan national de gestion des déchets radioactifs

Ils sont les suivants :

- recherche de solutions de gestion pour chaque catégorie de déchets produits ;
- prise en charge de déchets anciens plus ou moins « oubliés » ;
- prise en compte des préoccupations du public, inquiet à tort ou à raison du devenir des déchets radioactifs ;
- optimisation de la gestion des déchets chez les exploitants nucléaires ;
- contrôle des autres secteurs générateurs de déchets radioactifs : industries plus classiques, activités utilisatrices de sources de radioéléments, secteur médical, sites anciens pollués ;

de façon à aboutir à une gestion claire, rigoureuse et sûre.

Pour ce faire, il convient d'organiser une réflexion globale et nationale, et d'en tirer les grandes lignes d'une politique visant à maîtriser le sujet, en particulier en définissant les voies d'élimination (et leur financement) des déchets radioactifs actuellement sans exutoire.

Principes directeurs du plan national de gestion des déchets radioactifs

Ils sont les suivants :

- inventaire exhaustif des déchets radioactifs ;
- prévention ou réduction de la production et de la nocivité des déchets ;
- responsabilité des producteurs de déchets, qui sont tenus d'en assurer l'élimination dans des conditions propres à éviter toute atteinte à la santé de l'homme et à l'environnement ;
- information et implication du public ;
- traçabilité de la gestion des déchets ;
- définition de filières de gestion et d'élimination adaptées aux caractéristiques des divers déchets ;
- optimisation de l'ensemble de chaque filière et contrôle à tous les stades ;
- démarche de progrès quantifiable sur les méthodes et les techniques.

Élaboration du plan

Il appartient au Gouvernement de définir les conditions d'élaboration du plan en impliquant l'ensemble des parties intéressées, et en toute clarté et transparence.

Interface avec les recherches sur les déchets de haute activité et à vie longue

Pour les déchets de haute activité à vie longue, la démarche de recherche de filières d'élimination est encadrée par la loi (article L542 du code de l'environnement, issu de la loi du 30 décembre 1991), qui dispose qu'un rapport sur l'avancement des recherches sur l'élimination des déchets de haute activité à vie longue doit être présenté au Parlement avant fin 2006, afin qu'un débat parlementaire ait lieu sur les suites à donner à ces recherches, qui ont été intensifiées depuis la loi de 1991.

L'élaboration d'un plan national de gestion des déchets radioactifs n'interfère pas avec ce processus, qui est limité aux seuls déchets de haute activité à vie longue. Il le complète, en répondant à la nécessité de disposer de voies de gestion et d'élimination pour les déchets qui ne relèvent pas de cette catégorie, tels que les sources scellées, les déchets radifères, les déchets de graphite, les déchets de démantèlement...

Conclusion

L'ASN estime nécessaire de s'engager dans la démarche d'élaboration d'un plan national de gestion des déchets radioactifs. L'ASN souhaite qu'une décision en ce sens soit prise rapidement. L'élaboration de ce plan doit permettre de trouver des solutions pérennes d'élimination pour un grand nombre de déchets radioactifs, dont beaucoup découlent d'utilisations historiques de la radioactivité, y compris dans des activités n'ayant pas de rapport avec l'électronucléaire. Ainsi serait garantie une gestion claire, rigoureuse et sûre sur le long terme de l'ensemble des déchets radioactifs en France, quelle que soit leur provenance.

8 Le démantèlement des installations nucléaires

Éléments de contexte

Des opérations d'assainissement et de démantèlement d'installations nucléaires ont été réalisées en France dès le début des années 60. Quelques laboratoires de recherche, réacteurs expérimentaux et installations du cycle du combustible, appartenant notamment au Commissariat à l'énergie atomique (CEA), ont été démantelés dans les années 60 - 70. Puis, depuis le milieu des années 80, plusieurs réacteurs de puissance ont été partiellement démantelés ou ont entamé des travaux de démantèlement. Enfin, dans les prochaines années, la plupart des exploitants nucléaires prévoient des opérations de démantèlement complet d'un nombre très important d'installations nucléaires : on peut noter 8 réacteurs de puissance de première génération d'EDF, le réacteur Superphénix, un certain nombre d'installations du site de La Hague, deux sites du CEA, et également de nombreux laboratoires ou réacteurs expérimentaux du CEA.

Le régime juridique des installations nucléaires de base est actuellement défini par le décret 63-1228 du 11 décembre 1963. Pour prendre en compte la mise à l'arrêt définitif et le démantèlement des installations nucléaires de base, celui-ci a été modifié le 19 janvier 1990 (article 6 ter). Les modalités d'application de cet article 6 ter ont été ensuite précisées, en 1990, par une note circulaire aux exploitants nucléaires.

Bilan de l'application de l'encadrement réglementaire depuis 1990

L'expérience de l'encadrement réglementaire tel qu'appliqué jusqu'ici a mis en évidence un certain nombre de difficultés d'application, tant du point de vue administratif que du point de vue technique. En effet, il apparaît que la « mise à l'arrêt définitif » d'une installation nucléaire est très clairement subordonnée à une approbation par décret des dispositions proposées par l'exploitant alors que le « démantèlement » d'une installation nucléaire n'est pas explicitement encadré, ce qui a conduit l'Autorité de sûreté nucléaire à généralement réglementer le démantèlement d'une installation nucléaire en tant que modification de l'installation.

La conséquence la plus directe de cette complexité des procédures administratives est de retarder l'enclenchement des opérations de démantèlement, ce qui peut être préjudiciable à

la sûreté de l'installation (vieillesse de l'installation, départ du personnel compétent). De plus, l'approche du démantèlement sous l'angle des modifications successives de l'installation nucléaire conduit à un fractionnement du projet de démantèlement de manière artificielle et implique une perte par l'exploitant, les autorités et le public de la vision globale du projet de démantèlement et de sa cohérence d'ensemble.

Par ailleurs, l'expérience de l'application de l'encadrement réglementaire lié au démantèlement d'installations nucléaires depuis 1990 fait apparaître un certain nombre de difficultés d'application selon les installations et les stratégies de démantèlement envisagées par les exploitants.

Il est parfois difficile, pour les petites installations simples, de distinguer les opérations qui relèvent de la mise à l'arrêt définitif de celles qui relèvent du démantèlement, ce qui a pu conduire à des interprétations différentes au cours du temps, ainsi qu'à des difficultés administratives quant à l'anticipation nécessaire pour la sûreté de travaux relevant plutôt du démantèlement alors que seule la mise à l'arrêt définitif était autorisée.

Pour des installations plus complexes telles que des réacteurs de puissance, les phases de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement sont en général plus faciles à distinguer. La procédure instituée par la note de 1990 donnait un cadre cohérent avec la doctrine précédemment affichée par EDF concernant le démantèlement de ses réacteurs, à savoir une mise à l'arrêt définitif, autorisée par décret, suivie par des travaux de démantèlement partiel et de création d'une installation nucléaire d'entreposage de ses propres matériels (INB-E), conduisant ensuite à une phase d'attente pour décroissance radioactive pendant 30 à 50 ans, phase également autorisée par décret. Cette stratégie de démantèlement des réacteurs est aujourd'hui complètement modifiée, dans la mesure où EDF a décidé en 2001 d'engager le démantèlement complet de ses réacteurs de première génération sans période d'attente pour décroissance radioactive.

Enfin, les niveaux de démantèlement tels que définis par l'AIEA au cours des années 1980, et en particulier celui concernant la libération inconditionnelle du site, s'avèrent peu adaptés dans le contexte actuel. Il apparaît le plus souvent nécessaire aujourd'hui que, quel que soit l'état final du site, une trace de son utilisation

passée soit conservée afin d'éviter à l'avenir de fâcheuses réutilisations dans des conditions qui pourraient conduire, soit à des risques sanitaires, soit simplement à une inquiétude du public. Il est donc aujourd'hui nécessaire de redéfinir les modalités pratiques et administratives du déclassement d'une installation nucléaire (radiation de la liste des INB) d'une façon mieux adaptée au contexte actuel.

L'évolution du cadre réglementaire décidée en 2002

Ainsi, il est apparu nécessaire de réviser les modalités pratiques d'application de l'article 6 ter du décret du 11 décembre 1963 modifié afin de :

- préciser les définitions des grandes étapes techniques et administratives du démantèlement pour mieux les adapter à la diversité des installations nucléaires ;
- favoriser les démantèlements complets engagés immédiatement ou légèrement reportés ;
- privilégier la présentation et la justification par l'exploitant, en amont du lancement des procédures réglementaires, du scénario complet de démantèlement retenu, depuis la décision de son arrêt définitif jusqu'à la fin du démantèlement ;
- clarifier la notion administrative du déclassement d'une installation nucléaire de base et des critères qui peuvent y être associés, et préciser les servitudes à mettre en place sur les terrains et locaux déclassés.

Cette révision conduit à définir plus clairement les deux grandes phases de la vie d'une installation, associées chacune à un unique décret d'autorisation, le décret d'autorisation de création pour la phase d'exploitation et le décret d'autorisation de démantèlement pour la phase de démantèlement. Cela permet de rééquilibrer l'importance donnée à la phase de démantèlement à la fois d'un point de vue technique et d'un point de vue administratif par rapport à celle donnée à la phase d'exploitation.

La clarification et la simplification administrative induites par cette révision permettent de garantir mieux la sûreté et la radioprotection lors du démantèlement des installations, notamment grâce à la vision d'ensemble qu'elles exigent de la part de l'exploitant.

Déjà entamé en 2001, le travail d'écriture d'une nouvelle note circulaire sur l'encadrement réglementaire du démantèlement a fait l'objet d'un effort important de l'Autorité de sûreté nucléaire en 2002. Les exploitants nucléaires ont été consultés, pour prendre en compte au mieux le retour d'expérience des opérations de démantèlement réalisées dans les années 1990.

La nouvelle note circulaire, référencée SD3-DEM-01, a été signée et diffusée début 2003. Elle s'applique à l'ensemble des opérations de démantèlement entamées à partir de début 2003. La note est disponible sur le site Internet de l'Autorité de sûreté nucléaire, <http://www.asn.gouv.fr>

9 Les travaux de WENRA pour l'harmonisation des normes de sûreté des réacteurs

L'association WENRA rassemble les Autorités de sûreté nucléaires d'Europe de l'Ouest (Allemagne, Belgique, Espagne, Finlande, France, Italie, Pays-Bas, Royaume-Uni, Suède, Suisse). Cette association s'était donné pour objectif de fournir aux institutions européennes une évaluation indépendante de la sûreté nucléaire et de son contrôle dans les pays candidats à l'accession à l'Union européenne, et de développer une approche commune de la sûreté nucléaire et de son contrôle au sein de l'Union européenne. Les pays candidats ont maintenant été invités à rejoindre l'association.

En ce qui concerne les travaux d'harmonisation, les membres de WENRA considèrent, bien qu'aucun signe n'indique que la sûreté serait insuffisante dans le cadre des exigences actuelles de chacun des pays, que leur but reste une amélioration continue de la sûreté. Dans ce but, un groupe de travail a été établi pour étudier les principales différences des exigences de sûreté, de la conception déterministe ou probabiliste jusqu'aux sujets du management de la sûreté et de la culture de sûreté, pour les réacteurs de puissance actuellement en exploitation.

Les travaux se sont appuyés à la fois sur les exigences nationales des pays participants et sur les standards internationaux de l'Agence internationale de l'énergie atomique, de façon à identifier des exigences de référence sur six thèmes : la politique de sûreté, l'organisation de l'exploitation, la vérification et l'amélioration de la conception, les accidents hors dimensionnement, les réexamens périodiques de sûreté, les études probabilistes de sûreté.

Le groupe de travail a examiné la situation de chaque pays vis-à-vis de ces exigences de référence, en termes de présence de chaque exigence dans la réglementation nationale d'une part et de mise en œuvre sur les réacteurs d'autre part. Aucun des pays ne remplit complètement l'en-

semble des exigences de référence ; si certains de ces écarts peuvent être justifiés du point de vue de la sûreté, compte tenu par exemple de la date de fermeture de certains réacteurs ou de réglementations en cours de développement, d'autres nécessiteraient des mesures réglementaires et leur mise en œuvre sur les réacteurs pour rejoindre le niveau de référence.

Dans le cas de la France, les points relevés concernent essentiellement des compléments à apporter à la réglementation, beaucoup de pratiques ayant été développées sans être intégrées dans des textes à caractère réglementaire. Un travail réglementaire important est donc à mener. Cependant, certaines exigences ne sont pas aujourd'hui mises en œuvre en France et pourront nécessiter des travaux plus ambitieux ; on peut ainsi citer le développement d'études probabilistes couvrant les agressions internes et externes comme le séisme ou l'incendie, ou de moyens de refroidir des débris du cœur hors cuve après un accident de fusion du cœur.

Un rapport sur les travaux d'harmonisation de la sûreté des réacteurs, décrivant la méthodologie suivie et présentant les exigences de référence, est rendu public sur les sites Internet des membres de WENRA, pour permettre aux parties intéressées de faire leurs commentaires sur cette démarche et ses premiers résultats. Le groupe de travail poursuit par ailleurs ses travaux sur d'autres thèmes liés à la sûreté des réacteurs, de façon à parvenir à un ensemble cohérent d'exigences de référence. Les membres de WENRA comptent développer des plans d'actions nationaux pour 2006 de façon à aligner à terme les pratiques nationales sur les exigences de référence identifiées par le groupe de travail.

Un second groupe de travail a été créé pour harmoniser les approches de sûreté concernant les déchets radioactifs.



Logos des Autorités de sûreté membres de l'association WENRA