

Le réexamen de sûreté des laboratoires et usines nucléaires : application au Laboratoire d'examen des combustibles actifs

Par Michel Guillard et Thierry Charles – Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire/Département d'évaluation de sûreté

La sûreté n'est jamais acquise

Les installations nucléaires de base font l'objet de procédures d'autorisation prévoyant un examen technique des dispositions de sûreté et de radioprotection proposées par l'exploitant à différents stades de la vie de l'installation :

- préalablement à la construction (autorisation de création) ;
- préalablement à la mise en « actif » (autorisation de mise en exploitation) ;
- après un certain nombre d'années de fonctionnement, afin de bénéficier d'un premier retour d'expérience d'exploitation (autorisation de mise en service).

Par la suite, la pratique est d'effectuer un réexamen périodique de la sûreté des installations ; une périodicité d'environ dix ans est habituellement retenue. En effet, la sûreté n'est jamais acquise; elle doit être régulièrement remise en question et le niveau de sûreté doit tenir compte de l'évolution des techniques et des pratiques. Par ailleurs, le contexte sociologique pousse à une amélioration continue de la sûreté, ce qui se traduit notamment par des contraintes réglementaires croissantes. Enfin, les nombreuses modifications apportées au cours de la période d'exploitation et le vieillissement des équipements peuvent potentiellement se traduire par une diminution du niveau de sûreté des installations.

Revoir la sûreté des installations

Le réexamen de sûreté est ainsi l'occasion de revoir la sûreté d'une installation à la lumière des réglementations et pratiques de sûreté et de radioprotection du moment, en intégrant l'ensemble du retour d'expérience d'exploitation (dosimétrie, effluents, déchets, anomalies et incidents...). Ce doit être aussi l'occasion pour l'exploitant d'effectuer une vérification de la conformité de l'installation à ses documents de conception et d'exploitation.

L'objectif de ce réexamen est de réaliser un état de la sûreté de l'installation, en identifiant les écarts aux pratiques en vigueur afin d'examiner leur acceptabilité

moyennant la prise en compte de dispositions compensatoires éventuelles proposées par l'exploitant. Il s'agit en général d'une opération « lourde », qui s'étale sur une période de quelques années en incluant la remise à jour des documents de sûreté par l'exploitant et l'évaluation de sûreté réalisée par l'IRSN à la demande de la DGSNR.

De forts enjeux pour l'exploitant

Les enjeux d'un tel réexamen sont souvent forts pour l'exploitant, et ce d'autant plus que la conception de l'installation est ancienne. En effet, ceux-ci conduisent souvent à des modifications de l'installation ou de son domaine d'exploitation. Par exemple, les questions relatives au comportement aux séismes sont fréquemment un sujet induisant des nécessités de renforcement des installations, dont l'appréciation de la faisabilité peut conduire l'exploitant à des décisions d'arrêt d'installation à plus ou moins court terme.

La démarche générique de réexamen de sûreté

En premier lieu, l'exploitant doit réexaminer la sûreté de l'installation et la justification de celle-ci. Eu égard au contexte d'exploitation futur (durée de vie, évolution dans le temps des activités et des matières mises en œuvre), il doit se prononcer sur les écarts éventuels à son référentiel de sûreté (cadre réglementaire de fonctionnement) ou aux bonnes pratiques actuelles et proposer, le cas échéant, des dispositions compensatoires adéquates.

A la demande de la DGSNR, l'IRSN fait une évaluation d'ensemble de la sûreté de l'installation et examine tout particulièrement l'acceptabilité des dispositions proposées par l'exploitant. L'objectif n'est pas, a priori, de supprimer les écarts existants, mais de vérifier que les dispositions de sûreté et de radioprotection de l'installation sont suffisantes pour le contexte d'exploitation futur défini par l'exploitant, dans le respect de la réglementation en vigueur.

Aussi, la démarche comprend l'examen systématique, d'une part des situations d'exploitation, en s'appuyant notamment sur le retour d'expérience, d'autre part des situations dégradées et accidentelles, sur la base des études de sûreté révisées de l'installation.

Cette pratique du réexamen périodique de sûreté permet d'éviter un décalage trop important des installations avec les approches, pratiques et réglementations nouvelles et favorise une amélioration permanente de la sûreté des installations et de leurs pratiques d'exploitation.

Une part croissante des activités d'évaluation de sûreté

La plupart des laboratoires et usines nucléaires ayant été mis en exploitation il y a plus de dix ans (souvent vingt ou trente ans, voire plus), le réexamen de sûreté de ces installations constitue une part croissante des activités d'évaluation technique. Ainsi, ont notamment été récemment réexaminées la sûreté de l'usine d'enrichissement des isotopes de l'uranium d'Eurodif et la sûreté de laboratoires d'examen de combustibles irradiés et d'installations d'entreposage et de traitement de déchets radioactifs du CEA.

De tels réexamens de sûreté mobilisent des spécialistes de l'IRSN relevant de tous les domaines techniques de la sûreté des laboratoires et usines nucléaires : confinement des matières radioactives, maîtrise de la sous-criticité, protection des travailleurs et des personnes du public contre l'exposition aux rayonnements ionisants, protection contre l'incendie et les explosions, protection contre les séismes, alimentation électrique et contrôle-commande, facteurs humains, gestion des déchets et effluents... Ainsi, un réexamen représente une charge de travail importante, impliquant couramment, à temps partiel, plus d'une dizaine de spécialistes.

Une des principales difficultés de ces réexamens de sûreté est l'évaluation des dispositions proposées par les exploitants pour traiter les écarts identifiés. En effet, les pratiques de sûreté en vigueur au moment du réexamen ne peuvent pas toujours être mises en œuvre dans une installation existante (sectorisation contre l'incendie par exemple) ; aussi, l'exploitant propose des mesures qu'il estime de nature à apporter un niveau de sûreté équivalent.

Cette difficulté concerne tout particulièrement la protection contre les séismes, en l'absence de règles générales approuvées permettant d'évaluer le comportement des bâtiments existants aux séismes. Cela nécessite donc des évaluations, qui peuvent être complexes et longues, visant à apprécier, en premier lieu le comportement du bâtiment concerné, en tenant compte des interactions possibles avec les bâtiments environnants, ensuite l'adéquation des renforcements envisagés, en tenant compte notamment

de la durée de vie résiduelle de l'installation et des mesures de réduction de la radioactivité présente dans l'installation qui peuvent être proposées par l'exploitant.

Le Laboratoire d'examen des combustibles actifs du CEA/Cadarache

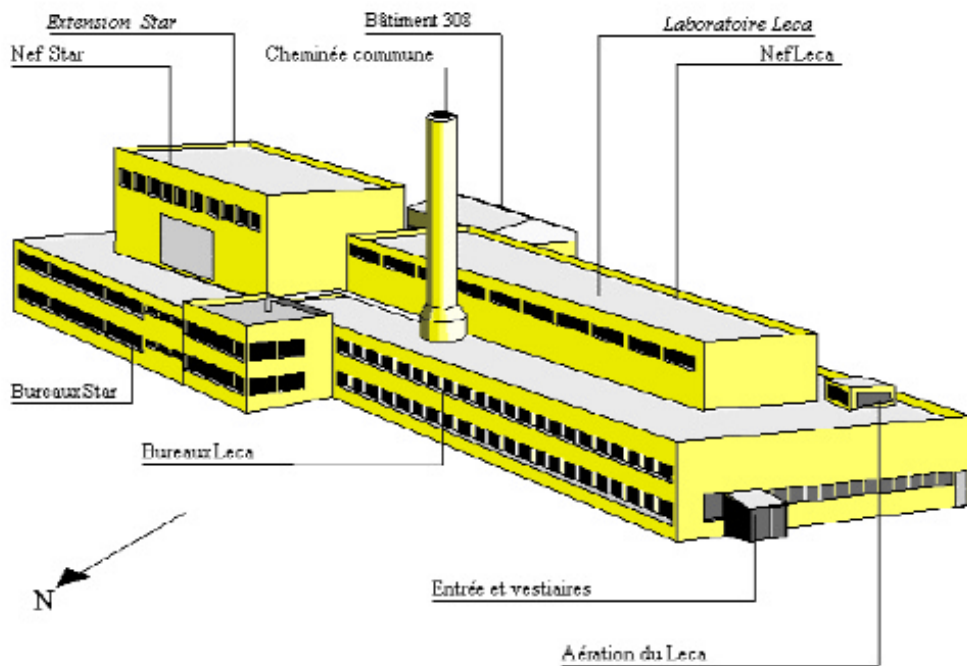
Le Laboratoire d'examen des combustibles actifs (LECA) du CEA/Cadarache a été mis en exploitation en 1964 ; il a pour mission l'étude de matériaux de structure ou de combustibles irradiés dans les réacteurs nucléaires.

Successivement, ce laboratoire a examiné des matériaux et combustibles de la filière uranium naturel-graphite-gaz (UNGG), puis des filières à neutrons rapides et à eau sous pression ; il reçoit également des dispositifs d'essais provenant de réacteurs expérimentaux. Une extension, dénommée STAR, a été réalisée au début des années 1990 pour traiter et reconditionner des combustibles issus des réacteurs de la filière UNGG entreposés au CEA/Cadarache ; cette extension a été conçue selon les approches de sûreté actuelles, notamment pour ce qui concerne le dimensionnement aux séismes.

La partie ancienne du LECA se compose principalement de deux bâtiments accolés contenant, l'un une chaîne de cellules blindées dont la protection radiologique est en béton armé de forte épaisseur (environ un mètre), l'autre une chaîne de cellules blindées dont la protection radiologique est en plomb de plus faible épaisseur. Les combustibles irradiés sont mis en œuvre dans ces chaînes de cellules blindées.

Le réexamen de sûreté de cette partie du LECA de conception ancienne, mené par le CEA, l'a conduit à identifier les améliorations à apporter à l'installation. Elles concernent principalement le confinement des matières radioactives assuré par les cellules blindées, la sectorisation de l'installation à l'égard des risques d'incendie, l'alimentation électrique des éléments importants pour la sûreté, tout particulièrement la ventilation des cellules blindées, les équipements de manutention et la protection contre les séismes. Ces améliorations incluent par ailleurs des actions de jouvence de matériels anciens ou obsolètes, l'exploitant visant une remise à niveau d'ensemble de l'installation. Les améliorations identifiées par le CEA, notamment sur la base de précédentes remises à niveau d'installations anciennes, ont fait l'objet d'un examen par l'IPSN à la demande de la DSIN. Cet examen a confirmé la nécessité des améliorations identifiées par le CEA, notamment en matière de comportement de l'installation aux séismes.

Exemple d'une chaîne de cellules blindées avec protection radiologique en béton armé sur le site d'Atalante



A l'issue de cette première étape, le CEA a défini les dispositions à mettre en œuvre pour effectuer ces améliorations et a précisé l'échéancier de réalisation associé. Dans l'impossibilité d'apporter la démonstration qu'un renforcement de l'installation aux séismes majorés de sécurité¹ du site (niveaux sismiques de référence retenus pour les installations nouvelles) était possible, le CEA a proposé d'effectuer un tel renforcement aux séismes maximaux historiquement vraisemblables¹ (correspondant aux séismes historiquement connus produisant sur le site les intensités les plus fortes), en limitant la durée de vie de l'installation à une dizaine d'années après rénovation (2015), dans l'attente du transfert des activités contaminantes vers l'extension STAR et une nouvelle installation à construire.

En complément, le CEA a pris des mesures pour réduire la quantité totale de radioéléments émetteurs alpha présente dans l'installation et pour limiter la contamination surfacique de l'intérieur des cellules blindées (assainissement des cellules et nettoyages périodiques ultérieurs, meilleure récupération à la source des éléments contaminants lors des activités menées en cellules et évacuation des objets inutiles).

Ces propositions et les justifications de sûreté associées ont été évaluées par l'IPSN, qui a présenté ses conclusions au Groupe permanent d'experts pour les laboratoires et usines.

Les dispositions de renforcement du confinement des matières radioactives dans les cellules blindées, de la sectorisation contre l'incendie et de la fiabilité des équipements de manutention et d'alimentation électrique ont été jugées satisfaisantes par le Groupe permanent : elles se

rapprochent sensiblement des dispositions qui seraient mises en œuvre pour des installations nouvelles.

S'agissant des risques liés aux séismes, la référence aux SMHV du site de Cadarache, et non aux SMS, pour effectuer les études de renforcement de l'installation aux séismes a été admise, en raison des engagements du CEA de limiter la durée de vie de l'installation, des actions proposées pour réduire la radioactivité contenue et de la démonstration que les conséquences pour l'environnement en cas de SMS resteraient faibles. Un échéancier de



fin d'activité du LECA et de son remplacement éventuel doit toutefois être transmis d'ici 2005.

Les études sismiques proposées par l'exploitant ont fait l'objet d'une évaluation détaillée par l'IPSN. La question principale débattue a concerné la démonstration de la stabilité des bâtiments abritant les cellules blindées en cas de

séisme, l'exigence étant de garantir l'intégrité de ces cellules qui contiennent les matières radioactives. A cet égard, l'IPSN a considéré que les renforcements proposés devaient être démontrés sur la base d'analyses ne prenant pas en compte d'incursion dans le domaine plastique, en se référant aux méthodes et critères de génie parasismique applicables aux installations nouvelles (pour les sollicitations associées aux SMHV du site de Cadarache) et que certains renforcements complémentaires devaient être réalisés. L'examen a également conduit à demander que des dispositions soient prises pour éliminer les risques d'interaction en cas de séisme entre le bâtiment contenant la chaîne de cellules blindées avec une protection radiologique en plomb et les bâtiments adjacents. En tout état de cause, l'IPSN a conclu qu'un calcul de vérification finale du comportement d'ensemble du LECA tel que prévu après renforcement aux séismes était nécessaire pour valider les dispositions définitivement retenues. Le Groupe permanent a donné son accord sur ces conclusions.

Cet examen des questions liées aux séismes a conduit à une instruction lourde, mobilisant des experts de l'exploitant et de l'IPSN sur plusieurs années. Les évaluations de comportement des structures du LECA ont fait l'objet systématiquement de contre-expertises par l'IPSN, avec notamment l'appui d'experts étrangers (société américaine EQE International). Par ailleurs, les données locales de sols, utilisées pour définir le spectre sismique à appliquer aux structures, ont fait l'objet d'études de l'exploitant et de contre-études de l'IPSN, avec l'appui d'experts français reconnus. Il est en effet primordial pour l'IRSN que les questions relatives au comportement et au renforcement éventuel aux séismes des installations anciennes fassent l'objet d'un examen poussé, notamment dans les régions françaises où les risques sismiques sont les plus importants.

En conclusion, le réexamen de sûreté de la partie ancienne du LECA a conduit le CEA à limiter la durée de vie de cette installation et à proposer une rénovation d'ensemble de l'installation, comprenant notamment des actions de remise à niveau à l'égard de la sûreté. L'évaluation, par l'IPSN, des propositions de l'exploitant a permis de considérer que les renforcements proposés étaient acceptables, moyennant certaines dispositions complémentaires de protection à l'égard des séismes et sous réserve d'une durée de vie limitée de l'installation dans ses activités actuelles. Cet exemple illustre la problématique des

réexamens de sûreté d'installations anciennes et l'importance des actions de démonstration à réaliser par l'exploitant et des actions d'évaluation à mener par l'IRSN.

1. Le(s) séisme(s) maximal(aux) historiquement vraisemblable(s) (SMHV) et le(s) séisme(s) majoré(s) de sécurité (SMS) d'un site nucléaire sont définis en appliquant la règle fondamentale de sûreté 2001-01. L'intensité dans l'échelle MSK des SMS est déduite de celles des SMHV par la formule : $I_{SMS} = I_{SMHV} + 1$, soit une augmentation de la magnitude fixée conventionnellement à 0,5. Pour le CEA/Cadarache, les SMHV (VIII MSK) conduisent à des SMS (IX MSK).

La réévaluation de sûreté de l'usine Georges BESSE

Par Guy Carret - adjoint au directeur sécurité qualité environnement d'EURODIF Production

L'exploitant d'une installation nucléaire de base, comme tout exploitant, doit faire fonctionner de manière optimale un outil de production avec toutes ses composantes humaines, matérielles, organisationnelles, économiques... Il se trouve que l'usine Georges BESSE, par sa capacité de production importante, par les dimensions de ses installations et par la nature des matières mises en œuvre, présente quelques spécificités d'exploitation.

Usine Georges BESSE



On peut préciser en disant que le souci permanent est la qualité des gestes d'exploitation et de maintenance, de manière à optimiser les coûts de production, pérenniser l'outil et garantir la sûreté de fonctionnement.

La sûreté des installations

La sûreté, pour les équipes d'EURODIF Production exploitant de l'usine, c'est la maîtrise :

- du risque de perte de confinement d'hexafluorure d'uranium (UF_6) à l'état gazeux, liquide ou solide ;
- du risque de réaction du trifluorure de chlore utilisé comme agent fluorant dans la cascade de diffusion gazeuse ;
- de la sous-criticité de la matière fissile que constitue l'uranium faiblement enrichi (5 % maximum de teneur en isotope 235) ;

- de l'exposition du personnel aux rayonnements ionisants (ce dernier risque restant toutefois limité du fait qu'EURODIF enrichit de l'uranium naturel) ;
- des risques liés aux manutentions de conteneurs d' UF_6 et aux opérations de maintenance des équipements (échangeurs, diffuseurs, compresseurs, pompes, grosses tuyauteries, vannes...);
- des risques d'incendie liés à l'utilisation d'huile de lubrification et à la présence d'installations électriques de puissance (de l'ordre de 3000 MW installés) ;
- enfin de la prise en compte des risques induits par d'éventuelles agressions externes telles que séismes, inondations, etc.

Conçue, construite et démarrée pendant la décennie 1970 pour répondre aux besoins en combustible du programme électronucléaire d'EDF, l'usine d'enrichissement isotopique par diffusion gazeuse a en particulier intégré le concept de défense en profondeur avec les trois catégories de lignes de défense que sont la prévention, la surveillance ou la détection et la limitation des conséquences lors d'une défaillance. Le référentiel de sûreté décrit dans le détail les modalités de mise en œuvre de ces principes. Les équipes d'exploitation sont sensibilisées, formées et entraînées vis-à-vis de leur contribution à la maîtrise des risques. Enfin, l'Autorité de sûreté nucléaire veille au respect du référentiel. Ce référentiel devient définitif après une période probatoire de plusieurs années suivant le démarrage des installations, qui permet de valider l'évaluation de sûreté.

La réévaluation de sûreté

Le contrôle de la sûreté est ponctué par des échanges entre l'exploitant, l'Autorité de sûreté et son appui technique dans le cadre des visites de surveillance (une dizaine chaque année), de l'analyse des incidents d'exploitation, de l'instruction des autorisations de modifications d'installations ou de modes d'exploitation et de diverses réunions telles que les réunions bilans périodiques.

Malgré tout, une réévaluation générale tous les 10 ans est prescrite par l'Autorité de sûreté : en dehors d'incidents significatifs graves ou répétés, l'exploitant n'en voit pas a

priori l'utilité puisque cela va lui apporter une surcharge de travail qui n'est pas immédiatement productive.

A contrario, c'est le moment privilégié pour l'Autorité de sûreté pour faire prendre en compte par l'exploitant les évolutions récentes de réglementation (règles fondamentales de sûreté notamment) et les améliorations de sûreté qui lui paraissent souhaitables. C'est en tous cas un moment d'échanges nombreux et fructueux entre les experts de l'appui technique (le DES de l'IRSN) et les différents services de l'exploitant.

1^{ère} réévaluation après 10 ans de fonctionnement

La première décennie de fonctionnement des installations a été marquée par les incidents les plus significatifs de la vie de l'usine (fuites d'UF₆, réactions lors d'opérations de condensation de trifluorure de chlore). Il s'en est suivi une amélioration de la qualité des équipements pour en corriger les défauts, ainsi que la création d'un réseau d'assainissement permettant de capter les fuites d'UF₆ provenant des capacités d'hexafluorure liquide (incident le plus redouté) et d'en limiter les conséquences. Toutes ces actions ont entraîné des progrès considérables dans le domaine de la sûreté.

Cette première décennie a ensuite été marquée par des travaux importants destinés à améliorer les performances de la cascade de diffusion, en particulier pour une meilleure flexibilité. Il en résulte une réponse mieux adaptée aux attentes des clients et la possibilité de moduler la production en fonction de la saison dans le cadre du contrat de fourniture d'énergie électrique avec EDF.

Un retour d'expérience de cette période a été demandé par la DSIN, soumis à l'avis du Département d'évaluation de sûreté de l'IPSN puis à l'avis du Groupe permanent usines qui s'est tenu le 9 novembre 1988. L'analyse effectuée par l'exploitant a donné lieu à l'établissement d'un document conséquent couvrant des sujets tels que les données et enseignements relatifs au personnel d'exploitation, les données relatives au comportement des matériels, aux modifications de procédé et de modes d'exploitation, aux effluents et déchets, à la surveillance de l'environnement, aux incidents, à la disponibilité de l'alimentation électrique et du système de conduite, et à la protection contre l'incendie.

Les conclusions de l'analyse de l'IPSN validées par le Groupe permanent ont fait ressortir pour l'essentiel que les principes de sûreté retenus à l'origine n'étaient pas remis en cause et que des dispositions compensatoires adaptées avaient permis de pallier les anomalies rencontrées. En particulier, les rejets d'effluents et l'exposition du personnel aux différentes nuisances sont restés globale-

ment très faibles. La principale exception a été relative au risque de réaction violente dans l'unité annexe U qui s'est révélé sous-évalué, ce qui a conduit à la refonte complète des circuits et des conditions d'exploitation de la fonction considérée. Les incidents d'exploitation observés ont conduit à des modifications d'équipements et de conditions d'exploitation. Passée la période de démarrage de l'installation, le nombre annuel d'incidents a décliné régulièrement pour se stabiliser, les fuites d'UF₆ en représentant la moitié. En tout état de cause, ces incidents n'ont pas eu de conséquences significatives sur le personnel et l'environnement.

Enfin, l'Autorité de sûreté a demandé de maintenir la vigilance pour ce qui concerne le suivi des matériels importants pour la prévention des risques de criticité et de fuite d'UF₆, compte tenu en particulier de problèmes de vieillissement qui pourraient apparaître. Elle a demandé également de préciser les procédures de conduite à tenir en cas de perte de l'alimentation électrique ou des moyens de conduite.

2^{ème} réévaluation après 20 ans de fonctionnement

En dehors d'améliorations continues du procédé pour en augmenter sa fiabilité et la sûreté telles que le doublement du système de conduite centralisé, la deuxième décennie d'exploitation a été pour EURODIF marquée par des évolutions dans l'organisation et le management ayant pour objectifs la réduction des coûts d'exploitation (en utilisant au mieux les investissements réalisés) et de maintenance, et la pérennisation de l'outil de production à l'horizon de sa fin de vie, en attendant la relève du procédé de diffusion gazeuse par un autre procédé. Ce 2^{ème} objectif a été conduit à partir d'une étude très approfondie et systématique dite de pérennité, conduite de manière à balayer tout le champ des aspects pouvant conditionner cette pérennité : tenue des équipements, pérennité des approvisionnements et des fournisseurs... Il s'en est suivi des investissements importants de remplacements d'équipements tels que les moyens informatiques de conduite, et de remise à niveau tels que l'opération dite NOE de réparation des échangeurs de l'usine 130. Des outils de gestion puissants ont été mis en place également pour accompagner le 1^{er} objectif (système SAP). L'énoncé de la politique de l'entreprise a clairement fait apparaître également une volonté d'être irréprochable dans le domaine de la sûreté et de dégager les moyens nécessaires pour y parvenir. Enfin, pour ce qui concerne le management, les démarches qualité et l'organisation de type projet ont été largement développées.

Dans ce contexte, l'Autorité de sûreté a formulé une demande de réévaluation de sûreté couvrant au minimum les aspects suivants: pérennité et efficacité des modifica-

tions apportées durant les dix premières années, évolution de l'organisation et du management, aspects liés au personnel et à la prise en compte des facteurs humains, aspects liés à l'exploitation : production, régimes de fonctionnement, modifications des installations et des modes d'exploitation, évolutions de procédé, comportement des matériels, bilan des rejets d'effluents et de la production des déchets, incidents (fuites d'UF₆, entrée d'eau dans le procédé par les échangeurs EC/UF₆) surveillance de l'environnement. Des dossiers spécifiques relatifs à la pérennité des équipements, aux agressions externes (inondations, accidents de transport avec explosion de gaz, chute d'avion, tenue aux séismes...) ont également été demandés. Enfin, une évaluation de l'évolution des risques et de leur niveau de maîtrise devait être conduite.

Le Groupe permanent réuni le 25 octobre 2000 formulait un avis et des demandes complémentaires portant sur l'essentiel sur les aspects suivants:

- confirmation de la validité des dispositions prises après la 1^{ère} réévaluation et constat d'une réduction importante du nombre d'incidents ;
- limitation de charge de la cascade d'enrichissement, à titre conservatoire, en attendant les conclusions d'une reprise totale de la démonstration de sûreté-criticité, pour faire face à des incertitudes quant à la validité des hypothèses prises dans cette démonstration apparues à la suite d'entrées d'eau dans l'UF₆ au niveau des échangeurs de chaleur (valeur de la densité des dépôts formés en particulier) ;
- reprise des études de tenue aux séismes sur la base de la règle fondamentale de sûreté I-2c révisée en 1999 et établissement d'un programme précis de maintenance des éléments importants pour la tenue aux séismes ;
- prise en compte de la chute d'avion actualisée, pour tenir compte de la règle fondamentale de sûreté I-1a dont l'élaboration est postérieure à la construction de l'usine ;
- amélioration des dispositions de limitation des conséquences d'une fuite d'UF₆ liquide à partir d'un conteneur accidenté.

Enfin des justifications de bonne prise en compte des phénomènes de vieillissement d'équipements, en particulier liés aux phénomènes de corrosion, ont été demandées.

Nous voyons donc apparaître des demandes et des contraintes nouvelles qui ne résultent pas, dans la majorité des cas, de défaillances des installations qui auraient conduit à des situations dangereuses ou à une dégradation de la sûreté. Ces demandes résultent le plus souvent d'une évolution dans la méthodologie de prise en compte des risques (évolution des règles fondamentales de sûreté en particulier). Si cette rétroactivité, en quelque sorte, de la loi se conçoit puisqu'il s'agit de sûreté, cela n'est pas sans causer à l'exploitant nucléaire des inquiétudes quant aux coûts de mise en conformité que cela peut induire.

En conclusion, à condition d'éviter les excès que pourrait induire une interprétation parfois trop rigide des textes réglementaires, les réévaluations de sûreté sont indéniablement des moments de réflexion, d'analyse et d'échanges nécessaires entre tous les acteurs de la sûreté (de l'entreprise et de l'ASN). Elles confortent le plus souvent l'exploitant dans sa propre analyse et permettent un recalage indispensable de ses dispositions de sûreté. Elles s'inscrivent d'ailleurs parfaitement dans une démarche de qualité appliquée à la sûreté.

FCC : un nouveau concept d'emballage pour le transport des assemblages de combustible UO₂

Par **Christophe Aubert** – responsable conteneurs des services du combustible, **Michel Doucet** – expert critiqueur du département neutronique du combustible, **Jean-Pierre Denizou**

Introduction

Framatome-ANP, premier fournisseur mondial de combustible REP, livre des assemblages de combustible UO₂ non irradiés directement depuis ses usines (en France, Belgique et Allemagne) vers ses clients français ou étrangers (Belgique, Chine, Allemagne, Afrique du Sud, Suède, Espagne, Suisse, Corée). Durant les 25 dernières années, ses livraisons ont été réalisées par route, rail ou voie maritime dans les emballages RCC. Les emballages RCC sont classés « colis industriels fissiles de type 3 » selon la réglementation AIEA 1985 amendée 1990. Le concepteur de ces emballages doit donc pouvoir justifier de la sous-criticité du colis après la série de tests réglementaires destinée à représenter une condition accidentelle : chute de 9m, chute sur poinçon et test au feu. Dans le cadre de l'effort entrepris depuis 1994 par l'Autorité de sûreté pour vérifier la cohérence des dossiers de sûreté des colis avec la réglementation, les analyses menées sur l'emballage RCC ont montré les limites de cette conception. Framatome-ANP a décidé en 1997 de revoir la conception des emballages de transport de combustible UO₂.

Description des emballages RCC

Framatome-ANP dispose d'environ 200 emballages répartis en emballages dits «12 pieds» pour les réacteurs de 900 MWe ou «14 pieds » pour les réacteurs de 1300 et 1450 MWe. Ces emballages sont aussi utilisés pour le transport d'autres types d'assemblages.

Les emballages RCC sont constitués de :

- une enveloppe cylindrique composée de deux demi-coquilles jointes par une bride boulonnée;
- un équipement interne composé d'un système de supportage monté sur silent block et solidaire de la demi-coquille inférieure, et d'un support en forme de T renversé, sur lequel sont disposés un ou deux assemblages REP.

Ce T renversé est lui-même composé de :

- une structure rigide (le T proprement dit), qui supporte les assemblages. Dans la partie centrale, entre les deux assemblages, on peut insérer une plaque neutrophage en cuivre ou en acier boré;
- un système de fixation destiné à bloquer le déplacement longitudinal (une plaque inamovible en pied, et un système de patins de serrage en tête) ;
- un jeu de brides comportant des patins de serrage (le tout étant ajustable) destiné à bloquer les déplacements transverses.

Dans cette conception, l'assemblage n'est tenu par les brides qu'au niveau des grilles. L'emballage n'assure aucune protection mécanique, autre que celle fournie par l'enveloppe cylindrique. Dans l'éventualité d'une perforation de cette enveloppe, par un poinçon par exemple, rien ne s'opposerait à la dispersion de composants des assemblages. Il devient dès lors impossible de garantir que la configuration initiale des assemblages peut être préservée en configuration accidentelle. Il s'ensuit que la démonstration de la non-criticité nécessiterait la prise en compte d'une multitude de configurations.

De ce fait, l'usage de ces emballages n'est autorisé par l'Autorité de sûreté française que sous couvert d'arrangements spéciaux, et moyennant la mise en œuvre de mesures compensatoires destinées à limiter les effets d'une chute.

Les améliorations apportées au concept RCC

Le cahier des charges du projet d'amélioration des emballages RCC comprend trois volets :

- prise en compte des contraintes de sûreté déduites des hypothèses accidentelles ;
- prise en compte de l'évolution possible des produits : enrichissement jusqu'à 5%, augmentation de la densité théorique jusqu'à 100% ;

- dans la mesure du possible, amélioration des conditions d'utilisation.

Du point de vue des analyses de sûreté, Framatome-ANP est arrivé à la conclusion qu'il fallait développer un concept garantissant la protection mécanique de l'assemblage afin de maintenir la matière fissile dans un volume donné, même à l'issue de tests réglementaires tels que la chute sur poinçon.

Ceci a conduit au choix du remplacement du concept de brides par un système de protection par « portes » qui représentent une barrière continue sur toute la longueur des assemblages. En plus de la fonction de confinement, ce système assure le maintien axial et radial de l'assemblage en cas de chute, et garantit sans problème le maintien d'une géométrie proche de la géométrie initiale (considérée comme sous-critique) même dans les configurations accidentelles réglementaires de feu ou de chute. Ce nouvel emballage, adapté du RCC, est appelé FCC.

Du RCC au FCC

Le fait d'ajouter deux portes conduit à créer deux cavités. Il faut alors considérer que ces cavités pourraient être remplies d'eau. Les études de criticité préliminaires ont montré, dans ce cas, la nécessité d'un découplage neutronique entre les deux assemblages adjacents. Ceci est réalisé en interposant entre les assemblages une structure en double enveloppe remplie d'un produit neutrophage.

Le passage du RCC au FCC consiste donc à remplacer le T renversé existant par un T renversé composé d'une enveloppe en inox, nervurée et remplie d'un produit neutrophage. Sur ce T sont fixées deux portes, elles-mêmes composées d'une enveloppe en inox, nervurée et remplie d'un produit neutrophage. L'ensemble constitué de la structure en T, des portes et des plaques d'extrémités forme deux cavités neutroniques qui assurent la fonction de confinement. Chacune est destinée à recevoir un assemblage ou des crayons. Le bridage radial, qui était auparavant assuré par les brides amovibles, est maintenant réalisé par des patins intégrés aux portes. Des plaques renforcées, placées aux deux extrémités des cavités, garantissent la tenue axiale des contenus en cas de chute axiale.

Figure 1

Les études de criticité, présentées ci-dessous, prennent pour hypothèse la conservation du volume des cavités neutroniques. Cette hypothèse sera validée par les tests de chute réalisés. Enfin, la barrière anti-perforation est assurée par l'enveloppe des portes, qui ont été conçues afin de résister à la chute sur poinçon.

Aspect criticité

Les codes et la réglementation

Les études de criticité sont principalement exécutées avec la chaîne de codes et les méthodes développées par le CEA. Cette chaîne est composée de deux principaux codes : Apollo1 et Moret III.

Apollo1 est un code cellule ou assemblage qui est utilisé largement dans le cadre de la physique des réacteurs. Moret III est un code tridimensionnel de Monte Carlo multigroupe qui utilise une correction de transport (P0c) ou une représentation P1 de l'anisotropie de diffusion.

Les critères de sûreté criticité sont les suivants:

- $K_{eff} < 0,95$ pour un colis isolé ;
- $K_{eff} < 0,98$ pour les réseaux de colis.



Ces critères ont été retenus en accord avec l'IRSN.

Caractéristiques neutroniques du colis de transport

Le FCC doit permettre le transport d'assemblages quelle que soit leur conception (du 14x14 au 18x18) et couvrir un enrichissement maximum de 5% en 235U. La sous-criticité doit être vérifiée en conditions normales (modèle en figure 2) et accidentelles (modèle en figure 3) de transport pour des colis isolé ou en réseau. Pour les conditions accidentelles, la géométrie retenue prend en compte les résultats des épreuves de chutes. Un des buts du confinement mécanique des assemblages combustibles à l'intérieur du colis est de maintenir les assemblages dans un volume qui reste le plus faible possible. En limitant l'expansion de l'assemblage au volume intérieur de la porte, on peut garder la réactivité la plus faible possible pour respecter les critères de sûreté.

Comme les assemblages sont enfermés dans une cavité, la prise en compte de conditions accidentelles particulières a été requise. Une de ces conditions est de simuler un dénoyage partiel : après une chute du colis dans l'eau, le volume contenant les assemblages reste noyé dans l'eau tandis que les autres volumes du colis sont secs. Ce dernier accident, quoique hypothétique, est la situation neutronique la plus pénalisante vis-à-vis de l'amélioration des colis de transport Framatome-ANP. L'interaction neutronique entre les colis (couplage dû aux neutrons rapides et épithermiques) atteint son maximum dans ce cas. Le choix de l'absorbant neutronique pour les portes est alors primordial. Tant les écrans sous forme de plaques que des portes creuses sont insuffisants. L'absorbant neutronique doit être suffisamment épais pour avoir les deux fonctions suivantes : d'un côté, le ralentissement (modération) pour les neutrons rapides et épithermiques avec des isotopes légers, et, d'un autre côté, l'absorption neutronique thermique. Ces deux fonctions sont atteintes par l'utilisation d'une résine boratée d'épaisseur 44 mm enfermée dans un caisson de 3 mm en acier inoxydable.

Quel que soit le type d'assemblage transporté, les marges de criticité requises sont respectées.

Tests réglementaires en configuration accidentelle

Framatome-ANP a réalisé deux campagnes de tests de chute.

Tests de validation

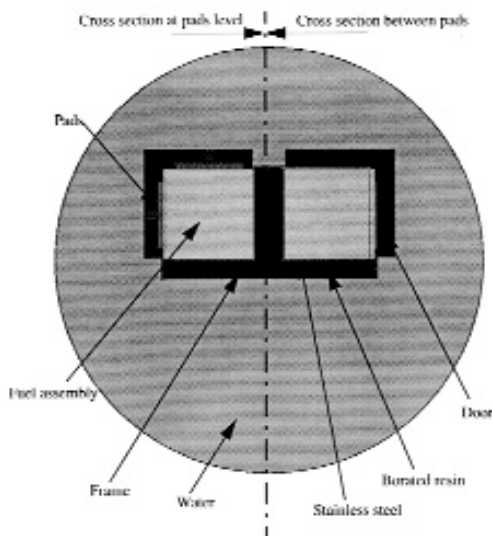


Figure 2

L'objectif de la première série de tests (février 1998) était de valider la conception. Durant un test de chute, des phénomènes, parfois difficiles à modéliser, peuvent se produire. Cette campagne a permis de tester en grandeur réelle la conception et le dimensionnement.

Les tests ont été réalisés, en présence de l'Autorité de sûreté française, sur un prototype d'emballage de type « 12 pieds ». Lors de ces chutes, l'emballage prototype était chargé d'un assemblage à uranium appauvri d'un côté et d'un lest représentatif de la masse d'un assemblage de l'autre.

Quatre chutes successives ont été effectuées :

- chute sur un poinçon de 1,2 m de haut avec un angle d'incidence longitudinal de 25°, avec impact sur l'angle d'une porte ;
- chute dans les mêmes condition, avec impact au milieu d'un panneau de porte ;
- chute axiale de 9 m côté tête ;
- chute à plat de 9 m, avec un angle de 15° pour réaliser un effet de fouettement.

Ces chutes ont montré un bon comportement mécanique du colis. Le poinçon a perforé la coque cylindrique de part en part sans causer de dommage sérieux aux portes. La cavité neutronique est restée intacte et les liaisons sont restées opérationnelles.

Tests de qualification

Ces tests ont été réalisés en septembre 1998 en présence de l'Autorité de sûreté française sur un prototype « 14

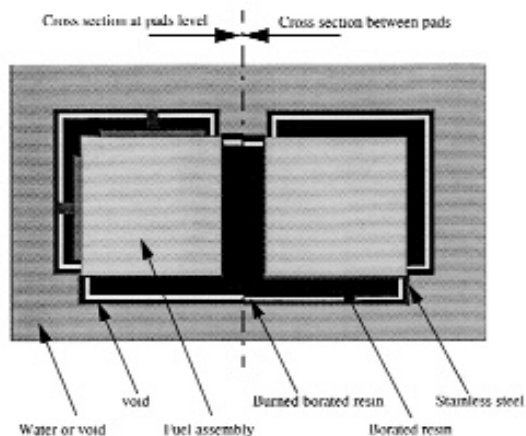


Figure 3

« 14 pieds » comprenant un assemblage à l'uranium appauvri d'un côté et un lest représentatif de la masse d'un assemblage de l'autre côté.

Le « 14 pieds » a été choisi pour ces tests car il est plus long et plus lourd que le « 12 pieds ». Les tests sont donc plus sollicitants, et cela a permis de valider les deux types de colis en une seule campagne.

Le programme de test était le suivant :

- chute sur poinçon de 1,2 m de haut de manière à solliciter la jonction porte/structure en T ;
- chute sur poinçon de 1,2 m de haut pour vérifier la résistance de la porte lors d'un impact au milieu d'un panneau ;
- chute à plat de 9 m, avec un angle de 15° pour obtenir un effet de fouettement.

A la suite de ces tests, la cavité neutronique remplissait toujours sa fonction de confinement et les hypothèses prises pour les calculs de criticité restaient parfaitement valides.

Test au feu

Un test était initialement programmé. Du fait de la présence d'un assemblage à uranium appauvri dans l'emballage ayant chuté, cela n'a pas été possible. La justification de la bonne tenue du colis a été obtenue par simulation numérique. Un modèle de la cavité et de l'assemblage qu'elle contient a été établi et son comportement au feu a été calculé à l'aide du logiciel STAR-CD.

Conclusion

Après plus de deux ans de développement, au début de 1999, Framatome-ANP a présenté à l'Autorité de sûreté française le dossier de sûreté complet du nouveau colis FCC qui répond à toutes les contraintes de sûreté exprimées.

Ce colis a reçu l'agrément de l'Autorité de sûreté française début 2000. La validation de cet agrément a depuis été obtenue en Allemagne et en Suède. La première livraison de combustible au moyen d'emballage FCC a été réalisée en avril 2002 à destination de Ringhals (Suède).

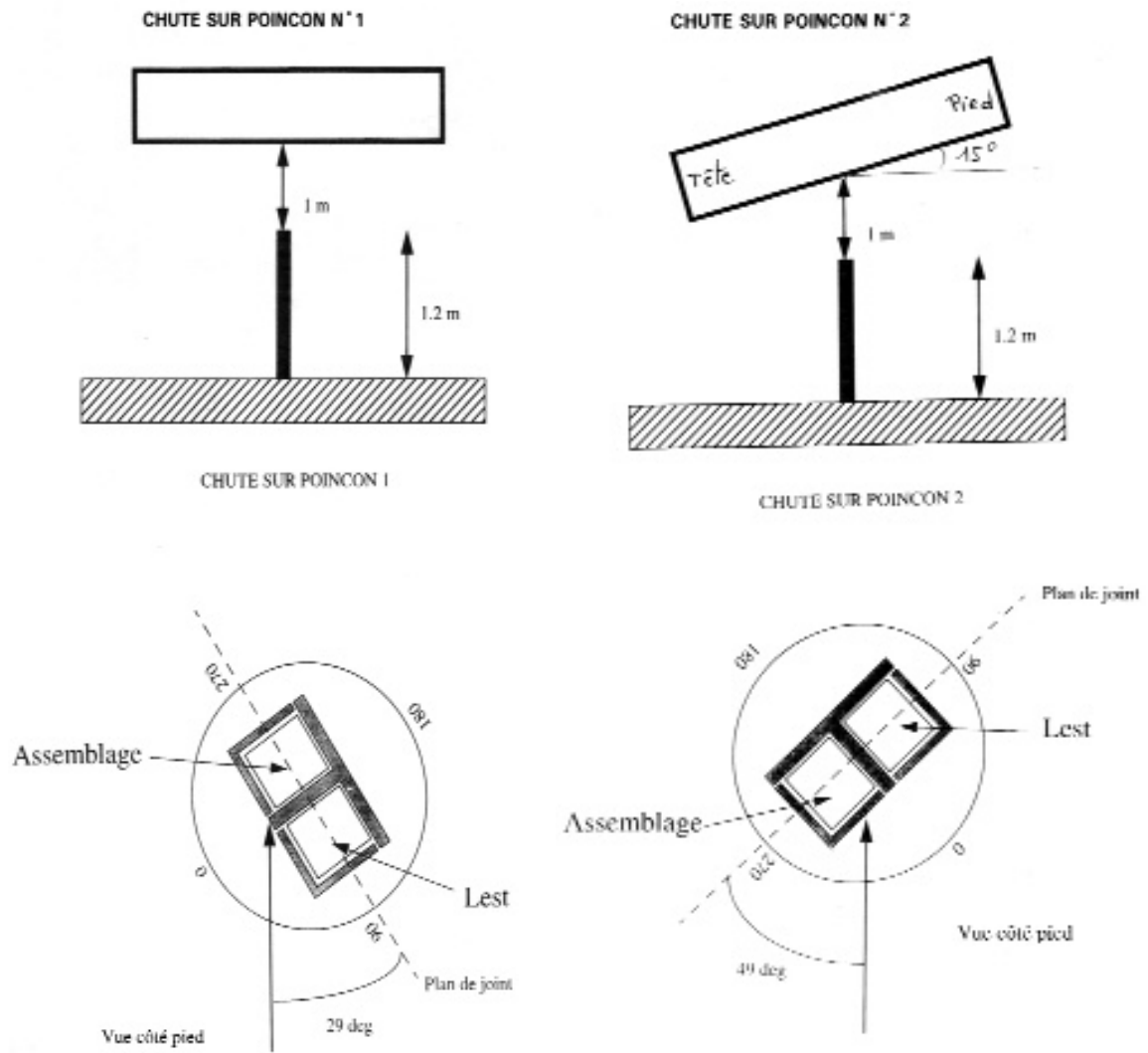


Figure 4 – Chutes sur poinçons réalisées

La vérification périodique de sûreté en Suisse

Par Klaus Theiss – expert pour les études probabilistes de sûreté – HSK (Autorité de sûreté nucléaire suisse) et Ulrich Schmocker –

1. Exigences générales concernant la vérification périodique de sûreté

Cadre général

Les centrales nucléaires en Suisse sont soumises pendant leur construction, leur exploitation et leur mise à l'arrêt à la surveillance de la Direction pour la sûreté des installations nucléaires (HSK). La vérification périodique de sûreté représente un complément aux activités courantes de surveillance de HSK. Sauf disposition différente de l'autorité compétente, elle doit être menée pour chaque centrale en exploitation tous les 10 ans à compter de la mise en service. Le but de la vérification périodique est l'appréciation complète de l'installation en termes de sûreté. Pour les installations qui ne disposent pas d'une autorisation d'exploiter illimitée dans le temps (Mühleberg et Beznau-2), HSK prend en compte dans son examen de la demande d'autorisation les résultats de la vérification périodique.

Responsabilités

L'exploitant est responsable de la réalisation de la vérification périodique de sûreté. Il doit présenter à HSK, 6 mois avant le début de la vérification, un concept de mise en œuvre. HSK est chargée du contrôle de la vérification de sûreté menée par l'exploitant. Elle définit une date de remise des documents si celle-ci n'est pas fixée par des dispositions de l'autorisation d'exploiter. Elle accepte en outre le concept proposé par l'exploitant. HSK résume dans un rapport qui est rendu public les résultats de son examen ; il contient également les conditions nécessaires à la poursuite de l'exploitation. HSK contrôle dans le cadre de sa surveillance la réalisation matérielle et dans les délais de ces mesures.

La Commission fédérale de sûreté des installations nucléaires (KSA) prend connaissance des résultats de la vérification périodique de sûreté et de l'appréciation de HSK. Elle peut adresser ses recommandations à l'autorité compétente ou exprimer à sa demande son avis.

Echéancier

Les échéances des prochaines vérifications périodiques de sûreté des cinq centrales nucléaires en exploitation sont définies. La première vérification de sûreté de Gösgen a été conclue en 1999. Celle de Mühleberg se poursuit et la prise de position de HSK devrait intervenir fin 2002. Fin 2002 également, l'exploitant doit remettre la vérification de sûreté des deux réacteurs de Beznau. Les résultats de son examen par HSK seront une base de décision importante pour la prolongation de l'autorisation limitée dans le temps du réacteur 2.

Structure

La structure de la vérification périodique de sûreté doit s'appuyer sur le concept de sûreté existant des centrales nucléaires, qui repose sur quatre niveaux de sûreté successifs (schéma). En plus des mesures techniques, la sûreté des centrales dépend fondamentalement de la formation et de la culture de sûreté du personnel d'exploitation et des mesures organisationnelles et de leur modification. L'objectif d'une appréciation complète de la sûreté comprend la vérification de tous les niveaux de sûreté. Les parties de la vérification de sûreté en dérivent :

- présentation du concept de sûreté ;
- évaluation de la conduite et du comportement d'exploitation ;
- analyse déterministe de l'état de sûreté avec évaluation de tous les systèmes de sûreté et des analyses d'accidents disponibles ;
- analyse de sûreté probabiliste de niveau 1 pour le fonctionnement en puissance et à l'arrêt et de niveau 2 exclusivement pour le fonctionnement en puissance.

Bases d'évaluation

Les bases d'évaluation pour la vérification périodique de sûreté sont l'expérience et l'état des sciences et techniques. L'état actuel de la centrale nucléaire est donc à comparer à ces bases. En outre, les lois et ordonnances établies par l'Assemblée fédérale, le Conseil fédéral et les Départements doivent être respectés. Les exigences des réglementations et publications internationales doivent être exploitées pour les domaines qui ne sont pas cou-

verts par des règles, normes ou prescriptions suisses. Les règles et prescriptions entrées en vigueur avant la date de la vérification périodique servent de base d'évaluation.

Evaluation d'ensemble de l'état de la sûreté

Les résultats de chacun des domaines de la vérification de sûreté sont rassemblés dans l'évaluation globale. Cette évaluation devrait comporter une appréciation de l'état de sûreté actuel de la centrale nucléaire et une évaluation prévisionnelle de son état futur.

L'évaluation globale de l'état actuel doit tout d'abord être réalisée en termes d'objectifs de protection. Les résultats des études aussi bien déterministes que probabilistes doivent être pris en compte pour démontrer le respect des objectifs de sûreté. Pour juger des écarts à des exigences déterministes, les résultats des études probabilistes de sûreté peuvent être utilisés.

L'appréciation prévisionnelle de l'état de sûreté futur devrait s'appuyer sur l'évolution tendancielle de la sollicitation et de l'indisponibilité de systèmes de sûreté, sur les taux de défaillance de composants importants pour la sûreté et sur les résultats de la surveillance du vieillissement. De plus, il faut intégrer les aspects organisationnels et humains de la poursuite d'une exploitation sûre.

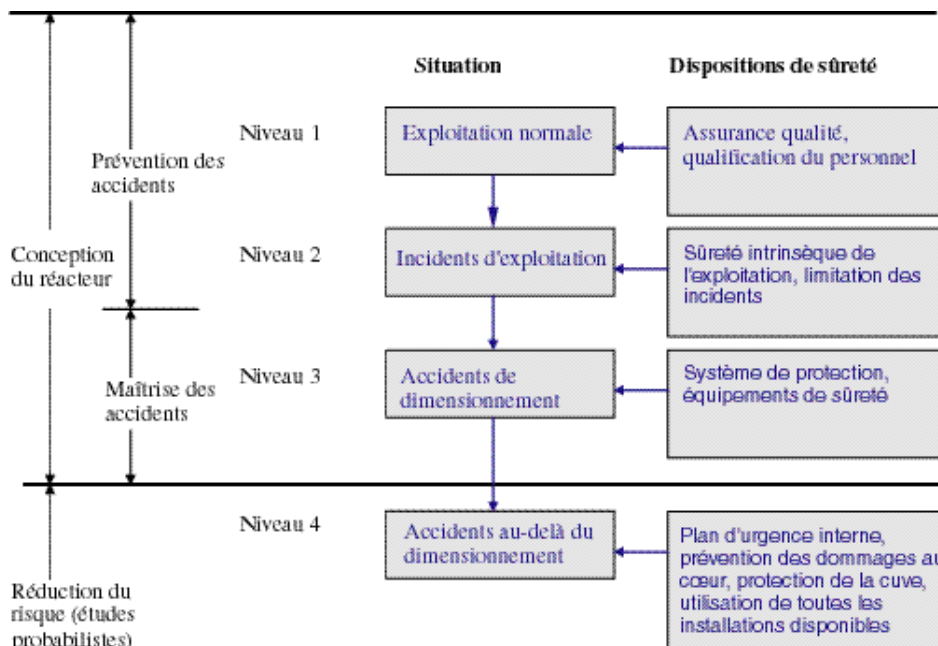
L'appréciation globale représente une évaluation par l'exploitant de la centrale nucléaire de l'état atteint par les mesures préventives.

2. Vérification périodique de sûreté de la centrale nucléaire de Gösgen

HSK a soumis à son examen en 1999 la vérification périodique de sûreté réalisée par l'exploitant de la centrale nucléaire de Gösgen, qui a porté essentiellement sur les aspects suivants :

- vérification de la conception et de la réalisation des systèmes de sûreté en comparaison avec l'état de l'art ;
- examen de l'organisation de l'exploitation et de la conduite ;
- évaluation de l'expérience d'exploitation et examen des résultats des essais périodiques ;
- examen de la prévention des accidents graves, y compris les mesures d'urgence prévues ;
- examen de l'organisation en cas d'urgence ;
- vérification de la radioprotection opérationnelle ;
- perspectives de mise à l'arrêt future en fin de vie de l'installation et de la gestion des déchets radioactifs ;
- examen des analyses d'accidents et des analyses de sûreté probabilistes présentées par l'exploitant.

L'examen a montré que beaucoup de mesures préventives en matière de sûreté avaient été prises à Gösgen. L'expérience d'exploitation est bonne, ce qui apparaît entre autres dans les taux de disponibilité élevés et le faible nombre de mises à l'arrêt fortuites ainsi que dans la dose collective pour le personnel, basse par rapport aux standards internationaux, et dans les rejets négligeables de substances radioactives dans l'environnement. De ce point de vue Gösgen est parmi les meilleures installations dotées de réacteurs à eau sous pression au monde. Les résultats des essais périodiques n'ont jusqu'à présent indi-



Concept de sûreté des centrales nucléaires

qué aucun indice d'une détérioration par vieillissement de l'état de composants ou tuyauteries importants pour la sûreté.

Cependant, HSK a constaté quelques écarts à l'état actuel des connaissances et des techniques, du fait des évolutions de la réglementation en matière de radioprotection et de règles techniques, ainsi que de nouvelles connaissances issues de la recherche en sûreté depuis la mise en service de la centrale de Gösgen. Ces écarts ont été examinés par HSK du point de vue de leur impact sur la sûreté de l'installation et des demandes d'amélioration supplémentaire de la sûreté en ont été déduites lorsque nécessaire. Ces demandes comprennent des mesures de différentes catégories selon leur importance pour la sûreté.

Catégorie 1 : mesures nécessaires pour garantir la sûreté de l'installation, et dont l'absence pourrait entraîner une mise en danger inadmissible de la population suisse ou du personnel de la centrale.

L'évaluation de HSK n'a pas identifié de mesures de ce type, compte tenu des nombreuses mesures de précaution prises.

Catégorie 2 : mesures de renforcement de l'installation ou d'amélioration des consignes d'exploitation et accidentelles, pour corriger des écarts à l'état des sciences et techniques. HSK estime qu'un bénéfice notable pour la sûreté peut être atteint par ces mesures. Ce gain s'exprime par le renforcement d'une ou plusieurs barrières de sûreté du concept de « défense en profondeur » utilisé dans la conception de l'installation. Ces mesures sont considérées comme nécessaires compte tenu de l'état des connaissances et des techniques au sens de l'article 9 de la loi de radioprotection.

Catégorie 3 : mesures de renforcement de l'installation, d'amélioration des consignes d'exploitation et accidentelles ou de la formation du personnel, pour corriger des écarts à l'état actuel des connaissances et des techniques et qui résultent de l'évaluation de l'expérience d'exploitation. Les mesures de catégorie 3 sont moins urgentes que celles de catégorie 2, mais semblent appropriées. Elles entraînent également un bénéfice pour la sûreté.

Catégorie 4 : cette catégorie comprend des propositions de mesures de HSK :

- pour des investigations supplémentaires, pour compléter les analyses de sûreté disponibles ou préciser l'intérêt de mesures de renforcement ;
- pour la levée de faiblesses en matière d'équipements importants pour la sûreté, de documentation de l'installation ou de l'exploitation, ou de formation du personnel, dont les effets en termes de sûreté sont négligeables.

Ci-dessous sont présentés quelques exemples de mesures des différentes catégories tirées par HSK de son évaluation.

Catégorie 2 :

- amélioration de la protection contre la foudre ;
- introduction de mesures techniques, opérationnelles et organisationnelles pour prévenir les rejets d'iode et d'aérosols hors du bâtiment des auxiliaires par des voies d'aération non filtrées.

Catégorie 3 :

- amélioration de la sûreté des bâtiments de l'installation en cas de séisme ;
- production d'une étude pour l'estimation du gain pour la sûreté de la mise en place d'une dépressurisation primaire ;
- production d'un concept pour l'enregistrement systématique des données de fiabilité des composants.

Catégorie 4 :

- mise en place d'un déclenchement télécommandé et immédiat des sirènes de la zone 1.

Pendant l'examen par HSK, l'exploitant a mis en place de lui-même différentes mesures d'amélioration. Dans certains cas, HSK a dû en ordonner d'autres. La centrale nucléaire de Gösgen a déposé un recours contre cette ordonnance auprès du Département de l'environnement, du transport, de l'énergie et des communications (UVEK). Le Secrétariat général (GS) du Département a procédé à une audition des parties, pendant laquelle de nouvelles discussions ont été convenues. Ces discussions ont produit pour 11 des 16 demandes de HSK une clarification du processus, de l'étendue exacte de la demande et des échéances des demandes. La centrale nucléaire de Gösgen a retiré son recours concernant ces 11 demandes ; HSK a écrit une nouvelle ordonnance pour ces 11 demandes à la demande de GS-UVEK.

La centrale nucléaire de Gösgen s'est acquittée de l'une des demandes restantes, et pour les 4 dernières GS-UVEK a demandé une prise de position de KSA. Deux de ces demandes portaient sur la mise en place d'une mesure du niveau d'eau dans la cuve du réacteur pour les accidents graves et la mise en place d'un signal d'arrêt automatique du réacteur en cas de haute pression de vapeur secondaire. Les deux autres demandes portaient sur un concept pour la maîtrise de l'hydrogène dans l'enceinte de confinement en cas d'accident grave et un déclenchement télécommandé et immédiat des sirènes de la zone 1. La position de KSA est de soutenir ces quatre demandes de HSK.

Depuis lors, les parties se sont accordées sur une transition des dernières demandes en débat. Pour trois des demandes, Gösgen a fait des propositions allant dans le

sens des demandes de HSK. En ce qui concerne la demande d'une mesure du niveau d'eau dans la cuve, l'exploitant préparera de nouveau une prise de position approfondie sur sa nécessité. HSK a commandé une étude indépendante. Les deux expertises formeront la base d'une décision définitive.

3. Conclusion

La vérification périodique de sûreté est en Suisse un instrument de surveillance important et a été mise en œuvre formellement pour la première fois sur la centrale de Gösgen. Des évaluations complètes comparables sont mis en œuvre pour les trois autres centrales nucléaires suisses (Mühleberg, Beznau et Leibstadt) depuis le début des années 1990 dans le cadre des procédures d'autorisation.

Dans la nouvelle loi pour l'énergie nucléaire actuellement en consultation au Parlement, il est stipulé que l'exploitant doit « procéder périodiquement à une vérification globale de sûreté ». La mise en œuvre de la vérification périodique de sûreté sera ainsi également ancrée législativement en Suisse.

Processus de renouvellement d'une autorisation d'exploitation de centrale nucléaire aux Etats-Unis

Par Margie Kotzalas et Stephen Hoffman -
Office of Nuclear Reactor Regulation

La Commission de réglementation nucléaire des Etats-Unis, la NRC (Nuclear Regulatory Commission), délivre aux centrales nucléaires en service industriel des autorisations d'exploitation pour des durées allant jusqu'à 40 ans. Sur les 104 autorisations en cours, environ 10 % viendront à échéance d'ici à la fin de l'année 2010 et plus de 40 %, d'ici à 2015. Lorsque l'échéance de la 40^{ème} année se rapproche, les exploitants de centrales peuvent demander le renouvellement de leur autorisation pour une durée supplémentaire de 20 ans. La décision de solliciter le renouvellement est à l'entière discrétion de ces exploitants et est généralement prise sur la base de la santé économique de la centrale et de sa capacité à continuer à satisfaire aux prescriptions de la NRC.

Centrale de Calvert Cliffs

Le renouvellement d'une autorisation est subordonné à la satisfaction de prescriptions techniques et de prescriptions liées à l'environnement. L'examen technique s'attache principalement à la gestion des effets néfastes du vieillissement de la centrale concernée, afin de s'assurer que les systèmes, structures et composants critiques pourront continuer à fonctionner normalement pendant les 20 années d'activité supplémentaires sollicitées. Le candidat au renouvellement doit présenter à la NRC un document évaluant les aspects techniques du vieillissement de la centrale et décrivant les moyens envisagés pour gérer ce vieillissement. La NRC procède à l'examen de la demande et vérifie ses conclusions par le biais de contrôles sur place. L'exploitant doit également proposer une évaluation des incidences potentielles sur l'environnement d'une exploitation de la centrale pendant 20 années supplémentaires. La NRC fait effectuer ses propres études d'impact sur l'environnement, conformément à la législation américaine en matière d'environnement, notamment la loi sur la politique nationale en matière d'environnement (National Environmental Policy Act) et le titre 10, point 51 du Code américain des réglementations fédérales.

Processus de renouvellement



d'une autorisation

L'exploitant d'une centrale nucléaire peut solliciter le renouvellement de son autorisation d'exploitation auprès de la NRC jusqu'à 20 années avant son arrivée à expiration. Au total, le processus de renouvellement dure en général 30 mois en cas d'enquête publique et 25 mois sinon.

Prescriptions techniques

Le renouvellement d'une autorisation est soumis à des prescriptions techniques qui reposent sur deux grands principes. Le premier de ces principes est que le processus réglementaire suffit à garantir que les critères sur la base desquels les centrales actuellement en activité ont été autorisées procure, dans la durée, un niveau de sûreté satisfaisant à l'exception, peut-être, des évaluations des effets du vieillissement sur certains systèmes, structures et composants qui sont demandées comme condition du renouvellement. Le second principe consiste à exiger que les centrales maintiennent inchangées, pendant toute la durée de la période de prolongation d'activité, les conditions d'exploitation qui leur avaient permis d'obtenir leur autorisation à l'origine. Tout exploitant sollicitant le renouvellement de son autorisation d'exploitation doit identifier l'ensemble des systèmes, structures et composants liés à la sécurité (ou dont la défaillance serait susceptible d'affecter des fonctions liées à la sécurité) à partir desquels

s'apprécie la conformité aux réglementations de la NRC concernant la protection contre l'incendie, la qualification environnementale, les chocs thermiques sous pression, les transitoires sans chute de barres et les pertes de réseau des centrales. Ces systèmes, structures et composants définissent la portée de l'examen technique.

Les exploitants de centrale sollicitant un renouvellement doivent examiner l'ensemble de ces systèmes, structures et composants, dans le but de distinguer ceux d'entre eux qui sont passifs et ceux d'entre eux qui sont à longue période. De même doivent-ils démontrer que les effets du vieillissement seront gérés de façon telle que ces structures et composants pourront continuer de fonctionner normalement pendant la période de prolongation d'activité. On citera comme exemples de structures et de composants passifs et à longue période la cuve du réacteur, les canalisations du circuit primaire de refroidissement du réacteur, les générateurs de vapeur, le pressuriseur, les corps de pompe et les corps de soupape.

Les contrôles de routine, les indicateurs de performances et la maintenance sont autant de moyens qui permettent d'identifier plus facilement les effets néfastes du vieillissement des composants actifs et aussi d'y remédier plus aisément. Des opérations de surveillance et de maintenance des composants actifs devront être prévues tout au long de la période de prolongation d'activité. Les composants actifs incluent les moteurs, groupes diesel, ventilateurs de refroidissement, batteries, relais et commutateurs. Pour certains composants et structures passifs, l'évaluation prévue dans le cadre du renouvellement peut très bien suffire si l'exploitant peut apporter la preuve que les programmes en place gèrent de manière adéquate les effets du vieillissement. Toutefois, lorsque des mesures supplémentaires visant à maîtriser les effets du vieillissement d'une structure ou d'un composant précis s'imposent, les exploitants décident en toute liberté la nature des mesures à prendre (programmes de surveillance radiologique supplémentaires, augmentation de la fréquence des inspections, remise à plat des critères de conception, par exemple).

Une autre condition posée au renouvellement d'une autorisation est l'identification et l'actualisation des analyses de vieillissement faites pour une période donnée. Lors de la phase de conception d'une centrale, des hypothèses sont faites sur sa durée d'exploitation, puis intégrées dans le calcul des caractéristiques des systèmes, structures et composants de la centrale. Pour qu'une autorisation puisse être renouvelée, il est impératif que ces calculs restent valables pour la période de prolongation d'activité.

Prescriptions liées à l'environnement

Afin de faciliter l'examen des incidences sur l'environnement d'un renouvellement d'autorisation, certains aspects

sont évalués de façon générique, pour toutes les centrales. La déclaration type d'incidences sur l'environnement¹ aux fins du renouvellement de l'autorisation d'exploitation de centrales nucléaires (NUREG-1437), qui date de mai 1996, mesure de manière générique les effets sur l'environnement du renouvellement de l'autorisation d'exploitation des centrales nucléaires situées aux Etats-Unis. Outre cette déclaration type, tout exploitant de centrale nucléaire sollicitant le renouvellement de son autorisation doit soumettre sa centrale à une évaluation spécifique.

Cette évaluation spécifique, qui cherche à évaluer les incidences du renouvellement de l'autorisation d'exploitation de la centrale sur l'environnement, est effectuée conformément à la législation fédérale sur l'environnement. Une réunion publique est organisée dans le voisinage de la centrale afin de cerner les problèmes d'environnement particuliers qui se posent. Après examen de ces problèmes, la NRC émet une recommandation sur le point de savoir si les atteintes à l'environnement sont suffisamment importantes pour justifier le refus de renouveler l'autorisation. Cette recommandation fait l'objet d'une publication sous la forme d'un projet de supplément à la déclaration type, sur lequel le public est invité à faire connaître ses commentaires. De nouvelles réunions sont organisées dans le voisinage de la centrale pour débattre des conclusions avec le public et lui donner à nouveau l'occasion de s'exprimer. Après examen de l'ensemble des commentaires recueillis, la NRC élabore et publie un supplément définitif à la déclaration type.

Inspections

Les informations fournies dans la demande de renouvellement et les résultats de l'évaluation réalisée par la NRC sont vérifiés par le biais d'inspections. Celles-ci consistent à sonder les résultats de la méthode suivie par les exploitants des centrales pour identifier les structures et composants qui devront être examinés pour le renouvellement de l'autorisation, des programmes de gestion du vieillissement et des modifications apportées à l'analyse de la conception du site. Même si les conclusions de l'étude d'impact sur l'environnement n'ont pas besoin d'être corroborées par une inspection, dans la mesure où des spécialistes de l'environnement réalisent un examen sur site, une inspection peut fournir à la NRC l'occasion de vérifier des conclusions concernant les incidences sur l'environnement.

Accompagnement lors du renouvellement d'une autorisation d'exploitation

1. Generic Environmental Impact Statement ou GEIS

Dans le but d'améliorer l'efficacité du processus d'évaluation des demandes de renouvellement d'autorisation, la NRC a mis au point une documentation qui tient compte de l'avis des divers acteurs concernés. Un rapport générique sur les enseignements à tirer en matière de vieillissement² (NUREG-1801) a été élaboré et publié en juillet 2001. Ce rapport liste les éléments à vérifier pour déterminer si les programmes existants sont suffisants ou s'ils doivent être améliorés en vue du renouvellement de l'autorisation. Le plan standard d'examen en vue du renouvellement des autorisations (NUREG-1800) présente le rapport GALL comme la référence pour déterminer lesquels des programmes requièrent une attention particulière lors de l'examen par la NRC d'une demande de renouvellement d'une autorisation. En juillet 2001, la NRC a édité des recommandations (Guide de réglementation 1.188) sur la manière de présenter, tant sur la forme que sur le fond, les aspects techniques de la demande de renouvellement. La NRC apportera d'autres aménagements à ce guide et au plan standard d'examen, au fur et à mesure de la résolution des problèmes génériques de renouvellement, et pour tenir compte de l'expérience acquise et des améliorations du processus apparues nécessaires à l'occasion du traitement des demandes de renouvellement.

En mars 2000, la NRC a publié un plan standard d'examen (NUREG-155, Supplément 1) indiquant la façon d'évaluer le volet environnement des demandes de renouvellement. Enfin, la NRC a publié en septembre 2000 des recommandations (Guide de réglementation 4.2, Supplément 1) relatives à la présentation et au contenu des rapports relatifs à l'environnement qui doivent accompagner les demandes de renouvellement d'une autorisation d'exploitation.

Initiatives de l'industrie nucléaire

L'industrie nucléaire a soumis à l'approbation de la NRC des rapports techniques sur des aspects précis du renouvellement des autorisations. Associée à la compilation des conclusions des programmes de recherche sur le vieillissement menés par le passé, cette initiative a permis de constituer un socle de données techniques qui peuvent être consultées par les exploitants de centrales pour évaluer les chances d'aboutir de leur demande de renouvellement et leur serviront par la suite d'outil de référence.

Trois groupements d'exploitants de centrales (Babcock & Wilcox Owners Group, Westinghouse Owners Group et Boiling Water Reactor Owners Group) ont élaboré et diffusé des rapports consacrés spécifiquement à la gestion du vieillissement de certains composants et structures. Une fois approuvés par la NRC, ces rapports pourront être

incorporés à une demande de renouvellement d'autorisation. Les informations qui auront été avalisées par le rapport n'auront plus à être examinées à chaque nouvelle demande.

Bilan des demandes de renouvellement d'autorisation

A ce jour, quatre centrales nucléaires (totalisant huit réacteurs) ont obtenu la prolongation de leur autorisation. Huit autres centrales (totalisant 15 réacteurs) ont déposé des demandes et sont actuellement en attente de renouvellement d'autorisation. Selon des sources industrielles, toutes les centrales en activité compteraient demander le renouvellement de leur autorisation. En prévision du nombre croissant de demandes de renouvellement auxquelles elle devra faire face au cours des années à venir, et forte de son expérience de plus en plus importante en matière de traitement de ces demandes, la NRC espère pouvoir optimiser encore davantage le processus de renouvellement.

2. Generic Aging Lessons Learned ou GALL

Exploitants	Centrales & unités	Date de demande soumise à la NRC	Date du rapport d'impact sur l'environnement (GEIS)	Date du rapport d'évaluation de la NRC	Date d'émission de l'autorisation par la NRC
Baltimore Gas & Electric Company	Calvert Cliffs, 1&2	Avril 1998	Octobre 1999	Novembre 1999	Mars 2000
Duke Energy	Oconee, 1,2,&3	Juillet 1998	Décembre 1999	Février 2000	Mai 2000
Energy Operations	Arkansas Nuclear One, 1	Février 2000	Avril 2001	Avril 2001	Juin 2001
Southern Nuclear Operating Co., Inc.	Edwin I. Hatch, 1&2	Mars 2000	Mai 2001	Octobre 2001	Janvier 2002
Florida Power & Light Co.	Turkey Point, 3&4	Septembre 2000			
Virginia Electric & Power	Surry 1&2 North Anna 1&2	Mai 2001			
Duke Energy	McGuire 1&2 Catawba 1&2	Juin 2001			
Exelon Peach	Bottom 2&3	Juillet 2001			
Florida Power & Light Co.	St. Lucie 1&2	Novembre 2001			
Omaha Public Power District	Fort Calhoun	Janvier 2002			

