

SERVICE PUBLIC FEDERAL INTERIEUR

30 NOVEMBRE 2011. - Arrêté royal portant prescriptions de sûreté des installations nucléaires

RAPPORT AU ROI

Sire,

La Belgique dispose sur son territoire, de réacteurs nucléaires destinés à la production d'électricité. Comme ces réacteurs sont initialement tous basés sur une technologie américaine (type réacteur à eau sous pression), des règles et normes de sûreté d'origine étrangères (principalement américaines) ont été adoptées aussi bien pour la conception de ces installations que pour leur exploitation. Le développement de telles règles requiert toujours un investissement important en moyens humains, qu'il était, au moment du démarrage du programme électronucléaire, difficile de mobiliser pour un pays comme la Belgique.

La réglementation actuelle en vigueur, à savoir l'arrêté royal du 20 juillet 2001 portant règlement général de la protection de la population, des travailleurs et de l'environnement contre le danger des rayonnements, a été délivré en application de la loi du 15 avril 1994 relative à la protection de la population et de l'environnement contre les dangers résultant des rayonnements ionisants et relative à l'Agence fédérale de contrôle nucléaire. Comme le titre de cet arrêté le met en évidence, celui-ci traite essentiellement de prescriptions relatives à la radioprotection des personnes se trouvant dans un environnement où existe un risque de rayonnements accru. Ceci était déjà le cas de l'arrêté royal du 28 février 1963, portant exactement le même titre, et sur base duquel toutes les installations nucléaires furent construites, autorisées et exploitées, jusqu'à ce que cet arrêté fut remplacé, en septembre 2001, par l'arrêté actuellement en vigueur.

Néanmoins, il ne doit pas en être déduit qu'il n'y a pas de règles contraignantes en place dans le contexte belge pour assurer un haut niveau de sûreté : ces règles sont énoncées pour chaque installation en particulier dans ce qui est dénommé le rapport de sûreté. Les demandes d'autorisation des établissements nucléaires de la catégorie de risque la plus élevée, dont font partie les centrales nucléaires, doivent, suivant le Règlement général, être accompagnées d'un rapport de sûreté, dont le contenu est réglementairement fixé. L'autorisation de création et d'exploitation, qui, pour ces établissements, prend la forme d'un arrêté royal, impose la conformité des installations et des pratiques aux descriptions du rapport de sûreté. Le rapport de sûreté fait partie intégrante des documents qui constituent l'autorisation de création et d'exploitation de l'établissement. Ce rapport doit être maintenu constamment à jour par l'exploitant. De plus, l'autorisation de création et d'exploitation de l'établissement soumet les installations à une révision décennale, dans le but d'évaluer en profondeur la sûreté des installations en regard des standards européens et internationaux en vigueur.

Le Conseil Scientifique des Rayonnements Ionisants, établi suivant l'article 37 de la loi relative à l'Agence a comme tâche d'évaluer les demandes d'autorisation de création et d'exploitation des installations nucléaires. Les demandes de modification ou d'extension des établissements autorisés sont également analysées par le Conseil. Le Conseil base son évaluation sur les normes internationales en vigueur en sûreté nucléaire. Le Conseil Scientifique est le successeur de la Commission Spéciale,

mise en place par le règlement de 1963, et est donc le gardien des décisions de son prédécesseur. Il faut rappeler que le 15 décembre 1975, la Commission Spéciale a approuvé un document important, concernant les règles de sûreté applicables pour les centrales futures. Le passage suivant en est extrait :

"Sans préjudice des dispositions prévues par le Règlement général pour la Protection des Travailleurs et des Populations contre le Danger des Radiations ionisantes, les règles publiées ou adoptées par l'United States Atomic Energy Commission (USAEC) et la Nuclear Regulatory Commission (NRC) et relatives à la protection des personnes contre le danger des radiations, sont appliquées.... Le Rapport de Sûreté identifie, motive et justifie en ce qui concerne la sûreté, les dérogations demandées vis-à-vis des dispositions obligatoires des règles américaines; il identifie les différences vis-à-vis des dispositions non impératives de ces règles et en explicite les incidences en ce qui concerne la sûreté. Toutefois, des dispositions additionnelles ou s'écartant des règles américaines peuvent être admises ou imposées par l'Autorité belge..."

De ce qui précède, il apparaît que la réglementation belge a délégué la détermination des règles de sûreté à appliquer en pratique, d'abord à la Commission Spéciale, puis ensuite au Conseil Scientifique, plutôt que de spécifier elle-même ces règles. En outre, c'est via l'élaboration d'un rapport de sûreté, la mise à jour constante de celui-ci par l'exploitant et par le système des révisions décennales qu'un processus pratique a été mis en place pour définir les règles de sûreté, évoluant en permanence, auxquelles l'installation doit satisfaire et l'état de l'installation doit se conformer. La faiblesse de l'approche belge réside dans le fait que les règles en matière de sûreté nucléaire ne sont pas établies de manière transparente ni dans des textes réglementaires opposables à des tiers.

Finalement, dans le contexte actuel, il est opportun de pouvoir disposer d'une réglementation qui promeut une politique de sûreté d'un très haut niveau et une amélioration continue de celle-ci.

2. L'initiative WENRA

Bien que ces spécificités belges qui sont exposées à chaque réunion d'examen de la Convention sur la Sûreté Nucléaire n'aient jamais donné lieu à des remarques critiques, il existe une tendance internationale de promouvoir des réglementations plus explicites, accessibles au public et de nature générale. La Belgique fut encouragée, comme d'autres pays, lors de la réunion des parties contractantes à la Convention en 2008, à développer sa propre réglementation sur base des initiatives de WENRA (Western European Nuclear Regulators Association). Le rapport de sûreté, spécifique à chaque unité nucléaire, a été considéré comme insuffisant, compte tenu du caractère non public, partiellement opposable et insuffisamment générique de celui-ci.

Le groupement indépendant WENRA est composé des autorités de sûreté de tous les états membres de l'union européenne possédant des réacteurs en exploitation ainsi que de la Suisse. Ce groupement trouve son origine dans les programmes d'assistance aux pays de l'Europe de l'Est dans la période précédant leur accession à l'Union européenne, dans le but d'améliorer la sûreté de leurs installations nucléaires. Depuis 1999, un groupe de travail est actif dans le giron de WENRA pour les réacteurs de puissance, après avoir constaté le besoin d'une certaine harmonisation des approches en matière de sûreté nucléaire dans les divers états membres européens.

Le résultat des travaux de ce groupe ont amené à la sélection d'environ trois cent niveaux de référence en sûreté des réacteurs nucléaires existants. Une version préliminaire de ces niveaux fut éditée en 2006, la version finale en 2008. L'origine de ces niveaux de référence se trouve dans les nombreux guides et normes de sûreté que l'Agence Internationale de l'Energie Atomique (AIEA) a édités en la

matière. Ces niveaux de référence concernent uniquement les réacteurs de production d'électricité existants, c'est-à-dire de 2^e génération. Les nouveaux réacteurs de 3^e génération tels que « l'European Pressurized Reactor » (EPR) en étant exclus.

Parallèlement à la sélection des niveaux de référence, des exercices nationaux de benchmarking furent effectués. Pour chaque pays, il fut examiné comment les niveaux de référence étaient implémentés dans la réglementation nationale et comment ils étaient effectivement mis en oeuvre en pratique par l'exploitant. Le résultat de cette évaluation fut assez particulier concernant la situation belge : l'exercice montra que la grande majorité des niveaux de référence étaient mis en oeuvre sur le terrain tandis que du point de vue réglementation, la situation était inversée. En effet, les Rapports de sûreté des installations n'ont pas été considérés comme implémentation réglementaire valable, selon les critères de transparence WENRA, des niveaux de référence.

Fin 2004, les responsables des autorités de sûreté membres du groupement WENRA se sont engagés à prendre les initiatives nécessaires afin d'harmoniser leurs approches réglementaires en sûreté sur la base des niveaux de référence de WENRA, avec comme date butoir fin 2010.

Pour la mise en oeuvre de cet engagement, deux initiatives de grande ampleur furent entreprises au niveau belge :

- Un plan d'action pratique a été mis sur pied par l'exploitant des centrales nucléaires, dans le but d'assurer le respect l'ensemble des niveaux de référence. Bien que de nombreuses actions d'ampleur soient déjà réalisées à ce jour, certaines actions d'implémentation portant sur le long terme ne seront totalement mises en oeuvre qu'à l'horizon 2015.
- Un plan d'action réglementaire fut démarré mi 2007, piloté par l'Agence fédérale de Contrôle nucléaire.

Le présent arrêté est le résultat concret de ce plan d'action réglementaire. Dans le futur, dans le but de pouvoir étendre l'applicabilité de certaines prescriptions de sûreté à d'autres installations, cet arrêté a été structuré en deux parties. Une première partie générique (comprenant les articles 3 à 17), applicable à plusieurs types d'installations nucléaires, est suivie par une seconde partie (comprenant les articles 18 à 32) spécifiquement applicable à un type d'installation, actuellement les réacteurs de puissance. D'autres parties spécifiques déclinant des prescriptions de sûreté applicables à d'autres types d'installations, viendront compléter cet arrêté dans le futur. Dans ce but, le chapitre 4 est déjà réservé aux prescriptions de sûreté spécifiques qui seront applicables aux établissements de stockage définitif de déchets radioactifs (voir l'article 2 de l'arrêté). De même, la partie comprenant les prescriptions génériques pourra être étendue dans le futur à d'autres thèmes de sûreté actuellement non couverts pour suivre les évolutions pertinentes en la matière.

3. Transposition partielle de la Directive Européenne 2009/71/Euratom

La Directive 2009/71/Euratom du 25 juin 2009 établissant un cadre communautaire pour la sûreté nucléaire des installations nucléaires impose aux états membres de disposer d'un cadre législatif et réglementaire pour la surveillance de la sûreté des installations du cycle du combustible nucléaire dont font partie les réacteurs nucléaires de production d'électricité. La date limite pour la transposition de cette directive en droit belge est fixée au 22 juillet 2011. Les articles 6 et 7 de cette directive formulent des exigences particulières que les exploitants de ces installations se doivent de respecter. Ce fut l'occasion de transposer ces dispositions spécifiques de la directive en droit national : elles figurent parmi les prescriptions de sûreté énoncées dans la partie générique (chapitre 2).

Les autres articles de la Directive 2009/71/Euratom sont déjà transposés en grande partie soit par la loi du 15 avril 1994 relative à l'Agence fédérale soit par le Règlement général de la protection de la population, des travailleurs et de l'environnement contre les dangers des rayonnements ionisants.

4. Champ d'application de l'arrêté.

Comme précisé plus haut, les niveaux de référence WENRA ont été originellement développés pour les réacteurs de puissance. L'ensemble des prescriptions de l'arrêté s'applique donc pour les réacteurs. La partie générique (le chapitre 2) des prescriptions de sûreté s'applique également aux établissements de stockage définitif de déchets radioactifs, tel le futur dépôt en surface de déchets de catégorie A qui sera situé à Dessel (décision du conseil des Ministres du 23 juin 2006).

De plus, afin de rencontrer les exigences des articles 6 et 7 de la Directive 2009/71/Euratom dont le champ d'application est plus large que les réacteurs de puissance, il a été nécessaire d'étendre le champ d'application de certains articles à l'ensemble des établissements de la classe I tels que décrits dans le Règlement général.

5. Avis du Conseil d'état.

Le Conseil d'état a rendu son avis, le 11 octobre 2011 sur le projet d'arrêté. Cet avis n° 50.241/3 se trouve en annexe du présent rapport.

6. Une réglementation par objectifs

Si en pratique une réglementation ne peut spécifier uniquement des objectifs ou à l'inverse être totalement prescriptive, l'arrêté se veut plutôt être une réglementation par objectifs, fixant les buts plutôt que les moyens pour y parvenir. Cette approche laisse la responsabilité première et entière à l'exploitant en matière de sûreté nucléaire, et correspond aux pratiques internationales de réglementation en la matière. Ceci permet d'une part de laisser à l'exploitant la mise en oeuvre concrète des moyens pour parvenir à l'objectif et d'autre part, cela permet à l'exploitant de mettre en oeuvre une approche graduée en fonction du risque présenté par son installation. En effet, l'ampleur des moyens mis en oeuvre sera à priori plus importante pour les installations à risque élevé que pour les installations à risque faible. Dans le cadre de cette réglementation par objectifs, l'action de l'autorité de sûreté consistera d'une part à vérifier que l'exploitant a bien mis en place les processus nécessaires pour atteindre les objectifs, et d'autre part à vérifier la performance de ces processus.

Comme le fait remarquer le Conseil d'Etat (point n° 5 de son avis), ce type de réglementation est compatible avec les prescriptions de la Directive 2009/71/Euratom, elle-même inspirée par des dispositions internationales exprimées en termes d'objectifs.

En complément de l'avis du Conseil d'Etat, il faut souligner que la recherche des infractions aux dispositions de cet arrêté (article 33) rentre dans la cadre de la loi du 15 avril 1994, celle-ci proposant un large éventail de sanctions (et donc pas uniquement pénales), permettant une approche graduée en termes de sanctions. Ce système de sanctions s'allie adéquatement à une réglementation par objectifs.

7. Les dispositions de l'arrêté

Comme le souligne l'avis du Conseil d'Etat, l'arrêté trouve sa base légale dans les articles 3 et 28 de loi du 15 avril 1994.

Cette réglementation imposant des obligations réglementaires envers l'exploitant, le contrôle du respect de ces dispositions rentre dans le cadre des missions du service de contrôle physique (article 23 du Règlement général de la protection de la population, des travailleurs et de l'environnement contre le danger des rayonnements ionisants). A un second niveau, le contrôle du service de contrôle physique rentre dans les attributions de l'Agence qui a délégué cette tâche à sa filiale Bel V.

Il est important de préciser que ces prescriptions ne concernent que la sûreté nucléaire qui adresse spécifiquement le risque lié aux dangers des rayonnements ionisants. La sûreté classique ou les activités, tâches, équipements ou installations, membres du personnel non concernés directement ou indirectement, par la sûreté nucléaire ne sont pas visés par les prescriptions énoncées. Il est également à souligner que cette réglementation spécifique à la sûreté nucléaire s'exerce sans préjudice des autres réglementations liées à la sûreté industrielle classique, mais complète celles-ci.

Les prescriptions de sûreté, aussi bien pour la partie spécifique que générique (voir le point n° 2 ci-dessus), sont réparties suivant cinq sections. Cette structure a montré qu'elle était assez universelle et adaptée à une approche générale de la sûreté pour différentes activités et installations nucléaires. Elle se prête bien à des extensions futures selon le besoin, l'évolution des normes et les réalités de terrain.

Les différentes sections contiennent les articles suivants :

Section 1re : Gestion de la sûreté

Art. 3 : Politique de sûreté. Cet article demande à l'exploitant de déclarer par écrit l'importance première qu'il accorde à la sûreté dans ses activités. Cette déclaration est publique. Il doit également formuler un engagement à développer la sûreté ainsi qu'évaluer sa performance et les progrès qu'il réalise dans le cadre d'un processus d'amélioration continue.

Art. 4 : Organisation de l'exploitation. Cet article demande à l'exploitant de mettre en place une structure organisationnelle appropriée pour la réalisation sûre de ses activités. Les exigences en matière de dotation en personnel, de formation, de gestion des sous traitants sont spécifiées et documentées. Les décisions en matière de sûreté doivent être précédées d'un examen suffisamment approfondi.

Art. 5 et art. 18 : Système de gestion. Ces articles demandent à l'exploitant de disposer d'un système de gestion intégré et rigoureux, afin de s'assurer que la préoccupation de sûreté est présente à tous les niveaux et dans l'exécution et la préparation de toutes les tâches et processus.

L'exploitant doit mettre à disposition tous les moyens nécessaires à l'exploitation sûre de ses installations. Il évalue régulièrement sa performance en matière de sûreté et met en place un processus d'amélioration continue.

Art. 6 et art. 19 : Formation et habilitation du personnel. Les besoins en formation doivent être recensés, définis et documentés d'une manière systématique pour toutes les fonctions ayant un rapport avec la sûreté. Des plans doivent être élaborés qui tiennent compte de la nécessité de formation continue et de la rotation du personnel. Certaines fonctions critiques telles que celle d'opérateur de la salle de commande d'une centrale nécessitent une habilitation formelle ainsi qu'un examen médical.

En réponse à la remarque du Conseil d'Etat (point n° 6), il est précisé que les termes « qualification » et « autorisation » utilisés dans cet article ont une signification particulière au contexte de cet article, ceux-ci pouvant avoir une autre signification dans d'autres articles du texte (par exemple qualification des équipements classés).

Section 2 : Conception

Art. 7 et art. 20 : Base de conception. Ces articles sont également applicables aux modifications importantes à l'installation. Ils énoncent les objectifs de sûreté et précisent les grands principes de conception, tels que défense en profondeur, critère de simple défaillance ou encore principe « fail safe ». Pour les réacteurs, les principaux systèmes, structures et composants importants pour la sûreté tels que les fonctions de mise à l'arrêt, l'instrumentation et contrôle, le système de protection, l'enceinte de confinement, la salle de commande,... sont traités explicitement. Des événements d'origine interne et externe à analyser à la conception sont également listés.

Art. 21 : Extension de la conception des réacteurs. Cet article demande d'examiner la performance des centrales à faire face à des accidents « hors conception », c'est-à-dire aux accidents graves qui n'ont pas été pris en compte lors de la conception initiale, et d'identifier ceux pour lesquels il est possible de prendre des mesures de prévention et d'atténuation.

Art. 8 et art. 22 : Classement des structures, systèmes et composants. Ces articles demandent que les structures, systèmes et composants soient classés en fonction de leur importance pour la sûreté. Cette classification induit notamment des procédures de qualification de ces structures, systèmes et composants. Une attention particulière doit être accordée à leur conception, fabrication et entretien, afin de s'assurer qu'ils pourront effectivement remplir leur rôle au moment et dans les circonstances où l'on en aura besoin.

Section 3 : Exploitation

Art. 9 et art. 23 : Limites et conditions d'exploitation. Ces articles demandent que l'installation nucléaire respecte un jeu de limites et conditions d'exploitation qui garantisse qu'elle est exploitée conformément aux hypothèses de la conception et au rapport de sûreté. Ces limites et conditions d'exploitation comprennent non seulement des paramètres techniques importants sur la sûreté, mais également des exigences en dotation en personnel et en disponibilité des équipements, ainsi que les actions à entreprendre en cas de défaillance de ces équipements et les délais impartis. Les limites et conditions d'exploitation incluent également des limites de rejet d'effluents radioactifs dans l'environnement.

Art. 10 et art. 24 : Gestion du vieillissement. Ces articles demandent à l'exploitant de mettre en oeuvre un programme de gestion du vieillissement, afin de maintenir la disponibilité des fonctions de sûreté et la fiabilité des structures, systèmes et composants importants pour la sûreté tout au long de leur durée de vie. Une attention particulière est apportée, pour les réacteurs, aux grands composants tels que la cuve contenant le coeur.

Comme proposé par le Conseil d'Etat, la définition de « Programme de gestion du vieillissement » a été reportée dans l'article 1er.

Art. 11 : Système d'analyse des événements et retour d'expérience d'exploitation. Cet article demande à l'exploitant de gérer d'une manière systématique le retour d'expérience de l'exploitation de ses propres installations et d'autres installations similaires (y compris étrangères) afin d'en tirer des leçons pertinentes et de mettre en oeuvre les actions appropriées.

Art. 12 et art. 26 : Maintenance, inspection en service et essais fonctionnels. Ces articles demandent à l'exploitant de mettre en oeuvre ces programmes de maintenance, inspection en service, tests et essais fonctionnels appropriés afin d'assurer que les niveaux de fiabilité et de disponibilité des structures,

systèmes et composants, restent en conformité avec les objectifs de la conception pendant toute la durée de vie de l'installation. Des tests particuliers sont spécifiés pour la chaudière nucléaire ainsi que pour l'enceinte de confinement.

Art. 27 : Procédures de conduite accidentelle et guides de gestion d'accidents graves. Comme l'intitulé l'indique, l'exploitant d'une centrale nucléaire doit disposer de procédures de conduite accidentelle pour faire face aux situations accidentelles de conception ainsi que des guides de gestion d'accidents graves applicables pour les accidents hors conception. Ces procédures et guides doivent être validés autant que possible sur simulateur. Ils impliquent également la disponibilité des moyens prévus dans ces procédures et guides.

Section 4 : Vérification de la sûreté

Art. 13 et art. 28 : Contenu et mise à jour du rapport de sûreté. Ces articles demandent que chaque installation soit conçue et opérée conformément à un rapport de sûreté. Le rapport de sûreté, dont le contenu minimal est décrit dans cette section, est tenu à jour pendant toute la durée de vie de l'installation. Cette exigence est déjà explicitement formulée dans les arrêtés d'autorisation des établissements nucléaires de classe I. Elle fera désormais partie des exigences réglementaires.

Art. 29 : Etudes probabilistes de sûreté. Cet article impose une étude probabiliste de sûreté pour chaque centrale. Ces études probabilistes de sûreté évaluent la probabilité de fusion du cœur (étude de niveau 1) et de relâchements radioactifs dans l'environnement (niveau 2). Elles sont également utilisées pour évaluer l'importance de divers structures, systèmes et composants, dans le cadre des modifications,, etc.

Art. 14 et 30 : Révisions périodiques de sûreté. Actuellement, tous les établissements de classe I en Belgique sont soumis à des révisions décennales. Cet article établit le cadre général de ces révisions décennales, et en particulier sur le plan de leur méthodologie et de ce qui en est attendu aussi bien pour les modifications matérielles à mettre en oeuvre dans un but d'amélioration de la sûreté que du jugement global sur la poursuite de l'exploitation sûre de celle-ci. Pour les centrales électronucléaires, la révision périodique de sûreté a lieu tous les dix ans.

Art. 15 : Gestion des modifications. Cet article demande à l'exploitant de disposer d'une méthodologie rigoureuse de gestion des modifications. Les modifications visées sont aussi bien les modifications temporaires que permanentes et les modifications à l'installation que les modifications organisationnelles. L'exploitant met en oeuvre une approche graduée de la gestion des modifications qu'il organise sous son entière responsabilité.

Section 5 : Préparation à l'urgence

Art. 16 et 31 : Plan interne d'urgence. Ces articles demandent à l'exploitant de mettre en oeuvre un plan interne d'urgence pour la gestion des situations d'urgence. Il doit prévoir les moyens appropriés, en personnel, en matériel et en infrastructure sur site ainsi que prévoir des interfaces appropriées avec des intervenants externes nécessaires. Les personnes concernées doivent recevoir une formation ou information appropriée. Le plan interne d'urgence doit faire l'objet d'exercices réguliers.

Art. 17 et 32 : Protection contre les incendies d'origine interne. Ces articles demandent à l'exploitant de mettre en oeuvre une stratégie de lutte contre les risques d'incendies, aussi bien au niveau de la prévention que de la lutte contre les incendie elle-même, y compris si nécessaire avec l'aide

d'intervenants externes. Cette stratégie repose sur une analyse déterministe de risque incendie complétée par une analyse probabiliste de risque incendie.

8. Entrée en vigueur

Comme mentionné plus haut, malgré le fait que la majorité des niveaux de référence étaient déjà implémentés en pratique fin 2006, un plan d'actions de grande ampleur a été mis sur pied par l'exploitant des centrales nucléaires afin de rencontrer l'ensemble des niveaux de références. Pour des raisons pratiques, il ne sera cependant pas possible de finaliser certaines actions avant 2015. Les obligations relatives à ces actions encore à réaliser ne rentreront en vigueur que le 1er janvier 2016, comme énoncé à l'article 36.

J'ai l'honneur d'être,

Sire,

de Votre Majesté,

le très respectueux

et très fidèle serviteur,

La Ministre de l'Intérieur

Mme A. TURTELBOOM

Avis 50.241/3 du 11 octobre 2011 de la section de législation du Conseil d'Etat

1. En application de l'article 84, § 3, alinéa 1er, des lois sur le Conseil d'Etat, coordonnées le 12 janvier 1973, la section de législation a fait porter son examen essentiellement sur la compétence de l'auteur de l'acte, le fondement juridique et l'accomplissement des formalités prescrites.

OBSERVATION PRELIMINAIRE

2. Compte tenu du moment où le présent avis est donné, le Conseil d'Etat attire l'attention sur le fait qu'en raison de la démission du gouvernement, la compétence de celui-ci se trouve limitée à l'expédition des affaires courantes. Le présent avis est toutefois donné sans qu'il soit examiné si le projet relève bien des compétences ainsi limitées, la section de législation n'ayant pas connaissance de l'ensemble des éléments de fait que le gouvernement peut prendre en considération lorsqu'il doit apprécier la nécessité d'arrêter ou de modifier des dispositions réglementaires.

PORTEE ET FONDEMENT JURIDIQUE DU PROJET

3. Le projet d'arrêté royal soumis pour avis a pour objet d'établir des prescriptions de sûreté pour les installations nucléaires et de donner ainsi exécution aux articles 6 et 7 de la Directive 2009/71/Euratom du Conseil du 25 juin 2009 'établissant un cadre communautaire pour la sûreté nucléaire des installations nucléaires'. A cet effet, le projet comporte des prescriptions de sécurité génériques (chapitre 2) et des prescriptions de sécurité spécifiques aux réacteurs de puissance (chapitre 3)¹.

4. Le fondement juridique de l'arrêté en projet se trouve aux articles 3 et 28 de la loi du 15 avril 1994 'relative à la protection de la population et de l'environnement contre les dangers résultant des rayonnements ionisants et relatives à l'Agence fédérale de Contrôle nucléaire'.

Le premier alinéa du préambule fait également référence à l'article 16 de la loi précitée. Cette disposition législative concerne cependant les autorisations de création et d'exploitation, ainsi que les conditions auxquelles le Roi peut soumettre une autorisation individuelle. Cette disposition ne procure pas de fondement juridique à un texte de nature réglementaire.

OBSERVATIONS GENERALES

5. Comme il a été relevé ci-dessus, le projet vise à donner exécution aux articles 6 et 7 de la Directive 2009/71/Euratom. Ces articles énoncent un certain nombre d'objectifs en matière de prescriptions de sûreté que les Etats membres doivent imposer aux titulaires d'une autorisation d'exploitation d'une centrale nucléaire. La formulation de ces objectifs est telle qu'elle laisse une grande liberté aux Etats membres pour apprécier les moyens à mettre en oeuvre pour les atteindre.

Le projet comporte également peu, voire pas de prescriptions concrètes à l'égard des exploitants de centrales nucléaires. Il énumère plutôt une série d'objectifs vers lesquels les exploitants doivent tendre, le choix des moyens à mettre en oeuvre pour atteindre ces objectifs étant manifestement laissé à l'appréciation de l'exploitant lui-même².

Bien qu'un pareil procédé de réglementation, qui responsabilise les exploitants, semble, en soi, conciliable avec la Directive 2009/71/Euratom³, la question se pose de savoir si certaines prescriptions ne sont pas formulées d'une manière trop vague pour encore être en accord avec le principe de sécurité juridique. Cette question est d'autant plus pertinente que les infractions aux dispositions de l'arrêté envisagé font l'objet de sanctions pénales⁴.

Les auteurs du projet devraient examiner s'il n'est pas possible d'énoncer certaines prescriptions d'une manière plus précise et plus normative.

6. Bien que l'article 1er du projet définisse les notions utilisées dans la suite du texte, plusieurs autres articles du projet renferment également des définitions. Ainsi, l'article 6 du projet définit les notions de « qualification » et d'« autorisation ou habilitation » et l'article 10 définit notamment la notion de « programme de gestion du vieillissement ».

Ces notions n'étant pas utilisées dans le seul article concerné⁵, il serait préférable que ces définitions figurent également dans l'article 1er du projet.

OBSERVATIONS PARTICULIERES

Préambule

7. Pour se conformer à l'observation relative au fondement juridique de l'arrêté en projet (observation 4), la référence à l'article 16 de la loi du 15 avril 1994, figurant dans le premier alinéa du préambule, sera omise et remplacée par une référence à l'article 28 de cette loi.

8. L'avis du Conseil d'Etat ayant été demandé en application de l'article 84, § 1er, alinéa 1er, 1°, des lois sur le Conseil d'Etat, coordonnées le 12 janvier 1973, le septième alinéa du préambule sera remplacé un alinéa rédigé comme suit :

« Vu l'avis 50.241/3 du Conseil d'Etat, donné le 11 octobre 2011, en application de l'article 84, § 1er, alinéa 1er, 1°, des lois sur le Conseil d'Etat, coordonnées le 12 janvier 1973; ».

Article 2

9. Dans un souci de précision, l'alinéa 2 de l'article 2, sera complété comme suit : « que les réacteurs nucléaires de production d'électricité ».

Cette observation peut être répétée en ce qui concerne le quatrième alinéa de l'article 2, étant entendu que, comme le fait le texte français, le texte néerlandais doit également préciser que les « autres établissements » doivent être autorisés le 1er janvier 2011.

Notes

1 Le projet comporte également un chapitre 4 intitulé « Prescriptions de sûreté spécifiques aux établissements de stockage définitif de déchets radioactifs », mais ce chapitre ne contient pas encore de dispositions.

2 Voir le point 5 du rapport au Roi, ayant pour intitulé « Une réglementation par objectifs ».

3 Voir par exemple, l'article 6, paragraphes 2 à 5, de la Directive 2009/71/Euratom.

4 Voir l'article 33 du projet.

5 Voir par exemple l'article 24, qui fait état de la notion de « programme de gestion du vieillissement ».

30 NOVEMBRE 2011 - Arrêté Royal portant prescriptions de sûreté des installations nucléaires

ALBERT II, Roi des Belges,

A tous, présents et à venir, Salut.

Vu la loi du 15 avril 1994 relative à la protection de la population et de l'environnement contre les dangers résultant des rayonnements ionisants et relative à l'Agence fédérale de Contrôle nucléaire, modifiée par les arrêtés royaux du 7 août 1995 et du 22 février 2001, ainsi que par les lois des 12 décembre 1997, 15 janvier 1999, 3 mai 1999, 10 février 2000, 19 juillet 2001, 31 janvier 2003, 2 avril 2003, 22 décembre 2003, 20 juillet 2005, 15 mai 2007 et 22 décembre 2008, articles 3 et 28;

Vu l'arrêté royal du 20 juillet 2001 portant règlement général de la protection de la population, des travailleurs et de l'environnement contre le danger des rayonnements ionisants;

Vu la Directive 2009/71/EURATOM du Conseil des Communautés européennes du 25 juin 2009 établissant un cadre communautaire pour la sûreté nucléaire des installations nucléaires;

Vu l'avis du Conseil supérieur de la Santé, donné le 2 février 2011;

Vu l'avis du Conseil supérieur pour la Prévention et la Protection au travail, donné le 10 février 2011;

Vu l'avis de l'Inspection des Finances, donné le 13 juillet 2011;

Vu l'avis 50.241/3 du Conseil d'Etat rendu le 11 octobre 2011, en application de l'article 84, § 1, premier alinéa, 1° des lois sur le Conseil d'Etat, coordonnées le 12 janvier 1973;

Sur la proposition de Notre Ministre de l'Intérieur et de l'avis de Nos Ministres qui en ont délibéré en Conseil,

Nous avons arrêté et arrêtons :

CHAPITRE Ier. - Dispositions générales

Article 1er. Définitions

Pour l'application du présent arrêté, les définitions données à l'article 2 de l'arrêté royal du 20 juillet 2001 portant règlement général de la protection de la population, des travailleurs et de l'environnement contre le danger des rayonnements ionisants s'appliquent.

Pour l'application du présent arrêté, en complément de ces définitions, on entend par :

1° Règlement général : le Règlement général de la protection de la population, des travailleurs et de l'environnement contre le danger des rayonnements ionisants, fixé par l'arrêté royal du 20 juillet 2001;

2° Bel V : la fondation créée par acte notarié du 7 septembre 2007, publié dans les annexes du Moniteur belge du 9 octobre 2007, ou son successeur, devant être considérée comme une entité juridique visée à l'article 28 de la loi du 15 avril 1994 relative à la protection de la population et de l'environnement contre les dangers résultant des rayonnements ionisants et relative à l'Agence fédérale de Contrôle nucléaire;

3° Sûreté nucléaire/sûreté : la réalisation de conditions d'exploitation adéquates, la prévention des accidents et l'atténuation des conséquences des accidents, contribuant à protéger la population, les travailleurs et l'environnement contre les dangers résultant des rayonnements ionisants émis par les installations nucléaires;

4° Autorité de sûreté : l'Agence fédérale de Contrôle nucléaire et Bel V en ce qui concerne les tâches qui lui sont déléguées en application de l'article 28 de la loi du 15 avril 1994;

5° Personnel d'encadrement : personne ou groupe de personnes au sein d'une organisation qui dirige, contrôle et évalue cette organisation;

6° Approche graduée : processus ou méthode selon lequel la rigueur des mesures de contrôle et des conditions à appliquer correspond, dans la mesure du possible aux risques;

7° Système de gestion : ensemble d'éléments interdépendants ou interactifs qui sert à établir les politiques et les objectifs et permet d'atteindre ces objectifs de façon efficiente et efficace;

8° Constituant important pour la sûreté nucléaire : constituant faisant partie d'un système de sûreté et/ou dont le mauvais fonctionnement ou la défaillance pourrait entraîner une exposition inacceptable du personnel du site ou de personnes du public;

9° Structures, systèmes et composants : Expression générale englobant tous les éléments, à l'exception des facteurs humains, d'une installation ou activité qui contribuent à la protection et à la sûreté nucléaire;

10° Maintenance : activité organisée, d'ordre aussi bien administratif que technique, qui consiste à maintenir les structures, systèmes et composants en bon état de marche et qui comporte des aspects à la fois préventifs et correctifs (réparation);

11° Limites et conditions d'exploitation : ensemble des règles fixant les limites des paramètres, les possibilités fonctionnelles et les niveaux de performance des équipements et du personnel, et qui sont approuvées par l'autorité de sûreté pour le fonctionnement sûr d'une installation autorisée;

12° Mise en service : ensemble des opérations qui consistent à faire fonctionner les systèmes et composants fabriqués pour des installations et activités et à vérifier qu'ils sont conformes à la conception et satisfont aux critères de performance prescrits;

13° Base de conception : Principes, éventail des conditions et des événements pris explicitement en considération dans la conception d'une installation, conformément aux critères fixés, de façon que l'installation puisse y résister sans dépassement des limites autorisées quand les systèmes de sûreté fonctionnent comme prévu;

14° Défaillance unique : défaillance qui rend un système ou un composant impropre à remplir sa (ses) fonction(s) de sûreté prévue(s) et toute autre défaillance qui peut en résulter;

15° Événement initiateur postulé : Événement dont on détermine au stade de la conception qu'il peut entraîner des incidents de fonctionnement prévus ou des conditions accidentelles;

16° Incident de fonctionnement prévu : écart de fonctionnement par rapport au fonctionnement normal que l'on s'attend à voir survenir au moins une fois pendant la durée de vie utile de l'installation mais qui, grâce aux dispositions appropriées prises lors de la conception, ne cause pas de dommage significatif à des constituants importants pour la sûreté nucléaire ou ne dégénère pas en conditions accidentelles;

17° Composant passif : composant dont le fonctionnement ne dépend pas d'un apport d'énergie extérieur (actionnement, mouvement mécanique ou alimentation électrique par exemple). Tout composant qui n'est pas un composant passif est un composant actif;

18° Défense en profondeur : mise en place hiérarchisée de différents niveaux d'équipements et de procédures variés pour prévenir la multiplication des incidents de fonctionnement prévus et maintenir l'efficacité des barrières physiques placées entre une source de rayonnements ou des matières radioactives et les travailleurs, les personnes du public ou l'environnement, dans différentes conditions de fonctionnement et, pour certaines barrières, en conditions accidentelles;

19° Etude probabiliste de sûreté : approche détaillée, structurée, utilisée pour élaborer les scénarios de défaillance, constituant un outil conceptuel et mathématique servant à établir des estimations chiffrées du risque.

Il existe trois niveaux d'étude probabiliste de sûreté. Le niveau 1 comprend l'évaluation des défaillances de la centrale, qui permet de déterminer la fréquence d'endommagement du cœur. Le niveau 2 comprend l'évaluation de la réaction du confinement, qui permet, avec les résultats du niveau 1, de déterminer les fréquences des défaillances du confinement et de rejets dans l'environnement d'un pourcentage donné de la quantité de radionucléides contenue dans le cœur du réacteur. Le niveau 3 comprend l'évaluation des conséquences hors site, qui permet, avec les résultats du niveau 2, d'estimer les risques pour les personnes du public;

20° Révision périodique de sûreté : réévaluation systématique de la sûreté nucléaire d'une installation (ou d'une activité) existante qui est effectuée à intervalles réguliers pour lutter contre les effets cumulatifs du vieillissement, des modifications, de l'expérience d'exploitation, de l'évolution technique et des aspects du choix du site, et qui vise à assurer un niveau élevé de sûreté nucléaire tout au long de la durée de vie utile de l'installation (ou de l'activité);

21° Programme de gestion du vieillissement : approche intégrée permettant d'identifier, d'analyser, de suivre et de documenter le vieillissement des structures, systèmes et composants, et permettant de prendre les actions préventives et correctrices nécessaires.

Art. 2 . Champ d'application

Les chapitres 2 et 3 du présent arrêté s'appliquent aux réacteurs nucléaires de production d'électricité.

Le chapitre 2 du présent arrêté s'applique aux autres établissements que les réacteurs nucléaires de production d'électricité, définis à l'article 3.1 a) du Règlement général, autorisés après le 1er janvier 2011.

Le chapitre 4 du présent arrêté s'applique aux établissements de stockage définitif de déchets radioactifs.

Les articles 3, 4.2, 4.3 premier alinéa, 4.3 deuxième alinéa, 4.3 troisième alinéa, 5.1, 5.2, 5.3, 5.4, 6, 7.1, 7.2, 8.1, 9.1, 12.1, 13, 14, 16.1 à 16.3, s'appliquent aux autres établissements que les réacteurs nucléaires de production d'électricité, définis à l'article 3.1 a) du Règlement général qui étaient autorisés le 1er janvier 2011.

CHAPITRE 2. - Prescriptions de sûreté génériques

Section I re. - Gestion de la sûreté nucléaire

Art. 3 . Politique de Sûreté

Une politique en matière de sûreté nucléaire doit être formulée par l'exploitant et consignée par écrit. La déclaration de politique de sûreté doit être présentée à l'autorité de sûreté, et mise à disposition de la population.

Cette politique doit accorder une importance première à la sûreté nucléaire dans les activités de l'établissement.

La politique de sûreté inclut un engagement à améliorer la sûreté nucléaire de manière continue.

La politique de sûreté demande d'établir des objectifs et cibles clairement formulés, par rapport auxquels il sera possible de suivre les progrès.

La politique de sûreté demande des dispositions de mise en oeuvre et des dispositions de surveillance du niveau de la sûreté nucléaire.

Les éléments de la politique de sûreté ainsi que les exigences et attentes de l'exploitant en la matière, et les directives de mise en oeuvre de celle-ci sont communiqués de manière claire afin que tout le personnel du site en charge de tâches importantes pour la sûreté nucléaire, y compris les sous-traitants, les comprennent et les mettent en oeuvre.

Le niveau d'implémentation de la politique de sûreté ainsi que la politique de sûreté elle-même sont évalués et revus par l'exploitant de manière régulière et suffisamment fréquente, avec une périodicité plus courte que celle des révisions périodiques de sûreté.

Art. 4 . Organisation de l'exploitation

4.1 - Structure organisationnelle

L'exploitant documente et justifie sa structure organisationnelle en précisant les politiques générales, les axes de responsabilité et d'autorité, les réseaux internes de communication, les tâches et le nombre d'agents nécessaires, qu'il met en place afin de respecter les exigences générales concernant l'exploitation sûre et fiable de son(ses) installation(s), à la fois dans toutes les conditions de fonctionnement et en situations accidentelles.

En particulier, les liens hiérarchiques et les lignes de communication entre tous les responsables de questions ayant un impact sur la sûreté nucléaire de l'installation sont clairement définis et documentés.

4.2 - Gestion de la sûreté nucléaire

L'exploitant opère son(ses) installation(s) d'une manière sûre, en conformité avec les exigences légales et réglementaires, ainsi qu'en respectant les conditions de son autorisation de création et d'exploitation.

L'exploitant prend des dispositions, dans le cadre d'une approche graduée, pour que ses décisions en matière de sûreté nucléaire soient systématiquement précédées d'un examen suffisamment approfondi par du personnel qualifié et expérimenté afin de s'assurer que tous les aspects pertinents relatifs à la sûreté nucléaire sont bien considérés,

Les évaluations de sûreté sont documentées et font l'objet d'une revue, suivant une approche graduée, par une expertise indépendante appropriée, interne ou externe, organisée par l'exploitant.

Les méthodes et codes de calcul utilisés dans les analyses de sûreté doivent avoir été vérifiés et validés.

L'exploitant est responsable de la mise à disposition de tous les moyens et de la mise en place des conditions de travail nécessaires en vue de la réalisation des tâches de manière sûre.

L'exploitant met en place un système de surveillance approprié de sa performance en matière de sûreté nucléaire afin de s'assurer du respect des règles de sûreté en vigueur et de l'amélioration du niveau de sûreté.

L'exploitant tire les leçons du retour d'expérience d'exploitation national et international, du développement des règles de sûreté nucléaire, et des nouvelles connaissances issues de programmes de recherche et développement, afin de maintenir le niveau de la sûreté nucléaire et de l'améliorer autant que faire se peut.

4.3 - Effectifs et compétence

Sur base de l'analyse détaillée des tâches et des activités liées à la sûreté nucléaire à exécuter, les exigences appropriées concernant les effectifs, leur qualification et leur formation continue aux

différents niveaux de l'organisation doivent être déterminées et documentées d'une manière systématique.

L'adéquation de ces exigences pour une exploitation sûre de l'installation doit être vérifiée et documentée de manière régulière.

L'exploitant élabore un programme systématique et documenté de gestion des ressources humaines, lié aux objectifs à long terme afin d'anticiper les besoins futurs en personnel. Ce programme tient compte des modifications prévues de l'effectif, des affectations visant à enrichir l'expérience professionnelle, et inclut une prévision des besoins en personnel tenant compte des départs à la retraite et d'autres mouvements de réduction prévisibles.

Les modifications apportées au niveau des effectifs ou à l'organisation de l'exploitation décrits dans le rapport de sûreté doivent faire l'objet d'une analyse et d'une justification préalables. Ces modifications doivent être suivies pendant leur mise en oeuvre et évaluées après implémentation, afin de s'assurer qu'elles ne compromettent pas la sûreté nucléaire.

L'exploitant doit disposer de ressources suffisantes en personnel qualifié comprenant la base de conception de l'installation et connaissant l'état actuel de celle-ci, ainsi que tous ses états de fonctionnement y compris les situations accidentelles.

L'exploitant doit avoir à son service suffisamment d'agents formés possédant les connaissances et les compétences nécessaires pour spécifier, gérer, suivre et évaluer, au niveau de la sûreté nucléaire, le travail effectué par du personnel employé en sous-traitance.

Art. 5 . Système de gestion

5.1 - Objectif

Un système de gestion intégré qui accorde la priorité requise à la sûreté nucléaire doit être établi, mis en oeuvre, évalué et continuellement amélioré. Le système de gestion intégré couvre l'ensemble des dispositions relatives à l'organisation, les responsabilités, les ressources, les processus et l'assurance de la qualité. L'objectif principal du système de gestion intégré doit être d'assurer et d'améliorer la sûreté nucléaire en s'assurant qu'elle ne soit pas dissociée des activités et autres exigences envers l'exploitant, notamment en matière de bien-être des travailleurs lors de l'exécution de leur travail, afin d'éviter que celles-ci aient un impact négatif potentiel sur la sûreté nucléaire.

Ce système de gestion couvre toutes les activités et processus qui peuvent avoir une influence sur la sûreté nucléaire de l'établissement, y compris les activités réalisées par les sous-traitants ou les fournisseurs.

5.2 - Disposition générales

La mise en oeuvre des exigences d'un système de gestion doit se faire selon une approche graduée utilisant des ressources appropriées, considérant :

- l'importance et la complexité de chaque activité et de ses produits.
- les risques et l'amplitude de l'impact potentiel associés à chaque activité et ses produits.
- les conséquences possibles d'une activité effectuée de manière incorrecte ou de la défaillance d'un produit.

La documentation du système de gestion doit notamment inclure :

- les déclarations de politiques de l'exploitant;
- une description du système de gestion;
- une description de la structure organisationnelle de l'exploitant;
- une description des responsabilités fonctionnelles, niveaux hiérarchiques et les interactions entre ceux qui gèrent, exécutent et évaluent les tâches;
- une description des interactions avec les organismes extérieurs pertinents;
- une identification des interactions avec les autres exigences envers l'exploitant, notamment en matière de bien-être des travailleurs lors de l'exécution de leur travail;
- une description des processus et de l'information associée, expliquant de quelle manière les tâches sont préparées, revues, effectuées, enregistrées, évaluées et améliorées.

La documentation du système de gestion doit être compréhensible pour ceux qui en ont l'usage. Les documents doivent être à jour, lisibles, rapidement identifiables et disponibles sur les lieux de leur utilisation.

5.3 - Engagement de la Direction

L'exploitant doit développer d'une manière intégrée les stratégies, plans et objectifs de l'organisation, de telle manière que leur impact collectif sur la sûreté nucléaire soit compris et géré.

L'exploitant doit s'assurer qu'il soit clair, dans son système de gestion, quand, comment et par qui sont prises les décisions opérationnelles ayant un impact sur la sûreté nucléaire.

L'exploitant doit s'assurer que le personnel d'encadrement, à tous les niveaux, démontre son engagement pour l'établissement, l'implémentation, l'évaluation et l'amélioration continue du système de gestion et doit allouer les ressources nécessaires à l'accomplissement de ces activités.

L'exploitant doit favoriser l'implication de tout le personnel dans la mise en oeuvre et l'amélioration continue du système de gestion.

5.4 - Ressources

L'exploitant détermine et alloue les ressources nécessaires pour exercer ses activités et pour établir, implémenter, évaluer et améliorer continuellement le système de gestion. Ces ressources incluent les ressources financières, matérielles et humaines indispensables, l'infrastructure, l'environnement de travail, ainsi que l'information et la connaissance nécessaires, et les fournisseurs.

5.5 - Implémentation des processus

Les processus qui sont nécessaires pour atteindre les objectifs, fournir les moyens de répondre à toutes les exigences et délivrer les produits de l'exploitant doivent être identifiés. Leur développement doit être planifié, mis en oeuvre, évalué et amélioré de manière continue. Les séquences des processus et les interactions entre ceux-ci doivent être déterminées.

Les méthodes nécessaires pour assurer l'efficacité de la mise en oeuvre et de la tenue sous contrôle des processus sont définies et implémentées.

Les documents liés aux processus doivent être contrôlés. Les modifications apportées à ces documents doivent être revues et enregistrées, elles sont soumises au même niveau d'approbation que les documents originaux eux-mêmes. Il faut s'assurer que les utilisateurs des documents aient connaissance de l'existence et utilisent des documents appropriés de version correcte.

Les documents d'archive doivent être identifiés dans le système de gestion et doivent être contrôlés. Ces documents doivent être compréhensibles, complets, identifiables et facilement récupérables durant leur durée de rétention prévue.

La tenue sous contrôle des processus ou de tâches d'un processus sous-traités à des organisations externes doit être identifiée dans le système de gestion. Ces processus ou tâches sous traités restent sous la responsabilité de l'exploitant.

Les fournisseurs de produits ou sous traitants de services pouvant avoir un impact sur la sûreté nucléaire doivent être sélectionnés suivant des critères spécifiés, et leur performance doit être évaluée.

Les exigences en matière d'achats et approvisionnements de produits pouvant avoir un impact sur la sûreté nucléaire doivent être spécifiées et développées dans des documents. La mise en évidence que les produits satisfont à ces exigences doit être disponible avant leur utilisation.

Il doit être confirmé que les activités et leurs produits pouvant avoir un impact sur la sûreté nucléaire respectent leurs spécifications, afin de s'assurer que ces produits donnent satisfaction pendant leur service. Cette confirmation, qui inclut des activités de vérifications, tests et validation doit avoir lieu avant implémentation ou mise en service effective des produits.

5.6 - Mesure, évaluation et amélioration

Dans le but de confirmer l'adéquation des processus à obtenir les résultats escomptés et d'identifier les opportunités d'améliorations :

- l'efficacité du système de gestion doit être surveillée et mesurée;
- l'organisation veille à ce que les responsables réalisent l'auto-évaluation du travail dont ils sont responsables;
- des évaluations indépendantes sont effectuées régulièrement au nom de l'exploitant.

L'exploitant est tenu d'analyser les résultats des évaluations et de prendre les mesures nécessaires. Il se doit d'archiver et de communiquer à l'intérieur de l'organisation ses décisions ainsi que les raisons de ses actions.

Le système de gestion intégré doit être réévalué à intervalles réguliers, afin de s'assurer de son efficacité.

Les causes des non-conformités doivent être recherchées et des actions correctrices prises afin de prévenir leur récurrence.

Les plans d'amélioration doivent comprendre des plans visant à mettre à disposition les ressources adéquates. Les actions d'amélioration doivent être suivies jusqu'à leur achèvement et l'efficacité des améliorations apportées doit être vérifiée.

Art. 6 . Formation et habilitation du personnel

6.1 - Généralités

Sans préjudice de l'article 25 du règlement général, l'exploitant établit une politique de formation globale et un plan de formation exhaustif sur base de ses besoins de compétences à long terme et d'objectifs de formation qui reconnaissent le rôle critique de la sûreté nucléaire. Ce plan est tenu à jour.

Une approche systématique des besoins en formation est effectuée. Cette approche systématique suit une démarche logique, depuis l'identification des compétences requises pour exercer une fonction, jusqu'au développement et à la mise en oeuvre des programmes de formation et du matériel de formation appropriés et nécessaires pour l'acquisition de ces compétences, et à l'évaluation ultérieure de cette formation.

Le terme « Qualification » désigne, dans le cadre du présent article, une déclaration formelle résultant d'une évaluation ou d'un examen de la capacité d'un individu à occuper une position et à effectuer les tâches associées à cette position. Une « Autorisation » ou « Habilitation » est une qualification officielle devant être approuvée par l'autorité de sûreté.

Si un individu autorisé :

- change de fonction vers une autre fonction nécessitant également une autorisation,
- ou a été absent d'une fonction autorisée pendant une longue période,

une nouvelle autorisation est requise après remise à niveau appropriée.

6.2 - Compétence et qualification

L'exploitant définit clairement et documente les exigences en matière de compétences pour les différentes fonctions.

Seules les personnes qui possèdent les compétences, qualifications et attitudes de sûreté nécessaires sont autorisées à effectuer des tâches importantes pour la sûreté nucléaire. L'exploitant doit s'assurer que tout le personnel, y compris le personnel des sous-traitants, en charge de tâches en relation avec la sûreté nucléaire, ait été dûment formé et qualifié.

Les travaux effectués par des sous-traitants sur des structures, systèmes et composants importants pour la sûreté nucléaire sont autorisés et supervisés par du personnel de l'exploitant possédant les compétences et qualifications requises.

Les exigences d'aptitude médicale au travail doivent être clairement définies pour chaque fonction importante au niveau de la sûreté nucléaire. La qualification des personnes en charge de telles fonctions doit inclure un examen médical afin de vérifier que leur état de santé leur permet de s'acquitter des tâches et responsabilités qui leur sont confiées. Cet examen médical doit être répété à des intervalles appropriés, fixés selon les besoins.

6.3 - Programmes et installations de formation

Des programmes de formation doivent être établis et mis en oeuvre pour chaque catégorie de personnel effectuant des tâches importantes au niveau de la sûreté nucléaire. Ces programmes de formation couvrent aussi bien la formation initiale pour obtenir la qualification pour une fonction définie que les programmes de formation ultérieurs nécessaires à la réactualisation de connaissances.

Tout le personnel technique, y compris les sous-traitants, sur le site, doit avoir une connaissance de base appropriée en matière de sûreté nucléaire et du plan interne d'urgence.

Les formations suivies par le personnel en charge de tâches importantes pour la sûreté nucléaire, ainsi les évaluations réalisées du niveau de compétence atteint sont documentées de manière adéquate.

Section II . - Conception

Art. 7 . Base de conception

7.1 - Objectifs

Des dispositions doivent être prises à la conception afin que les conséquences radiologiques potentielles pour la population, les travailleurs et l'environnement ne dépassent pas les limites prescrites et soient maintenues à un niveau aussi bas que raisonnablement possible. Un des objectifs de la base de conception doit être de prévenir les incidents de fonctionnement prévus et les accidents et, en cas d'échec, de limiter les conséquences qui en résultent.

7.2 - Stratégie de sûreté nucléaire

Le concept de défense en profondeur est mis en oeuvre à la conception, afin de prévenir ou, en cas d'échec de la prévention, de limiter les rejets radioactifs.

7.3 - Etablissement de la base de conception

La base de conception doit comprendre l'identification des conditions normales d'exploitation, des incidents de fonctionnement prévus et des accidents découlant des événements initiateurs postulés, leur classement aux fins de la sûreté nucléaire, les hypothèses importantes et, dans certains cas, les méthodes d'analyse particulières. La base de conception doit comporter des spécifications concernant la capacité de l'installation à faire face à une gamme spécifiée de conditions de fonctionnement et d'accidents de dimensionnement dans le respect des prescriptions concernant la protection radiologique.

Une liste d'événements initiateurs postulés, qui couvre tous les événements susceptibles d'affecter la sûreté nucléaire de l'installation est établie. De cette liste, un ensemble d'événements de base de conception est sélectionné, sur base de méthodes déterministes ou probabilistes ou d'une combinaison des deux, en vue de fixer les conditions aux limites selon lesquelles devront être conçus les structures, systèmes et composants importants pour la sûreté nucléaire, afin de démontrer que les fonctions de sûreté requises sont assurées et que les objectifs de sûreté sont atteints.

La base de conception de l'installation est connue et doit être systématiquement définie, documentée, archivée et tenue à jour pour représenter l'installation existante.

7.4 - Evènements de base de conception

Des événements d'origine interne et externe sont à prendre en considération dans la conception de l'installation. La liste d'événements d'origine interne et externe est adaptée au type d'installation et approuvée par l'autorité de sûreté.

7.5 - Exigences de sûreté

Le principe de se retrouver en situation sûre après défaillance ("fail-safe principle") doit être appliqué à la conception des systèmes et composants importants pour la sûreté nucléaire.

Une défaillance d'un système prévu pour l'exploitation normale ne doit pas affecter des fonctions de sûreté.

La fiabilité des systèmes doit être obtenue par un choix judicieux de mesures, parmi lesquelles on peut citer un recours à des composants éprouvés, à la redondance, à la diversité, à la séparation physique et fonctionnelle, et à l'isolement.

7.6 - Aspects de la conception et de l'exploitation en vue du démantèlement

La conception, la construction et l'exploitation d'un établissement, à l'exception des établissements de stockage définitif de déchets radioactifs, doivent prendre en considération le fait que celui-ci sera un jour démantelé. Les mesures prévues en vue de faciliter le démantèlement, sont décrites et justifiées dans le rapport de sûreté. Ces mesures incluent la tenue à jour de documents utiles à un démantèlement ultérieur, en rapport avec la conception et l'exploitation de l'installation, les événements et incidents survenus, les modifications apportées à l'installation, l'inventaire des radionucléides présents, les niveaux de dose et les niveaux de contamination au sein de l'installation.

Avant la mise en exploitation de son établissement, l'exploitant effectue une caractérisation initiale, élargie à la situation radiologique du site, qui servira à des fins de comparaison avec la configuration finale de l'établissement au terme du démantèlement de celui-ci. Pour les établissements qui étaient en exploitation avant l'entrée en vigueur de cet arrêté, des données de régions analogues en conditions non perturbées et présentant des caractéristiques similaires seront utilisées comme alternative.

Art. 8. Classement des structures, systèmes et composants

8.1 - Principe

Toutes les structures, les systèmes et composants, y compris les logiciels de contrôle commande, importants pour la sûreté nucléaire, doivent être identifiés, et classés selon leur importance pour la sûreté nucléaire.

8.2 - Processus de classement

L'importance pour la sûreté nucléaire de tous les structures, systèmes et composants doit être déterminée et un système de classement doit être établi, dans le but d'identifier, pour chaque classe de sûreté :

- les codes et normes appropriés, et donc les dispositions adéquates à appliquer pour la conception, la fabrication, la construction et l'inspection du composant;
- les caractéristiques liées au système, la nécessité d'une alimentation électrique de secours et d'une qualification aux conditions de service;

- la disponibilité ou l'indisponibilité des systèmes requis lors des événements initiateurs postulés étudiés dans le cadre de l'analyse déterministe de la sûreté;
- les exigences de qualité.

La méthode suivie pour le classement d'une structure, d'un système ou d'un composant selon son importance pour la sûreté nucléaire doit se fonder principalement sur des méthodes déterministes, complétées, s'il y a lieu, par des méthodes probabilistes et un jugement technique.

8.3 - Assurance de fiabilité

Les structures, systèmes et composants importants pour la sûreté nucléaire doivent être conçus, fabriqués ou construits, et entretenus de telle manière que leur qualité et leur fiabilité soient conformes à leur classement.

Les systèmes auxiliaires desservant des équipements appartenant à un système important pour la sûreté nucléaire sont classés suivant le type et l'importance du support qu'ils doivent apporter à ce système.

8.4 - Choix des matériaux et programme de qualification

La conception et la fabrication des structures, systèmes et composants importants pour la sûreté nucléaire et des matériaux utilisés doivent prendre en compte les effets des conditions de service pendant toute leur durée de vie. De plus, les effets des accidents de dimensionnement sur leurs caractéristiques et performances doivent être considérés.

Il faut mettre en oeuvre des procédures de qualification pour confirmer que les structures, systèmes et composants importants pour la sûreté nucléaire seront capables, pendant toute leur durée de vie de conception, de remplir les fonctions demandées dans les conditions ambiantes susceptibles de régner au moment où l'on en aura besoin, en exploitation normale, et, si approprié, pendant des incidents de fonctionnement prévus et en conditions accidentelles.

Lorsque il a été établi que des équipements peuvent être soumis à des événements externes, comme des phénomènes naturels ou autres influences extérieures, et qu'ils doivent pouvoir accomplir une mission de sûreté pendant ou à la suite d'un événement de ce type, le programme de qualification de ces équipements comprend les conditions imposées par ces événements externes.

Section III. - Exploitation

Art. 9 . Limites et conditions d'exploitation

9.1 - Introduction et portée des limites et conditions d'exploitation

L'exploitation des installations doit respecter un jeu de limites et conditions d'exploitation.

Les limites et conditions d'exploitation sont élaborées pour faire en sorte que l'installation soit exploitée conformément aux hypothèses et aux objectifs de la conception tels que documentés dans le rapport de sûreté.

Les limites et conditions d'exploitation font partie intégrante du rapport de sûreté et définissent les conditions d'exploitation qui doivent être rencontrées afin d'éviter les situations qui pourraient mener à des accidents ou pour atténuer les conséquences d'accidents s'ils se produisaient.

Les limites et conditions d'exploitation doivent inclure des limites sur les paramètres opérationnels, sur les paramètres importants pour la sûreté nucléaire, des conditions sur la disponibilité minimale d'équipement fonctionnel dans tous les états d'exploitation normale, les actions à entreprendre par le personnel d'exploitation en cas de déviation par rapport aux limites et conditions d'exploitation, ou en cas de défaillance d'équipements importants pour la sûreté nucléaire, ainsi que le temps imparti pour accomplir ces actions.

Les limites doivent également inclure les limites de rejets en effluents radioactifs dans l'environnement.

9.2 - Etablissement et revue des limites et conditions d'exploitation

Les limites et conditions d'exploitation sont basées sur la conception et l'analyse de sûreté de l'installation, sur l'analyse de son environnement, et sur les résultats des essais de mise en service. La justification de chacune des limites et conditions d'exploitation doit être documentée.

Les limites et conditions d'exploitation doivent être réexaminées et modifiées si nécessaire pendant toute la durée de vie de l'installation, à la lumière du retour d'expérience applicable (incluant inspections en service, essais périodiques), de l'évolution de la technologie et des objectifs de sûreté, et à chaque fois que des modifications sont apportées à l'installation.

Le processus pour la modification ou la dérogation à une limite et condition d'exploitation doit être défini. Ces modifications et dérogations doivent être adéquatement justifiées par des analyses de sûreté, faire l'objet d'une revue de sûreté indépendante, interne ou externe, organisée par l'exploitant et être approuvées par l'autorité de sûreté.

9.3 - Limites de sûreté, points de consigne des systèmes de sûreté et limites opérationnelles

Les limites doivent être déterminées de manière conservatrice, tenant compte des incertitudes du processus de l'analyse de sûreté.

Des marges adéquates doivent être assurées entre les valeurs de fonctionnement normales et les valeurs de consigne des systèmes de sûreté afin d'éviter une activation non désirée trop fréquente de ces systèmes.

9.4 - Exigences inconditionnelles

Si une situation se présente, pour laquelle le personnel de conduite ne peut s'assurer que l'installation se trouve dans ses limites opérationnelles ou que l'installation se comporte d'une manière imprévue, des mesures doivent être prises sans délai pour ramener l'installation dans un état sûr et stable.

Après la survenue d'un événement anormal, y compris un arrêt non prévu de l'installation, la cause de l'événement doit être suffisamment investiguée afin que l'exploitation puisse être poursuivie ou reprise de manière sûre. Des procédures qui déterminent les actions ainsi que les évaluations à effectuer doivent être disponibles.

9.5 - Programme de surveillance

Afin de garantir que les valeurs de réglage des seuils de protection ainsi que les limites et conditions d'exploitation normale sont respectées, les systèmes et composants correspondants doivent être surveillés, inspectés, vérifiés, étalonnés et testés conformément à un programme de surveillance approprié.

L'exploitant doit s'assurer qu'un tel programme de surveillance est établi et appliqué et que ses résultats sont évalués et archivés.

9.6 - Ecart

Quand les limites et conditions d'exploitation ne peuvent être respectées, les mesures correctrices appropriées doivent être prises immédiatement. L'exploitant doit procéder à un examen et à une évaluation de la situation et en aviser l'autorité de sûreté conformément au système établi pour la notification des incidents.

Les rapports de non-conformité aux limites et conditions d'exploitation doivent être suffisamment étudiés, afin notamment de s'assurer qu'une action correctrice a bien été implémentée pour aider à prévenir la reproduction d'une non-conformité similaire. Si des limites et conditions d'exploitation ont été dépassées, la cause doit être recherchée et étudiée.

Art. 10 . Gestion du vieillissement

10.1 - Généralités

Les concepts suivants sont utilisés :

a) Le vieillissement, qui comporte deux aspects

- Le vieillissement physique qui se traduit par un changement des propriétés physico-chimiques des structures, systèmes et composants dû à l'effet du temps et de leur utilisation;
- Le vieillissement économique ('obsolescence') des structures, systèmes et composants, signifie qu'ils sont dépassés par rapport aux connaissances et technologies actuelles et de ce fait que l'on peut rencontrer des problèmes de support technique du fabricant ou d'approvisionnement de pièces de rechange;

b) Gestion du vieillissement : actions techniques, opérationnelles et de maintenance en vue de conserver dans des limites acceptables la détérioration des systèmes, structures et composants due à leur vieillissement;

Les principes et le programme de gestion du vieillissement sont décrits dans le rapport de sûreté.

Des marges suffisantes doivent être prévues à la conception des systèmes, structures et composants importants pour la sûreté nucléaire afin que les mécanismes de vieillissement ne compromettent pas leur fonction de sûreté tout au long de la durée de vie prévue de l'installation.

10.2 - Méthodologie de la gestion du vieillissement

L'exploitant établit un programme de gestion du vieillissement qui comporte notamment les volets suivants :

- Le screening des structures, systèmes ou composants : dans une première phase, il convient d'identifier les structures, systèmes et composants dont le vieillissement peut avoir un impact significatif sur la sûreté nucléaire de l'installation. Cette sélection peut prendre en compte les programmes de maintenance et d'inspection existants, les mécanismes de vieillissement connus, ainsi que les conséquences de la défaillance d'un composant sur la sûreté nucléaire de l'installation.

- La réalisation d'études et d'évaluations du vieillissement des systèmes, structures et composants sélectionnés. Pour ces systèmes, structures et composants sélectionnés, les mécanismes de vieillissement et leurs effets potentiels sont systématiquement analysés

- Les vérifications, essais, échantillonnages et activités d'inspection nécessaires qui permettent d'assurer le suivi des effets du vieillissement et de détecter tout comportement imprévu ou détérioration au cours de l'exploitation. Des échantillons permettant de suivre des phénomènes de vieillissement spécifiques doivent être disponibles au sein de l'installation.

10.3 - Révision et mise à jour du programme de gestion du vieillissement

L'exploitant doit recueillir et analyser le retour d'expérience de vieillissement de son installation et de celui provenant d'installations similaires.

Le programme de gestion du vieillissement doit être réévalué en fonction de nouvelles connaissances et expériences en matière de vieillissement, de comportement des systèmes, structures et composants, ainsi qu'en matière de méthodes de vérification. Cette réévaluation a lieu au minimum à l'occasion des révisions périodiques de sûreté.

L'évaluation périodique de sûreté doit confirmer que les mécanismes de vieillissement ont été correctement pris en compte par le programme de gestion du vieillissement.

Art. 11 . Système d'analyse des événements et retour d'expérience d'exploitation

11.1 - Généralités

L'exploitant établit et met en oeuvre un programme de gestion du retour d'expérience qui lui permet de recueillir, d'analyser et de documenter systématiquement les données relatives aux événements qui se produisent pendant l'exploitation de son installation.

Les données de retour d'expérience et d'événements qui se produisent dans d'autres installations similaires sont également recueillies et analysées. La pertinence de ces événements et leurs implications sur l'installation sont étudiées. Les exploitants échangent activement des données par le biais d'organisations nationales et internationales.

Le processus de gestion du retour d'expérience visera à permettre d'identifier toute défaillance latente ayant un impact potentiel sur la sûreté nucléaire, tout signe précurseur d'événement ou toute tendance ou évolution progressive qui laisseraient présager une diminution de la sûreté nucléaire.

11.2 - Organisation

L'exploitant définira, tenant compte des différents services concernés, les responsabilités et l'organisation en matière de gestion du retour d'expérience.

L'exploitant veille à mettre à disposition les ressources, moyens et compétences nécessaires à l'analyse des événements.

L'exploitant sollicite les organisations impliquées au niveau de la conception et de la construction de ses installations pour obtenir, en cas de besoin, tout retour d'expérience, tout avis ou toute information pratique en cas de défaut de l'équipement ou d'événement anormal.

Le personnel d'encadrement de l'installation est activement impliqué dans le programme de gestion du retour d'expérience, notamment au niveau de l'analyse des événements et de l'approbation des actions préventives et correctrices. Les événements ou tendances significatives sont rapportés à la direction de l'établissement.

11.3 - Evaluation, analyse et actions correctrices

Pour chaque événement significatif sur le plan de la sûreté nucléaire, une première évaluation est immédiatement effectuée afin de déterminer si des actions urgentes s'imposent.

Pour tous les événements (significatifs ou non en termes de sûreté nucléaire), une évaluation et si nécessaire une analyse détaillée sont réalisées dans un délai approprié.

Les processus d'analyse et d'évaluation, y compris les méthodologies d'analyse, seront décrits dans des procédures, en particulier pour l'analyse du facteur humain.

L'analyse comporte les éléments suivants :

- une description détaillée de l'événement avec sa chronologie, les données du contexte...;
- une analyse des causes directes et des causes profondes;
- une évaluation des conséquences potentielles et de l'impact sur la sûreté nucléaire;
- une identification des actions correctrices.

Sur base de l'évaluation et de l'analyse des événements, des actions correctrices au niveau technique, ou administratif, ou de la formation du personnel sont définies. La direction en assure l'implémentation dans un délai approprié afin de corriger la situation, de prévenir la répétition de l'événement, d'en mitiger les conséquences, et d'une manière générale de renforcer la sûreté nucléaire de l'installation.

11.4 - Documentation et système de gestion

Toute information ou donnée du programme de gestion du retour d'expérience (concernant l'exploitation en situation normale et en situation anormale ainsi que les événements) est systématiquement identifiée et enregistrée selon le processus en vigueur, de façon à permettre des recherches, études et analyses ultérieures aisées.

11.5 - Notification et diffusion des informations

Un processus est mis en place pour permettre à l'exploitant de notifier aux autorités tout événement significatif conformément à des modalités et critères définis.

Le personnel est activement encouragé à être attentif à toute situation ou événement inhabituel ou anormal et à en dresser rapport selon les critères et procédures en vigueur. Chaque membre du personnel est encouragé à rapporter les événements évités de peu ayant un impact potentiel sur la sûreté nucléaire de l'installation.

L'exploitant établit régulièrement un rapport récapitulatif des activités menées dans le cadre du programme de gestion du retour d'expérience. Ce rapport présente les événements internes et externes qui ont fait l'objet d'une analyse; les actions correctrices approuvées et l'état d'avancement de leur

implémentation. Pour les actions correctrices en cours, le rapport récapitulatif indique une échéance pour leur implémentation.

Un processus est mis en place afin que les résultats de la gestion du retour d'expérience soient utilisés dans le programme de formation du personnel concerné.

11.6 - Révision et amélioration continue de la gestion du retour d'expérience

L'exploitant examine périodiquement, par une évaluation indépendante, interne ou externe, et à l'aide de critères de performance, l'organisation de la gestion du retour d'expérience, l'application des procédures, ainsi que l'implémentation et l'efficacité des actions correctrices. Les améliorations nécessaires sont apportées à l'organisation et aux procédures sur base de ces évaluations.

Art. 12 . Maintenance, inspection en service et essais fonctionnels

12.1 - Principe

L'exploitant doit établir et mettre en oeuvre des programmes de maintenance, d'essais, de surveillance et d'inspection des structures, systèmes et composants importants pour la sûreté nucléaire. Ces programmes assurent que les niveaux de fiabilité et de disponibilité de toutes ces structures, systèmes et composants, restent en conformité avec les attentes de l'exploitant et les hypothèses et les objectifs de la conception pendant toute la durée de vie de l'installation. Ces programmes doivent tenir compte des limites et conditions d'exploitation ainsi que de toute autre prescription réglementaire applicable et doivent être réévalués à la lumière de l'expérience acquise.

Les programmes doivent comprendre des inspections et des essais périodiques de ces systèmes, structures et composants afin de déterminer s'ils sont acceptables pour la poursuite sûre de l'exploitation de l'installation ou si des mesures correctrices sont nécessaires.

12.2 - Etablissement et révision des programmes

La fréquence de la maintenance préventive, des essais, de la surveillance et de l'inspection de structures, systèmes et composants doit être déterminée en tenant compte de :

- (a) de l'importance pour la sûreté nucléaire de ces structures, systèmes et composants;
- (b) de leur fiabilité intrinsèque;
- (c) de leur potentialité estimée de dégradation;
- (d) de l'expérience d'exploitation et/ou du résultat de recherches;
- (e) des recommandations du constructeur;
- (f) des normes et codes en vigueur.

Les inspections en service des installations nucléaires doivent être effectuées à intervalles réguliers dont la durée doit être choisie sur la base d'hypothèses conservatives et suivant la réglementation applicable afin de veiller à ce que toute détérioration d'un composant important pour la sûreté nucléaire soit détectée avant qu'elle ne puisse conduire à un défaut ou une défaillance ayant une incidence sur la sûreté nucléaire.

Les données relatives à la maintenance, aux essais, à la surveillance et à l'inspection en service doivent être enregistrées, archivées et analysées afin de pouvoir vérifier que la performance des équipements est conforme aux hypothèses de la conception en ce qui concerne la disponibilité et la fiabilité du matériel.

Les tendances négatives dans la performance des équipements et les problèmes persistants ou récurrents seront identifiés. Leur impact sur la disponibilité et la fiabilité du système sera évalué et les causes profondes identifiées.

Les informations issues des programmes de maintenance et d'inspection doivent être utilisées pour évaluer et améliorer ces programmes. Les propositions de modification de ces programmes doivent être évaluées en regard de leurs effets sur la disponibilité et la fiabilité des systèmes, de leur impact sur la sûreté nucléaire ainsi que de leur conformité vis-à-vis des exigences applicables.

L'impact global d'un plan de maintenance sur la sûreté nucléaire de l'installation sera évalué.

12.3 - Implémentation

Les structures, systèmes et composants importants pour la sûreté nucléaire doivent être conçus pour être testés, entretenus, réparés ou contrôlés et inspectés périodiquement en termes d'intégrité et de capacité fonctionnelle tout au long de leur durée de vie sans risque excessif pour les travailleurs et sans réduction significative de la disponibilité du système. Lorsque de telles dispositions ne peuvent être respectées, des méthodes alternatives ou indirectes, démontrées et approuvées, doivent être disponibles et des précautions de sûreté adéquates doivent être appliquées afin de pallier d'éventuelles défaillances.

L'exploitant doit établir des procédures pour les tâches de maintenance, d'essai, de surveillance et d'inspection, qui ont une importance pour la sûreté nucléaire. Ces procédures doivent être établies, revues, validées, publiées et modifiées conformément au système de gestion.

Le système de contrôle des travaux doit garantir que du matériel de l'installation n'est retiré du service pour maintenance, essai, surveillance ou inspection que dans le respect des limites et conditions d'exploitation. Le système doit aussi prévoir qu'après la maintenance ou inspection, le matériel n'est pas remis en service avant vérification documentée de sa qualité et de sa configuration et, s'il y a lieu, réalisation des essais indispensables.

L'exploitant doit mettre sur pied un système de planification et de contrôle des travaux pour faire en sorte que les activités de maintenance, d'essai, de surveillance et d'inspection soient dûment autorisées, et effectuées conformément aux procédures établies.

Là où cela est pertinent, des critères d'acceptation relatifs à la maintenance, aux tests et aux tâches d'inspection et de surveillance, ainsi que les actions devant être entreprises si ces critères d'acceptation ne sont pas rencontrés, doivent être clairement spécifiés dans des procédures.

Les réparations de structures, systèmes et composants doivent être effectuées aussi rapidement que raisonnablement possible. Des priorités doivent être établies en tenant compte avant tout de l'importance de chaque structure, système ou composant défectueux pour la sûreté nucléaire.

Après tout événement anormal, l'exploitant doit revalider les fonctions de sûreté et l'intégrité fonctionnelle de tout composant ou système qui pourrait avoir souffert de l'événement. Les mesures nécessaires doivent comprendre des activités appropriées d'inspection, d'essai et de maintenance.

L'ensemble du matériel ainsi les méthodes d'inspections utilisées pour les examens et les tests doivent être de qualité. Les matériels doivent posséder une précision ainsi qu'une gamme de mesure appropriée, en conformité avec des standards reconnus.

Tous les composants ainsi que les accessoires d'un équipement de test doivent être en ordre de calibration avant d'être utilisés. Tous les équipements doivent être correctement identifiés dans les comptes-rendus de calibration, et la validité de l'étalonnage doit être régulièrement vérifiée par l'exploitant conformément à son système de gestion.

Tout procédé d'inspection en service est qualifié en fonction des exigences de domaine d'inspection, des méthodes de tests non destructifs, de détection de défauts, et d'efficacité exigée des inspections.

Quand une indication de défaut hors critères d'acceptation est mise en évidence sur un échantillon, des examens supplémentaires doivent être réalisés sur des échantillons similaires pouvant présenter le même problème. L'étendue de ces examens complémentaires doit être déterminée en fonction de la nature du défaut, du degré avec lequel il affecte la sûreté nucléaire de l'installation ou de ses composants, ainsi que de ses conséquences potentielles.

Section IV. - Vérification de la sûreté nucléaire

Art. 13 . Contenu et mise à jour du rapport de sûreté

13.1 - Objectifs du rapport de sûreté

Un rapport de sûreté est élaboré par l'exploitant dans le cadre du processus d'autorisation décrit dans le Règlement général. Il forme une partie importante de la base de l'autorisation de l'installation nucléaire et le fondement de l'exploitation sûre de celle-ci.

Le rapport de sûreté doit contenir des informations suffisamment précises sur l'installation et ses conditions de fonctionnement de telle façon que l'autorité de sûreté soit en mesure d'évaluer la sûreté nucléaire de l'installation sur base de celui-ci.

L'exploitant assure que l'installation, les opérations qui sont effectuées, le matériel, l'organisation, la qualification et la formation du personnel, le programme d'assurance de la qualité, les dispositifs et consignes de sûreté sont conformes au rapport de sûreté.

Le rapport de sûreté doit également servir de base à l'exploitant pour évaluer les incidences sur la sûreté nucléaire des modifications apportées à l'installation ou à des pratiques d'exploitation.

13.2 - Contenu du rapport de sûreté

Une directive technique de l'autorité de sûreté peut préciser le contenu détaillé du rapport de sûreté selon le type d'installation.

13.3 - Mise à jour du rapport de sûreté

L'exploitant établit une procédure pour la mise à jour du rapport de sûreté. Les responsabilités pour la révision du rapport de sûreté doivent être clairement attribuées. La mise à jour du rapport de sûreté est approuvée par l'autorité de sûreté.

Art. 14 . Révisions périodiques

14.1 - Objectifs des révisions périodiques de sûreté

En complément des études de sûreté nucléaire réalisées dans d'autres cadres, l'objectif d'une révision périodique est de réaliser une évaluation systématique de la sûreté nucléaire d'une installation, et plus particulièrement :

- de confirmer que l'installation est encore au moins aussi sûre qu'originellement acceptée ou qu'acceptée à l'issue de la révision périodique précédente, et de montrer qu'aucune dégradation de la sûreté nucléaire n'est restée sans action correctrice;
- d'établir l'état de l'installation et de son régime d'exploitation, avec une attention particulière aux structures, systèmes et composants susceptibles de se dégrader, dans le but d'identifier et d'évaluer tout facteur qui pourrait limiter l'exploitation sûre de l'installation jusqu'à la prochaine révision périodique ou sa fin de vie programmée;
- de justifier le niveau actuel de sûreté en regard des normes et pratiques actuelles, et d'identifier et de mettre en oeuvre des améliorations de sûreté là où cela est raisonnablement possible.

Sont pris notamment en compte, pour l'évaluation de sûreté :

- les évolutions intervenues au niveau des normes de sûreté nucléaire, de la technologie, de la recherche et développement, ainsi que de la réglementation internationale;
- le retour d'expérience et l'historique d'exploitation national et international;
- le vieillissement des installations;
- les modifications apportées à l'installation ayant une influence sur la sûreté nucléaire;
- les modifications intervenues dans la structure organisationnelle.

La révision périodique de sûreté doit couvrir tous les aspects de sûreté d'un établissement. Dans ce contexte, l'établissement est considéré comme l'ensemble des installations (systèmes, structures et composants) couvertes par l'autorisation de création et d'exploitation.

L'exploitant porte la responsabilité première de la révision périodique de sûreté.

14.2 - Méthodologie de la révision

La révision utilisera une méthode systématique et documentée prenant notamment en compte le principe de défense en profondeur, les évaluations déterministes et probabilistes de sûreté.

Les thèmes abordés par la révision sont clairement définis et justifiés. Ces thèmes sont définis suivant une méthodologie établie, à jour, systématique et documentée. La révision aborde d'une manière non exhaustive la liste des thèmes suivants :

- conception de l'installation et état actuel des systèmes, structures et composants, estimation de leur état jusqu'à la prochaine révision périodique;
- analyses de sûreté et leur utilisation;
- retour d'expérience durant la période écoulée et performance de sûreté;
- organisation;
- personnel et sa qualification;

- plan d'urgence;
- impact radiologique sur l'environnement.

Un rapport de synthèse est transmis à l'autorité de sûreté par l'exploitant. Ce rapport de synthèse comporte :

a) Pour chaque thème de sûreté pris en considération :

- i. L'identification des différences entre l'état actuel de l'installation et les règles et pratiques actuelles de sûreté nucléaire;
- ii. L'évaluation et la justification éventuelle de l'acceptabilité de ces différences

b) Une évaluation globale de la sûreté nucléaire, de laquelle découlent :

- i. Une liste d'actions correctrices et d'actions d'améliorations de sûreté à mettre en oeuvre;
- ii. Le planning détaillé de la mise en oeuvre de ces actions.

Cette évaluation de la sûreté nucléaire permet de se prononcer sur la poursuite de l'exploitation et sur l'acceptabilité des écarts subsistants par rapport au référentiel de sûreté après implémentation des actions correctrices et d'amélioration. Les interactions entre les thèmes de sûreté, les déficiences individuelles et les actions correctrices/d'amélioration, ainsi que les mesures compensatoires sont également considérés pour l'évaluation globale. L'évaluation globale montre dans quelle mesure les exigences de la sûreté nucléaire en matière de défense en profondeur sont rencontrées, en particulier pour les fonctions de sûreté fondamentales.

La documentation relative à la révision périodique doit être conservée par l'exploitant suivant les procédures d'assurance de la qualité en vigueur. Cette documentation contient les dernières versions acceptées des documents et l'information relative aux leçons tirées de la révision.

Art. 15 . Modifications

15.1 - Introduction

Quelle que soit la raison d'une modification, il convient d'être attentif à son impact sur la sûreté nucléaire de manière à garantir au moins le même niveau de sûreté qu'avant son implémentation.

Les changements suivants doivent être considérés comme des modifications :

- changements apportés à l'installation : changement de structures, systèmes et composants importants pour la sûreté nucléaire;
- remplacement d'un composant de l'installation si ce composant n'est pas remplacé par un composant de réserve identique ou par un composant dont une analyse de sûreté précédemment effectuée a démontré son caractère équivalent;
- changement d'un logiciel de processus ayant un impact sur la sûreté nucléaire;
- changement des limites et conditions d'exploitation;
- modification de la structure organisationnelle de l'exploitant décrite dans le rapport de sûreté.

L'exploitant doit mettre en place un système de gestion des modifications clair et précis, faisant partie du système de gestion intégré, afin de s'assurer que toutes les modifications sont conçues, contrôlées, vérifiées et implémentées de manière adéquate et que toutes les exigences de sûreté sont respectées. Pour les modifications ayant un impact significatif sur la sûreté nucléaire et selon le principe de classement repris à l'alinéa ci après, leur gestion doit traiter au moins les éléments suivants :

- raison et justification de la modification;
- étude de faisabilité et analyse de sûreté de la modification;
- conception de la modification et, si nécessaire, une revue par un organisme indépendant et/ou l'approbation par les autorités de sûreté;
- construction, installation, essais et réception de la modification;
- adaptation de la documentation et du rapport de sûreté;
- formation des opérateurs et du personnel concerné.

La gestion des modifications doit prévoir et décrire des critères appropriés afin de classer et de traiter les modifications selon une approche graduée en fonction de leur impact sur la sûreté nucléaire.

15.2 - Responsabilités

L'exploitant reste en tout temps responsable de l'impact des modifications sur la sûreté nucléaire, ainsi que de leur déclaration aux autorités de sûreté en vue de leur évaluation et approbation éventuelles.

15.3 - Etude de sûreté de la modification

Une évaluation de sûreté doit être effectuée avant chaque modification afin d'en déterminer toutes les conséquences potentielles sur la sûreté nucléaire. Le résultat de cette évaluation doit permettre d'appliquer le principe de classement visé au dernier alinéa de l'article 15.1.

Une analyse approfondie et détaillée doit être réalisée. Sa portée et son degré de détail sont déterminés par les résultats de l'évaluation de sûreté. Il est possible de renoncer à cette analyse de sûreté approfondie seulement lorsque la première évaluation de sûreté démontre l'absence d'impact significatif de la modification sur la sûreté nucléaire.

L'analyse de sûreté approfondie doit démontrer que tous les aspects de la sûreté nucléaire ont été considérés. Les études de sûreté qui en découlent doivent satisfaire à toutes les exigences techniques et les prescriptions de sûreté.

Les évaluations et analyses de sûreté de la modification doivent être réalisées par du personnel qualifié en la matière.

Une revue indépendante, interne ou externe, organisée par l'exploitant, de la modification (portée, impact sur la sûreté nucléaire, conséquences de la modification; y inclus les études justificatives) doit être réalisée par des personnes qui présentent une expertise suffisante et qui ne sont pas directement impliquées dans la conception ou l'exécution de la modification.

15.4 - Exécution de la modification

La modification, y compris les essais nécessaires, doit être exécutée selon les procédures de travail, de qualité et d'essai établies.

Les conséquences de la modification sur les procédures ou sur la formation (y compris, le cas échéant, la formation sur simulateur) doivent être examinées et les mises à jour nécessaires doivent être effectuées.

Le personnel dont les activités sont impactées par une modification à l'organisation ou à l'installation doit avoir une connaissance suffisante de celle-ci pour continuer son activité.

Avant de pouvoir mettre en service une modification, les documents nécessaires pour l'exploitation en sûreté doivent avoir été adaptés.

15.5 - Modifications temporaires

Les modifications temporaires sont des modifications apportées pour une durée limitée préalablement déterminée.

Un processus équivalent à celui des modifications permanentes doit être suivi pour les modifications temporaires.

Les modifications temporaires doivent en tout temps être clairement identifiées à chaque endroit où elles s'appliquent et à chaque point de contrôle pertinent (tout point de contrôle important du système modifié ainsi que tout aspect administratif relatif au système qui a fait l'objet d'une modification temporaire). Le personnel concerné doit être clairement informé des modifications temporaires et de leur impact sur le fonctionnement de l'installation.

Le nombre de modifications temporaires simultanées doit être minimisé.

L'exploitant doit procéder à une évaluation régulière des modifications temporaires en place afin de vérifier si elles sont encore nécessaires et si les procédures, instructions, plans, etc. associés à cette modification temporaire sont toujours valides.

Section V . - Préparation à l'urgence

Art. 16 . Plan Interne d'urgence

16.1 - Objectif

L'exploitant doit prévoir et mettre en place des dispositions pour répondre efficacement à des événements nécessitant des mesures de protection sur place afin de :

- (a) reprendre le contrôle de toute situation d'urgence se présentant sur son site, y compris les situations présentant une combinaison de risques non radiologiques et radiologiques;
- (b) prévenir l'extension ou atténuer les conséquences sur place d'une situation d'urgence; et
- (c) coopérer avec les organisations externes, dans le but de prévenir ou atténuer les conséquences néfastes pour l'environnement, la santé des travailleurs et du public.

16.2 - Préparation et plan interne d'urgence

Sans préjudice des articles 22 à 25 de l'arrêté royal du 27 mars 1998 relatif à la politique du bien-être des travailleurs lors de l'exécution de leur travail, l'exploitant doit préparer un plan interne d'urgence et mettre en place une organisation appropriée en assignant clairement l'autorité et les responsabilités; et prévoir des dispositions pour la coordination des activités sur le site et la coopération avec les organisations externes durant toutes les phases d'une situation d'urgence. Ce plan interne d'urgence identifie les personnes qui sont autorisées à mettre en oeuvre les mesures définies dans le plan d'urgence, permet l'allocation des fonctions et des responsabilités, et assigne les tâches des différents responsables et équipe(s) d'intervention

Conformément aux dispositions de l'arrêté royal du 17 octobre 2003 portant fixation du plan d'urgence nucléaire et radiologique pour le territoire Belge, l'exploitant est tenu de prendre toutes les mesures de sauvegarde requises pour assurer la sécurité des personnes et des biens sur site et en dehors de l'installation accidentée. L'exploitant veille également à circonscrire l'accident et à remettre dans les meilleurs délais l'installation en situation sûre. En matière radiologique, cette protection comprend la prise de mesures de regroupement, d'évacuation, de décontamination, de transfert vers des centres hospitaliers spécialisés ainsi que les mesures à caractère médical que la situation nécessite.

Le plan interne d'urgence doit être établi sur base d'une analyse des événements et situations raisonnablement prévisibles qui peuvent nécessiter la mise en oeuvre d'actions protectives sur site ou hors site. La structure du plan interne d'urgence est évolutive et suffisamment souple pour s'adapter aux besoins réels requis par la situation en vigueur. Ce plan doit également pouvoir s'adapter à une situation accidentelle grave même si celle-ci semble improbable.

L'exploitant prend des dispositions afin d'assurer :

- (a) la détection rapide et la classification des situations d'urgence,
- (b) l'alerte sur site, la mobilisation rapide du personnel d'intervention et l'accompagnement des services de secours externes,
- (c) la sécurité de toutes les personnes présentes sur le site, y compris celle du personnel d'intervention,
- (d) la communication aux autorités et au public de la situation sur site, comprenant la notification rapide et l'ensemble de l'information nécessaire ultérieure,
- (e) l'évaluation de la situation d'un point de vue technique et radiologique (sur le site et autour du site),
- (f) l'évaluation des rejets radioactifs,
- (g) les premiers secours et le traitement sur site d'un nombre limité de victimes,
- (h) le contrôle, la réparation ou la remise en situation sûre des installations.

16.3 - Organisation

L'exploitant doit disposer en permanence sur site du personnel avec l'autorité et les responsabilités suffisantes pour pouvoir prendre sans délai les mesures urgentes appropriées sur site.

Du personnel qualifié en nombre suffisant doit être disponible en permanence afin que les postes nécessaires puissent être rapidement occupés après la déclaration et la notification d'une situation d'urgence.

Des dispositions doivent être prévues pour obtenir rapidement l'appui d'équipes préparées à intervenir pour atténuer les conséquences d'une situation d'urgence.

Des dispositions doivent être prévues afin de pouvoir transmettre l'alerte au plus vite aux autorités compétentes et aux services d'intervention externes.

16.4 - Infrastructure

Des infrastructures d'urgence adéquates doivent être prévues afin de réagir aux événements suivant l'article 16.2, alinéa 4.

Ces infrastructures d'urgence doivent être convenablement situées et/ou protégées pour permettre de maîtriser l'exposition des membres des équipes présentes. Les mesures appropriées doivent être prises pour protéger les personnes qui occupent ces infrastructures d'urgence pour un temps suffisamment long contre les dangers résultant d'accidents. Cette disposition impose que ces infrastructures d'urgence soient éloignées des lieux pouvant être endommagés ou exposés à des radiations. Si nécessaire, des dispositions de conditionnement d'air et de contrôle continu du rayonnement ambiant peuvent être requises.

Ces infrastructures d'urgence, comprennent un ou plusieurs centres de coordination, distinct(s) de la salle de commande, pour la gestion de crise sur site. Il faut pouvoir y disposer d'informations sur les paramètres importants de l'installation et sur la situation radiologique sur site et dans ses environs immédiats.

Les instruments, les outils, le matériel, la documentation et les systèmes de communication à utiliser dans les situations d'urgence doivent être maintenus disponibles dans des conditions telles qu'ils ne risquent pas d'être endommagés ou rendus inaccessibles par les accidents postulés. Ils doivent être testés suffisamment fréquemment afin de vérifier leur bon état de fonctionnement.

16.5 - Formation, entraînement et exercices.

Tout le personnel et les autres personnes se trouvant sur site doivent être informés des dispositions visant à les avertir d'une situation d'urgence et des actions à prendre lors d'un tel avertissement.

Des dispositions doivent être prévues afin d'identifier les connaissances, compétences et les capacités nécessaires au personnel requis pour exécuter des fonctions d'intervention.

Des dispositions doivent être prévues pour s'assurer que le personnel affecté au plan interne d'urgence ait rempli ses obligations de formation afin qu'il puisse s'acquitter des fonctions d'intervention qui lui sont attribuées. En complément de la formation initiale, des recyclages à intervalles réguliers doivent être prévus.

Le plan interne d'urgence doit faire l'objet d'exercices, à une fréquence au moins annuelle. Certains de ces exercices sont intégrés et s'effectuent avec la participation du plus grand nombre possible d'organismes externes concernés.

Les exercices de plan interne d'urgence doivent être évalués d'une manière systématique. Les dispositions de préparation à l'urgence ainsi que le plan doivent être revus et mis à jour à la lumière de l'expérience acquise.

Art. 17 . Protection contre les incendies d'origine interne

17.1 - Stratégie de protection contre les incendies d'origine interne

Une stratégie, maintenue à jour, de lutte contre l'incendie doit être développée et faire l'objet d'un programme de formation, pour chaque endroit où un incendie peut affecter des équipements importants pour la sûreté nucléaire, ou dans lequel se trouvent des matières radioactives.

17.2 - Principes de base de conception

Les structures, systèmes et composants importants pour la sûreté nucléaire doivent être conçus et disposés de manière à minimiser la probabilité et les effets d'incendies.

Les structures, systèmes et composants importants pour la sûreté nucléaire doivent être placés dans des bâtiments possédant une résistance au feu adéquate et une subdivision en compartiments, justifiées par l'analyse de risques incendie.

Les bâtiments qui abritent des équipements importants pour la sûreté nucléaire sont subdivisés en compartiments qui séparent les charges calorifiques des équipements importants pour la sûreté nucléaire, et qui isolent effectivement les systèmes redondants l'un de l'autre. Quand l'approche par compartimentage n'est pas possible, la protection doit être assurée par une combinaison, justifiée par l'analyse de risque incendie, entre des moyens de protection actifs et passifs.

Concernant les bâtiments contenant des matières radioactives pour lesquels il existe un risque de relâchements radioactifs en cas d'incendie, des mesures appropriées doivent être prises à la conception dans le but de minimiser ces éventuels relâchements.

Des itinéraires sûrs d'accès et d'évacuation pour le personnel d'intervention et pour le personnel d'exploitation doivent être disponibles.

17.3 - Analyse de risque incendie

Une analyse déterministe de risque incendie doit être effectuée pour chaque installation dans le but de démontrer que :

- les objectifs en matière de protection incendie, suivant les principes précités, sont rencontrés,
- les dispositifs de protection incendie ont été conçus de manière adéquate,
- toutes les dispositions administratives nécessaires ont été correctement identifiées.

L'analyse de risque incendie doit être réactualisée tout au long de la durée de vie de l'installation.

L'analyse de risque incendie déterministe couvre au minimum :

- pour les états opérationnels et d'arrêt normaux de l'installation, un départ d'incendie et sa propagation dans tous les endroits où peuvent se trouver des matières combustibles d'une manière transitoire ou permanente;
- la prise en compte des combinaisons crédibles d'un incendie et d'événements initiateurs postulés susceptibles de se produire indépendamment d'un incendie.

L'analyse de risque incendie démontre comment les conséquences possibles d'un incendie et du fonctionnement des moyens d'extinction ont été pris en compte.

17.4 - Systèmes de protection anti-incendie.

Chaque compartiment doit être équipé de systèmes de détection d'incendie et d'alarmes appropriés. Le système de détection d'incendie doit reporter l'alarme au personnel de la salle de commande au moyen de signaux sonores et visuels. Il doit pouvoir indiquer la localisation précise (au niveau du compartiment ou de la cellule incendie) de l'évènement. Les systèmes de détection et d'alarme doivent être secourus au moyen d'alimentations non interruptibles afin qu'ils puissent garder leur fonctionnalité en cas de perte de l'alimentation électrique normale. Ils doivent être équipés de câbles électriques possédant une résistance au feu adéquate.

Des systèmes d'extinction fixes et/ou mobiles, manuels et/ou automatiques doivent être installés. Ils doivent être conçus et installés de telle manière que leur fonctionnement tant en cas d'incendie réel que, leur fonctionnement intempestif ou leur mise en route par inadvertance ou leur défaillance ne mette pas en cause la capacité des structures, systèmes et composants à remplir leurs fonctions de sûreté.

Les systèmes de ventilation doivent être conçus de manière à ce que le compartimentage puisse réaliser son objectif de ségrégation en cas d'incendie.

Les parties de systèmes de ventilation d'un compartiment (gainés de connexion, batteries de ventilateurs, filtres) qui sont situées à l'extérieur de ce compartiment de feu doivent avoir la même résistance au feu que le compartiment ou doivent pouvoir s'en isoler par des clapets coupe-feu possédant une résistance au feu adéquate.

En cohérence avec l'analyse de risques, des mesures doivent être prises de manière à éviter que le dégagement de fumées corrosives suite à un incendie mette en cause la capacité des structures, systèmes et composants importants pour la sûreté nucléaire à remplir leurs fonctions de sûreté.

17.5 - Contrôles administratifs et maintenance

Des procédures doivent être établies dans le but de garantir que la quantité de matières combustibles (la charge calorifique) et le nombre de sources d'ignition sont contrôlés et minimisés dans les zones contenant des équipements importants pour la sûreté nucléaire et dans les zones adjacentes où un incendie peut induire un risque d'exposition au feu d'équipements importants pour la sûreté nucléaire.

Dans le but de garantir l'efficacité des mesures de protection incendie pendant toute la durée de vie opérationnelle de l'installation, des procédures d'inspection, de maintenance et de tests doivent être établies et mises en oeuvre. Elles doivent vérifier l'intégrité des barrières et la disponibilité des dispositifs installés pour détecter, éteindre les incendies et limiter leurs effets.

17.6 - Organisation de la lutte anti-incendie

Lorsque la capacité de lutte contre l'incendie repose sur du personnel extérieur au site, il doit exister une coordination adéquate entre le personnel de l'établissement et le groupe d'intervention extérieur afin de s'assurer que ce dernier est au courant des risques de l'établissement.

La lutte anti-incendie doit faire l'objet d'exercices à une fréquence au moins annuelle, avec le personnel extérieur au site lorsque la capacité de lutte contre l'incendie repose sur celui-ci.

L'organisation du service d'incendie composé de personnel du site requis pour intervenir dans la lutte contre l'incendie, sa dotation en personnel, l'équipement et la formation doivent être documentés, et leur adéquation confirmée par une personne compétente en la matière.

CHAPITRE 3. - Prescriptions de sûreté spécifiques

aux réacteurs de puissance

Section I re. - Gestion de la sûreté nucléaire

Art. 18 . Système de gestion

Une entité organisationnelle, ayant la responsabilité de conduire des évaluations indépendantes doit être établie au sein de l'organisation de l'exploitant, et investie de l'autorité correspondante.

Art. 19 . Formation et habilitation du personnel

Les opérateurs de la salle de commande des unités nucléaires doivent suivre une formation sur un simulateur représentatif, notamment afin d'acquérir une aptitude pratique à l'utilisation des procédures en opération normale et en conditions accidentelles. Le simulateur doit être pourvu de logiciels simulant le fonctionnement normal, les incidents d'exploitation prévus ainsi qu'une gamme appropriée de conditions accidentelles.

Les opérateurs de la salle de commande doivent suivre une formation initiale et effectuer une réactualisation annuelle sur un tel simulateur. La formation annuelle de réactualisation sur simulateur dure au moins cinq jours.

La formation de réactualisation annuelle des opérateurs de la salle de commande porte notamment sur les sujets suivants :

- la conduite de la centrale, tant pour les états de fonctionnement normal, que pour des incidents de fonctionnement prévus et pour des accidents sélectionnés;
- le travail en équipe de quart;
- les retours d'expérience d'exploitation et les modifications aux installations et procédures.

Le personnel de maintenance et de support technique, y compris celui des sous-traitants, doit recevoir un apprentissage pratique si possible sur des maquettes ou composants réels dans des installations de formation ou laboratoires, afin de lui permettre d'être familier avec les exigences de sûreté spécifiques des tâches qui ne peuvent pas être répétées sur les équipements installés.

Les opérateurs de la salle de commande en charge de la conduite et des changements d'état de la centrale doit posséder une habilitation valide pour un terme défini. Des critères documentés pour l'obtention de cette autorisation sont utilisés pour l'évaluation de la compétence et de l'aptitude des individus. L'exploitant doit établir des procédures pour l'obtention de cette autorisation et pour son renouvellement à l'expiration du terme.

Section II. - Conception

Art. 20 . Base de conception des réacteurs existants

20.1 - Stratégie de la sûreté

En application du concept général de défense en profondeur, la conception doit prévoir des barrières physiques multiples pour s'opposer au relâchement incontrôlé de matières radioactives dans l'environnement ainsi qu'une protection adéquate de ces barrières.

Pour se conformer au concept général de défense en profondeur, la conception doit être de nature à empêcher, dans la mesure du possible :

- (a) que l'intégrité des barrières physiques ne soit mise en danger;
- (b) qu'une barrière cède lorsqu'elle est sollicitée;
- (c) que la défaillance d'une barrière entraîne celle d'une autre barrière.

20.2 - Fonctions de Sûreté

Il faut que les fonctions de sûreté fondamentales ci-après soient remplies dans les conditions de fonctionnement normales, lors d'incidents de fonctionnement prévus et à la suite d'un accident de dimensionnement :

- (a) maîtrise de la réactivité;
- (b) évacuation de la chaleur du coeur; et
- (c) confinement des matières radioactives.

20.3 - Evénements de base de conception

Des événements d'origine interne sont à prendre en considération dans la conception de la centrale. Ils comprennent des événements tels que :

- les défaillances d'équipements,
- les accidents de perte de réfrigérant primaire (LOCA),
- les erreurs humaines,
- d'autres risques tels qu'incendie, explosions, inondations d'origine interne, ainsi que les événements qui en découlent.

La liste d'événements d'origine interne est adaptée au type de la centrale et approuvée par l'autorité de sûreté.

Parmi les événements d'origine externe à prendre en considération figurent au minimum les événements d'origine naturelle caractéristiques du site, tels que :

- les charges exercées par le vent,
- les températures atmosphériques extrêmes,
- les températures extrêmes de l'eau de refroidissement et le risque de formation de glace,
- les pluies et chutes de neige extrêmes,
- les inondations externes,

- les séismes,

ainsi que les événements résultant d'activités humaines tels que :

- les chutes d'aéronefs;

- les risques découlant des transports et des activités industrielles de proximité pouvant, de manière plausible, causer des incendies, explosions, et autres menaces qui pourraient mettre en péril la sûreté des installations nucléaires.

20.4 - Combinaisons d'évènements

Les combinaisons crédibles d'événements isolés indépendants à caractère aléatoire qui pourraient entraîner des incidents de fonctionnement prévus ou des accidents doivent être identifiées et prises en compte à la conception. Des jugements d'expert ainsi que des méthodes probabilistes peuvent être utilisés pour la sélection des combinaisons d'évènements à prendre en compte.

20.5 - Définition et application de critères d'acceptation techniques

Il faut déterminer les différents états de la centrale et les événements initiateurs postulés correspondants, et les grouper en un nombre restreint de catégories selon leur probabilité d'occurrence. Chaque catégorie doit être assortie de critères d'acceptation tenant compte de l'exigence selon laquelle les événements fréquents ne doivent avoir que des conséquences radiologiques mineures ou nulles et que les événements susceptibles d'entraîner des conséquences graves doivent avoir une probabilité d'occurrence très faible.

Des critères de protection de l'intégrité du combustible (température maximale, flux thermique critique, ...) doivent être spécifiés. De plus, un critère d'endommagement maximum du combustible doit être spécifié pour chaque accident de dimensionnement.

Des critères de protection de l'intégrité du circuit primaire doivent être spécifiés, notamment la pression et la température maximales, les transitoires thermohydrauliques admissibles.

Des critères similaires doivent être spécifiés pour le circuit secondaire, là où cela est applicable.

Des critères tels que températures, pressions et taux de fuites maximaux doivent également être spécifiés pour la protection de l'intégrité de l'enceinte de confinement.

20.6 - Démonstration de conservatisme et de marges raisonnables

Les conditions initiales et conditions aux limites doivent être définies avec conservatisme dans le cadre des démonstrations de sûreté. Lors de l'analyse des événements initiateurs postulés on prendra en compte la défaillance unique la plus pénalisante - et les défaillances qui en découlent - pouvant survenir à n'importe quel composant d'un système de sûreté devant répondre à l'événement, au moment et dans la configuration les plus défavorables. Cependant, il n'est pas requis de supposer la défaillance d'un composant passif dans la mesure où il est démontré qu'une défaillance de ce composant est très improbable et que sa fonction n'est pas affectée par l'évènement initiateur postulé.

Seuls les systèmes de sûreté sont pris en compte pour assurer une fonction de sûreté. Les systèmes non dédiés à la sûreté nucléaire sont pris en compte dans la mesure où leur fonctionnement aggrave les effets de l'évènement initiateur.

Lors de l'évaluation des accidents de conception, il est considéré, de manière aggravante, que la grappe de contrôle la plus anti-réactive reste bloquée hors du coeur.

Les systèmes de sûreté sont supposés fonctionner à leur niveau de performance le plus pénalisant en regard de l'évènement initiateur.

Toute défaillance consécutive à un évènement initiateur postulé doit être considérée comme faisant partie de l'évènement initiateur postulé original.

L'impact des incertitudes pouvant, dans certaines circonstances, affecter d'une manière significative les résultats doit être examiné dans l'analyse des accidents de dimensionnement.

20.7 - Conception des fonctions de sûreté

20.7.1 - Généralités

L'activation et la mise en oeuvre de fonctions de sûreté doit être accomplie par des moyens passifs ou des systèmes automatisés, de telle sorte que l'action d'un opérateur ne soit pas nécessaire pendant 30 minutes après l'évènement initiateur. Toute action d'opérateur requise par la conception dans les 30 minutes après l'évènement initiateur doit être justifiée et assistée par des procédures qui sont répétées sur simulateur.

20.7.2 - Fonctions de mise à l'arrêt du réacteur.

Des moyens doivent être prévus afin d'assurer la possibilité de mettre et maintenir le réacteur à l'arrêt. Les moyens de mise à l'arrêt de réacteur doivent comprendre au moins deux systèmes diversifiés.

L'un au moins des deux systèmes doit être capable à lui seul, de ramener rapidement le réacteur dans un état sous-critique avec une marge adéquate en tenant compte d'une défaillance unique, et ce à partir des différents états de fonctionnement et lors d'accidents de dimensionnement.

20.7.3 - Fonctions d'évacuation de la chaleur résiduelle

Des moyens d'évacuation de la chaleur résiduelle du coeur à l'arrêt, pendant et après des incidents de fonctionnement prévus ou en conditions accidentelles doivent être prévus, tenant compte d'une défaillance unique et de la perte du réseau externe.

20.7.4 - Fonctions de confinement

Il faut prévoir un confinement de façon qu'un rejet éventuel de matières radioactives dans l'environnement lors d'un accident de dimensionnement, reste inférieur aux limites prescrites. Ce système peut, selon les prescriptions de conception, comprendre :

- a) des structures étanches contenant le circuit primaire;
- b) des systèmes associés pour la maîtrise des pressions et des températures;
- c) des dispositifs pour l'isolement, la gestion et la rétention ou l'élimination des produits de fission, de l'hydrogène, de l'oxygène et des autres substances qui pourraient être relâchées dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement.

Toute tuyauterie connectée au circuit primaire qui traverse l'enceinte ou qui communique directement avec l'atmosphère de l'enceinte de confinement doit pouvoir être isolée automatiquement et de

manière fiable en cas d'accident de dimensionnement pendant lequel l'étanchéité de l'enceinte de confinement est essentielle afin d'empêcher le relâchement dans l'environnement de rejets radioactifs qui soient supérieurs aux limites prescrites. Ces tuyauteries doivent être munies d'au moins deux dispositifs d'isolement adéquats placés en série et chaque dispositif doit pouvoir manoeuvrer de façon fiable et indépendante. Les dispositifs d'isolement doivent être situés aussi près que possible de l'enceinte de confinement.

Toute tuyauterie qui traverse l'enceinte de confinement, qui n'est pas connectée au circuit primaire et qui ne communique pas directement avec l'atmosphère de l'enceinte doit être munie d'au moins un dispositif d'isolement adéquat. Cet équipement doit être situé à l'extérieur de l'enceinte et aussi près que possible de celle-ci.

20.8 - Instrumentation et systèmes de contrôle

20.8.1 - Généralités

Une instrumentation doit permettre de mesurer les principaux paramètres qui peuvent influencer sur le processus de fission, sur l'intégrité du coeur du réacteur, sur les systèmes de refroidissement du réacteur et sur l'enceinte de confinement. Cette instrumentation doit fournir les informations requises pour exploiter la centrale de manière fiable et sûre. Il faut prévoir des enregistrements automatiques des mesures de tous les paramètres dérivés qui sont importants pour la sûreté nucléaire.

L'instrumentation doit permettre de mesurer de manière adéquate les paramètres de la centrale liés aux différents états de la centrale. A cette fin, elle doit être conçue et qualifiée pour les conditions de service correspondant à ces états.

20.8.2 - Salle de commande

Il faut prévoir une salle de commande d'où la centrale peut être conduite de manière sûre dans tous ses domaines de fonctionnement, et d'où des mesures peuvent être prises pour maintenir la centrale dans un état sûr ou la ramener dans un tel état après le déclenchement d'incidents de fonctionnement prévus et d'accidents de dimensionnement.

Des dispositifs doivent être prévus pour donner des indications visuelles et, s'il y a lieu, acoustiques sur les conditions de fonctionnement et les processus d'exploitation qui se seraient écartés de la normale et qui pourraient affecter la sûreté nucléaire. La conception de la salle de commande doit prendre en compte les principes d'ergonomie. En outre, des informations appropriées doivent permettre à l'opérateur de surveiller les effets des actions automatiques.

Une attention particulière doit être accordée à l'identification des événements d'origine interne et externe à la salle de commande qui peuvent constituer une menace directe pour la poursuite de son utilisation. Des mesures raisonnables doivent être prévues à la conception afin de minimiser les effets de ces événements.

Un système d'instrumentation et de contrôle commande suffisant doit être disponible, de préférence en un point unique (salle de commande de repli) physiquement et électriquement séparé de la salle de commande, afin que l'on puisse mettre et maintenir le réacteur à l'arrêt, évacuer la chaleur résiduelle et surveiller les variables essentielles de la centrale au cas où il ne serait plus possible d'assurer ces fonctions de sûreté essentielles depuis la salle de commande.

20.8.3 - Système de protection

Le système de protection doit être conçu de manière à présenter une fiabilité fonctionnelle en rapport avec l'importance de la (des) fonction(s) de sûreté à remplir. La redondance et l'indépendance prévues à la conception du système de protection doivent être suffisantes pour assurer au moins :

- (1) qu'aucune défaillance unique n'entraîne la perte de la fonction de protection; et
- (2) que la mise hors service d'un composant ou d'une voie quelconque n'entraîne pas la perte de la redondance minimum requise.

Le système de protection doit être conçu de manière à permettre de procéder à des essais de son fonctionnement pendant le fonctionnement de la centrale. La conception doit permettre de tester en fonctionnement tous les aspects d'une fonctionnalité, depuis le capteur jusqu'au signal d'entrée dans l'actionneur final. Des exceptions doivent être justifiées.

La conception doit être de nature à réduire le plus possible la probabilité qu'une action de l'opérateur ne rende le système de protection inopérant en exploitation normale et lors d'incidents de fonctionnement prévus, mais elle ne peut pas empêcher les opérateurs de prendre les actions correctes nécessaires pour la gestion d'accidents de dimensionnement.

Les systèmes informatisés utilisés dans le système de protection doivent satisfaire, lors de leur mise en oeuvre, aux dispositions suivantes :

- (1) le matériel et le logiciel doivent être de la plus haute qualité possible et correspondre aux meilleures pratiques disponibles;
- (2) l'ensemble du processus de développement, y compris le contrôle, les essais et la mise en service des modifications de la conception, doit être consigné systématiquement dans des documents afin de pouvoir être audité;
- (3) afin de confirmer que l'on peut avoir confiance dans la fiabilité des systèmes informatisés, ces systèmes seront évalués par des spécialistes indépendants des concepteurs et des fournisseurs; et
- (4) lorsque l'intégrité requise du système ne peut pas être démontrée avec un degré de confiance suffisant, il faut prévoir une diversification des moyens permettant d'assurer les fonctions de protection.

20.8.4 - Alimentation de secours

Les systèmes et composants importants pour la sûreté nucléaire doivent pouvoir être alimentés par une alimentation électrique de secours. Cette alimentation doit être capable de fournir l'énergie nécessaire dans toutes les conditions de fonctionnement ou lors d'un accident de dimensionnement, et dans l'hypothèse d'une défaillance unique et d'une perte simultanée du réseau externe.

20.9 - Revue des bases de conception

Les bases de conception de la centrale seront revues de façon régulière et quand cela s'avère opportun suite à un retour d'expérience ou suite à toute nouvelle information significative pour la sûreté nucléaire. Les révisions périodiques de sûreté sont complémentaires à cette activité. Des méthodes déterministes et probabilistes sont utilisées pour identifier les besoins et opportunités d'amélioration de la sûreté nucléaire. Les modifications et mesures pratiques d'amélioration sont mises en oeuvre là où cela est raisonnablement faisable.

Art. 21 . Extension de la conception des réacteurs

21.1 - Objectif

L'analyse de l'extension de la conception doit examiner la performance de la centrale en situations accidentelles non prises en compte lors de la conception (hors dimensionnement), y compris une sélection d'accidents graves. Ces événements sont analysés dans le but de minimiser, autant que raisonnablement faisable, les relâchements radioactifs dommageables pour le public et l'environnement, même pour les événements ayant une très faible probabilité d'occurrence.

Les notions suivantes sont utilisées :

- Accident de dimensionnement (Design Basis Accident) : circonstances accidentelles considérées lors de la conception de la centrale nucléaire, lors desquelles les dégâts occasionnés au combustible et le relâchement de matières radioactives ne dépassent pas les limites autorisées.
- Accident hors dimensionnement ou hors conception (Beyond Design Basis Accident) : circonstances accidentelles plus sévères que celles des accidents de dimensionnement.
- Accident grave (Severe Accident) : circonstances accidentelles hors dimensionnement avec endommagement du coeur du réacteur.

21.2 - Sélection et analyse d'accidents hors dimensionnement

Il faut identifier et revoir périodiquement, autant sur base de méthodes probabilistes et déterministes que sur base de jugements techniques, les séquences accidentelles hors dimensionnement afin de déterminer celles pour lesquelles des mesures de prévention ou d'atténuation raisonnablement applicables peuvent être identifiées et mises en oeuvre.

La liste des accidents hors dimensionnement à considérer est approuvée par l'autorité de sûreté.

L'analyse des séquences accidentelles hors dimensionnement peut se fonder sur des hypothèses réalistes et sur la base de critères d'acceptation modifiés (moins conservatifs que les critères utilisés pour les accidents de dimensionnement).

21.3 - Instrumentation pour la gestion des accidents hors dimensionnement.

Dans le but de pouvoir gérer les accidents hors dimensionnement suivant les procédures et guides établis, il doit exister une instrumentation qui soit utilisable dans les conditions de service correspondantes.

L'information nécessaire à la gestion de ces accidents issue de cette instrumentation est présente, aussi bien dans la salle de commande principale que dans une salle de commande/poste supplémentaire séparé, de manière à pouvoir gérer l'accident à l'aide des procédures et guides de gestion.

21.4 - Protection de l'enceinte de confinement contre certains accidents hors dimensionnement

La fonction de confinement de l'enceinte lors d'une séquence accidentelle hors dimensionnement doit être préservée autant que possible, en particulier :

- L'isolement de l'enceinte de confinement doit rester possible. Si un événement conduit à un bypass de l'enceinte, les conséquences doivent en être atténuées.

- L'étanchéité de l'enceinte de confinement ne peut pas se dégrader significativement pendant un laps de temps raisonnable après un accident grave.
- La température et la pression à l'intérieur de l'enceinte de confinement doivent être gérées lors d'un accident grave.
- Les gaz combustibles doivent être gérés lors d'un accident grave.
- L'enceinte de confinement doit être protégée contre la surpression pouvant exister lors d'un accident grave.
- Les scénarios de fusion du cœur à haute pression dans le circuit primaire doivent être évités.
- La dégradation du confinement par le cœur en fusion doit pouvoir être évitée ou atténuée autant que faire se peut.

Art. 22 . Classement des structures, systèmes et composants

Des interfaces doivent être prévues entre les structures, systèmes et composants des différentes classes afin que toute défaillance de structures, de systèmes et de composants appartenant à une classe inférieure ne se propage pas à un système rangé dans une classe supérieure.

Section III. - Exploitation

Art. 23 . Limites et conditions d'exploitation

Les limites et conditions d'exploitation doivent contenir des prescriptions pour les divers états opérationnels de la centrale, incluant le démarrage et la montée en puissance, la production d'énergie, l'arrêt, et rechargements en combustible

Les limites et conditions d'exploitation doivent être aisément accessibles au personnel de la salle de commande. Elles doivent être aisément compréhensibles et leur forme doit être adaptée à l'usage des opérateurs.

Les opérateurs de la salle de commande doivent posséder une connaissance approfondie des limites et conditions d'exploitation et de leur base technique.

Le personnel d'encadrement concerné doit connaître l'esprit et le contenu des limites et conditions d'exploitation, afin que les décisions d'exploitation soient prises par des personnes comprenant l'importance des limites et conditions d'exploitation pour la sûreté nucléaire.

Le personnel requis pour prendre en charge les différents états opérationnels doit être spécifié dans les limites et conditions d'exploitation et sera suffisant pour mettre en application les procédures d'urgence nécessaires éventuelles. Le personnel minimum requis en salle de commande doit notamment être précisé, ainsi que les qualifications nécessaires pour exercer ses fonctions.

Art. 24 . Gestion du vieillissement

L'exploitant doit disposer d'un programme de gestion du vieillissement lui permettant d'identifier les mécanismes, de déterminer les conséquences possibles et de limiter les principaux effets du vieillissement des structures, systèmes et composants importants pour la sûreté nucléaire. L'exploitant est donc tenu de déterminer les activités nécessaires afin de maintenir la disponibilité des fonctions de sûreté et la fiabilité de ces structures, systèmes et composants tout au long de leur durée de vie.

Le programme de gestion du vieillissement tient compte des conditions de service, des cycles de charge, des processus de maintenance, de la durée en service, de la stratégie de tests et de remplacements auxquels ont été soumis les systèmes, structures et composants sélectionnés.

Les principaux systèmes, structures et composants (en particulier la cuve du réacteur, les générateurs de vapeur, le pressuriseur, le circuit primaire et l'enceinte de confinement) doivent être suivis de manière à pouvoir détecter à temps les effets de vieillissement et de mener d'éventuelles actions préventives ou correctrices.

En ce qui concerne la cuve du réacteur et ses soudures, tous les facteurs importants comme la fragilisation, le vieillissement thermique, la fatigue et la corrosion, doivent être repris dans le programme de gestion du vieillissement. L'état réel de la cuve du réacteur sera comparé aux prévisions pendant toute sa durée de vie.

Art. 25 . Système d'analyse des événements et retour d'expérience d'exploitation

Art. 26 . Maintenance, inspection en service et essais fonctionnels

La chaudière nucléaire doit être soumise suivant une fréquence appropriée, à des essais comprenant :

- (a) un essai d'étanchéité ou de taux de fuite dans le cadre de l'inspection préalable à la mise en service, complété par des examens non-destructifs;
- (b) un essai d'étanchéité avant de reprendre l'exploitation consécutivement à un arrêt de la chaudière nucléaire au cours duquel l'étanchéité du circuit primaire du réacteur pourrait avoir été affectée;
- (c) un essai d'étanchéité à l'occasion de chaque grande inspection.

Les mesures de surveillance nécessaires pour vérifier l'intégrité de l'enceinte de confinement comprennent, sans y être nécessairement limitées :

- la mesure du taux de fuite de l'enceinte de confinement;
- les tests des pénétrations et des dispositifs d'isolation situés aux interfaces, afin de démontrer leur étanchéité et, le cas échéant, leur opérabilité;
- les inspections de l'intégrité structurelle (telles que celles effectuées sur les tenons de précontrainte et sur le liner);
- la surveillance des conditions ambiantes à l'intérieur de l'enceinte de confinement telles que la température, la pression et autres caractéristiques de l'atmosphère.

Art. 27 . Procédures de conduite accidentelle et guides de gestion d'accidents graves

27.1 - Définitions et portée

L'exploitant dispose d'un ensemble complet de procédures de conduite accidentelle et de guides de gestion d'accidents graves pour faire face aux accidents de dimensionnement, aux accidents hors dimensionnement ou aux accidents graves.

Les procédures de conduite accidentelle sont appliquées lorsque la centrale est en condition accidentelle et tant que le coeur du réacteur n'est pas endommagé. Ces procédures ont pour but de :

- ramener la centrale dans un état sûr;
- rétablir ou compenser les fonctions de sûreté qui auraient été perdues;
- prévenir ou retarder tout dégât au coeur du réacteur.

Les guides de gestion d'accidents graves sont utilisés pour limiter les conséquences d'un accident grave, c'est-à-dire lorsque les procédures de conduite accidentelle n'ont pas pu prévenir l'endommagement du coeur. Ils ont pour but de :

- limiter autant que possible les dégâts ou l'endommagement du coeur du réacteur;
- conserver le plus longtemps possible l'intégrité de l'enceinte et de ses fonctions de confinement;
- limiter le plus possible les rejets de substances radioactives dans l'environnement (sur site et en-dehors du site);
- ramener la centrale dans un état maîtrisé à terme.

Les procédures qui s'appliquent en cas d'accidents de dimensionnement consistent en des procédures par état ('symptom-based') ou en une combinaison de procédures par état ('symptom-based') et de procédures événementielles ('event-based').

Les procédures qui s'appliquent en cas d'accidents hors dimensionnement et les guides de gestion d'accidents graves peuvent se composer uniquement de procédures par état. Une procédure événementielle inclut des actions spécifiques basées sur un diagnostic préalable relatif à l'événement initiateur. Dans le cas des procédures par état, seul l'état de l'installation (valeurs de paramètres de sûreté) ou d'une ou plusieurs fonctions de sûreté est pris en compte sans être associé à un diagnostic préalable. Sur base de l'état, des actions sont initiées.

27.2 - Format et contenu

Les procédures de conduite accidentelle et les guides de gestion d'accidents graves sont développés d'une manière systématique sur base d'une analyse réaliste et spécifique à la centrale des accidents possibles. Les résultats d'analyses de sûreté déterministes et probabilistes sont exploités dans ce cadre. Les procédures de conduite accidentelle sont cohérentes avec les autres procédures d'exploitation, en particulier avec les procédures de réponse aux alarmes (fiches d'alarme) et avec les guides de gestion d'accidents graves.

Les procédures de conduite accidentelle et les guides de gestion d'accidents graves respectent une philosophie préétablie; le choix des stratégies et mesures à exécuter prennent en compte la spécificité de la centrale. Les guides de gestion d'accidents graves peuvent impliquer tous les moyens existants possibles (en rapport ou non avec la sûreté nucléaire) présents au sein ou à l'extérieur de la centrale.

Les procédures de conduite accidentelle doivent permettre à l'opérateur d'identifier rapidement les conditions accidentelles auxquelles elles se rapportent. Les conditions d'entrée et de sortie dans les procédures de conduite accidentelle sont définies de manière à pouvoir choisir rapidement la procédure de conduite accidentelle appropriée et à pouvoir naviguer entre les procédures. La transition des procédures de conduite accidentelle vers les guides de gestion des accidents graves doit pouvoir être clairement identifiée, en couvrant tous les états de la centrale.

Les procédures de conduite accidentelle et les guides de gestion des accidents graves sont facilement reconnaissables des autres procédures d'exploitation.

27.3 - Vérification et validation

Sauf dérogation justifiée, toutes les procédures de conduite accidentelle et les guides de gestion d'accidents graves doivent être vérifiés, et validés dans la forme sous laquelle ils seront utilisés afin d'assurer leur adéquation technique et leur compatibilité avec les circonstances d'utilisation. La vérification est l'évaluation qui confirme l'exactitude d'une procédure ou d'un guide écrit et qui garantit que les facteurs techniques et humains ont été correctement pris en considération. La validation est l'évaluation qui confirme que les actions décrites dans les procédures et guides peuvent être exécutées par un personnel formé. L'approche utilisée pour vérifier et valider les procédures et les guides doit être documentée.

La validation des procédures de conduite accidentelle est basée sur la représentation sur simulateur des situations d'accidents couvertes.

La validation des guides de gestion d'accidents graves s'effectue en modélisant des scénarios représentatifs d'accidents graves et en modélisant les actions définies dans les procédures de conduite accidentelle et guides de gestion des accidents graves.

27.4 - Mise à jour et révision des procédures et des guides

Les procédures de conduite accidentelle et les guides de gestion des accidents graves sont actualisés périodiquement de telle manière qu'ils restent adaptés à leur usage. En particulier, il convient de vérifier l'impact éventuel sur les procédures de conduite accidentelle et les guides de gestion des accidents graves, des :

- modifications de la centrale;
- modifications organisationnelles;
- résultats des analyses probabilistes de sûreté;
- nouvelles connaissances ou expériences en rapport avec les (la gestion des) accidents (graves);
- révisions des bases génériques.

Le cas échéant, une mise à jour en dehors des mises à jour périodiques peut être requise.

27.5 - Responsabilités et formation

Le rôle et la responsabilité de chaque personne impliquée dans la mise en oeuvre d'une procédure de conduite accidentelle ou d'un guide de gestion d'accident grave doivent être définis clairement et de manière univoque. La coordination nécessaire doit être assurée.

Le personnel concerné par les procédures de conduite accidentelle et les guides de gestion d'accidents graves bénéficie de la formation initiale et des recyclages nécessaires couvrant notamment les aspects suivants :

- rôles et responsabilités;

- déroulement des accidents de dimensionnement, accidents hors dimensionnement ainsi que les accidents graves et phénomènes y afférents;
- concept et structure des procédures et guides de gestion des accidents graves;
- actions et mesures définies dans les procédures de conduite accidentelle et les guides de gestion des accidents graves;
- apprentissage et mise en application des procédures de conduite accidentelle et les guides de gestion des accidents graves, y compris la transition entre les procédures de conduite accidentelle et les guides de gestion des accidents graves;
- interactions entre les intervenants.

La formation et l'apprentissage des procédures de conduite accidentelle et, dans la mesure du possible des guides de gestion d'accidents graves, sont réalisés sur simulateur.

Les interventions qui sont décrites dans les guides de gestion d'accidents graves, et dont le but est de rétablir les fonctions de sûreté font l'objet d'exercices réguliers planifiés.

27.6 - Moyens

L'exploitant doit veiller à la disponibilité du matériel et des moyens nécessaires pour exécuter les actions décrites dans les procédures de conduite accidentelle et les guides de gestion d'accident graves.

Section IV. - Vérification de la sûreté nucléaire

Art. 28 . Contenu du rapport de sûreté

Le rapport de sûreté traite, d'une manière non limitative, les matières suivantes :

- a) Introduction et contexte.
- b) Description générale du site, de la centrale, du fonctionnement normal de l'unité et de sa sûreté.
- c) Organisation de l'exploitation et gestion de la sûreté nucléaire.
- d) Evaluation du site : aspects de sûreté et événements d'origine externe.
- e) Aspects généraux de conception et objectifs fondamentaux de sûreté.
- f) Description détaillée des fonctions de sûreté et des structures, systèmes et composants importants pour la sûreté nucléaire avec leurs bases de conception et leur fonctionnement dans tous les états de la centrale (en puissance, à l'arrêt, en conditions accidentelles); codes et normes applicables
- g) Analyses de sûreté pour évaluer la sûreté nucléaire de la centrale en réponse aux événements initiateurs postulés par rapport aux critères de sûreté et aux limites des conséquences radiologiques.
- h) Mise en service des nouvelles installations.
- i) Aspects opérationnels, y compris la description des aspects opérationnels des procédures de conduite accidentelle et des guides de gestion des accidents graves, des essais et inspections, de la

qualification et de la formation du personnel, du retour d'expérience national et international, de la gestion du vieillissement.

j) Limites et conditions d'exploitation avec leurs justifications techniques.

k) Radioprotection.

l) Préparation aux situations d'urgence : actions au niveau du site et liaison/coordination avec des organisations externes.

n) Aspects environnementaux, y compris les limites de rejets d'effluents radioactifs.

n) Gestion des déchets radioactifs.

o) Aspects de la conception et de l'exploitation en vue du démantèlement et de la fin d'exploitation.

Art. 29 . Etudes probabilistes de sûreté

29.1 - Objectif et portée des études probabilistes de sûreté

Pour chaque centrale, une étude probabiliste de sûreté de niveau 1 et 2 doit être établie. Toutefois l'étude probabiliste de sûreté de niveau 2 peut être réalisée pour une unité jugée représentative de plusieurs unités sur base d'une interprétation des caractéristiques techniques. L'étude probabiliste de sûreté étudiera la contribution au risque dans tous les modes d'exploitation de la centrale et prendra en considération un ensemble pertinent d'événements initiateurs, y compris l'incendie et l'inondation internes. Les conditions climatiques extrêmes et le séisme seront intégrés à l'étude probabiliste de sûreté, à moins de pouvoir démontrer que ceux-ci sont pris en compte avec un degré de conservatisme suffisant par le biais des études déterministes ou que leur omission ne dégrade pas l'évaluation globale du risque par l'étude probabiliste de sûreté.

L'analyse identifie les séquences d'événements qui résultent des événements initiateurs postulés. Ces séquences d'événements doivent prendre en compte les défaillances des composants, l'indisponibilité des composants pour raison de maintenance ou d'essais, les erreurs humaines, les défaillances de cause commune et toutes les autres dépendances pertinentes.

Les défaillances induites par les événements initiateurs postulés sont prises en compte dans l'analyse de la séquence d'événements et l'analyse des systèmes.

L'étude probabiliste de sûreté utilise de préférence des méthodes et hypothèses réalistes. Ceci inclut l'analyse effectuée pour étayer les critères de succès des systèmes de sûreté, la modélisation des phénomènes qui pourraient se produire à l'intérieur du confinement suite à un endommagement du cœur et le relâchement des matières radioactives vers l'environnement. Lorsque cela n'est pas possible, des hypothèses raisonnablement conservatives sont utilisées.

Les fréquences des événements initiateurs postulés et les probabilités de défaillance d'équipements utilisées sont représentatives de la conception ou de l'exploitation de la centrale. Dans la mesure du possible, des données spécifiques à la centrale, y compris des données relatives à la maintenance, aux essais, à la surveillance et à l'inspection en service, sont utilisées.

Les interventions humaines sont modélisées dans l'étude probabiliste de sûreté. Il est tenu compte du fait que les erreurs humaines peuvent se produire avant, pendant et après l'initiation de la séquence et

qu'elles peuvent également être liées à l'origine d'un événement initiateur postulé et en affecter la fréquence.

Les probabilités d'erreur humaine utilisées reflètent les facteurs qui peuvent influencer les performances de l'opérateur dans tous les états de la centrale.

L'étude probabiliste de sûreté de niveau 1 reprend des études de sensibilité et d'incertitudes. L'analyse d'incertitudes doit notamment refléter les marges de variation de la probabilité des événements initiateurs postulés et de la probabilité de défaillance des composants. L'étude probabiliste de sûreté de niveau 2 reprend des études de sensibilité et, lorsque approprié, des études d'incertitudes.

29.2 - Qualité des études probabilistes de sûreté

L'étude probabiliste de sûreté est effectuée en utilisant des méthodologies ayant fait leurs preuves, et prenant en compte l'expérience internationale en la matière.

L'étude probabiliste de sûreté est établie, documentée et maintenue à jour en utilisant un système de qualité approuvé par l'exploitant.

29.3 - Application des études probabilistes de sûreté

L'étude probabiliste de sûreté doit être utilisée tout au long de la conception et de l'exploitation de la centrale pour faciliter le processus de prise de décisions concernant la sûreté nucléaire. Le rôle de l'étude probabiliste de sûreté dans le processus de prise de décision est défini pour les différents types d'applications.

L'étude probabiliste de sûreté est utilisée pour démontrer que la conception est équilibrée, c'est à dire qu'aucun dispositif ou événement initiateur postulé ne contribue de manière disproportionnée au risque global et pour donner l'assurance que de petits écarts dans les paramètres de la centrale susceptibles d'entraîner un comportement très anormal de la centrale sont évités.

Les résultats de l'étude probabiliste de sûreté sont utilisés pour déterminer si la conception ou l'exploitation de la centrale comporte des faiblesses et pour évaluer la nécessité de modifications des systèmes, des procédures et des pratiques d'exploitation y compris en conditions accidentelles, afin de réduire le risque, notamment celui lié aux accidents graves.

L'étude probabiliste de sûreté est utilisée pour vérifier l'adéquation des modifications apportées à la centrale, aux procédures et aux spécifications techniques, et pour évaluer l'importance d'incidents se produisant en cours d'exploitation.

Les résultats de l'étude probabiliste de sûreté doivent être utilisés pour le développement et la validation du programme de formation, notamment pour la formation sur simulateur des opérateurs de la salle de commande.

Les résultats de l'étude probabiliste de sûreté sont utilisés afin de vérifier que tous les composants significatifs du point de vue du risque sont repris dans des programmes de tests et vérifications adéquats. Le rôle et l'importance de ces composants sont repris dans le rapport de sûreté.

Les limitations de l'étude probabiliste de sûreté doivent être clairement reconnues et prises en considération lors de son utilisation.

Art. 30 . Révisions périodiques

Les révisions périodiques de sûreté ont lieu à intervalle régulier de maximum dix ans.

Section V. - Préparation à l'urgence

Art. 31 . Plan Interne d'urgence

Un centre de coordination pour la gestion de crise sur site doit offrir des moyens de communication avec la salle de commande, la salle de commande de repli, ainsi qu'avec d'autres points importants du site, et avec les organismes d'intervention sur site et à l'extérieur du site.

Art. 32 . Protection contre les incendies d'origine interne

32.1 - Principes de base de conception

La capacité de mise à l'arrêt du réacteur, d'évacuation de la chaleur résiduelle, de confinement des matières radioactives et de surveillance de l'état de la centrale doit être maintenue pendant et après les incendies.

32.2 - Analyse de risque incendie

Une étude probabiliste de risque incendie, complémentaire à l'approche déterministe, doit être réalisée. Dans l'étude probabiliste de niveau 1, les incendies doivent être analysés dans le but d'évaluer les dispositions de protection et d'identifier les risques causés par les incendies.

32.3 - Systèmes de protection anti-incendie

Le circuit de distribution des hydrants par les bornes d'incendie externes aux bâtiments, les colonnes d'alimentation internes ainsi que les lances d'incendies avec leurs connections et accessoires doivent permettre de couvrir adéquatement toutes les zones de la centrale en relation avec la sûreté. Cette couverture doit être justifiée par l'analyse de risque d'incendie.

CHAPITRE 4. - Prescriptions de sûreté spécifiques

aux établissements de stockage définitif de déchets radioactifs.

CHAPITRE 5. - Dispositions finales

Art. 33 . Dispositions pénales

Les infractions au présent arrêté sont recherchées, constatées et poursuivies conformément aux dispositions de la loi du 15 avril 1994 relative à la protection de la population et de l'environnement contre les dangers résultant des rayonnements ionisants et relative à l'Agence fédérale de Contrôle nucléaire.

Art. 34 . Entrée en vigueur

Le présent arrêté entre en vigueur le premier jour du troisième mois qui suit sa publication au Moniteur belge, à l'exception des articles 7.6 et 21.2 premier alinéa qui rentrent en vigueur le 1er janvier 2013 et des articles 17.3; 17.4 troisième et quatrième alinéas 4; 29.1 premier, deuxième, troisième, cinquième et huitième alinéas; 29.3 premier, quatrième et sixième alinéas; 32.2 qui entrent en vigueur le 1er janvier 2016.

Notre Ministre qui a l'Intérieur dans ses attributions est chargé de l'exécution du présent arrêté.

Donné à Bruxelles, le 30 novembre 2011.

ALBERT

Par le Roi :

La Ministre de l'Intérieur,

Mme A. TURTELBOOM

Publié le : 2011-12-21