Office fédéral de l'énergie

Ordonnance du DETEC sur la méthode et sur les standards de vérification des critères de la mise hors service provisoire d'une centrale nucléaire

Rapport explicatif

Juin 2007

I. Introduction

1. Contexte

La loi du 21 mars 2003 sur l'énergie nucléaire (LEnu, RS 732.1) et l'ordonnance du 10 décembre 2004 sur l'énergie nucléaire (OEnu, SR 732.11) qui sont entrées en vigueur le 1^{er} février 2005 ne prévoient pas de limitation légale de la durée d'exploitation pour les centrales nucléaires existantes. Par conséquent, les centrales nucléaires peuvent être exploitées tant qu'elles sont sûres. Cependant, il ne suffit pas de maintenir le standard de sécurité valable au moment de l'octroi de l'autorisation, bien au contraire: le détenteur d'une autorisation d'exploiter doit continuellement rééquiper l'installation dans la mesure où les expériences faites et l'état de la science et de la technique l'exigent, voire au-delà si cela contribue à diminuer davantage encore le danger et que ce soit raisonnable (cf. art. 22, al. 2, let. g, LENU). Le niveau de sécurité existant doit ainsi être maintenu et amélioré.

Renoncer à limiter dans le temps les autorisations d'exploiter les centrales nucléaires (actuellement, seule l'autorisation d'exploiter la centrale nucléaire de Mühleberg est limitée dans le temps) nécessite des critères de décision pour déterminer quand une centrale nucléaire doit être mise hors service. Le Conseil fédéral a fixé les critères obligeant le détenteur d'une autorisation d'exploiter à mettre provisoirement la centrale nucléaire hors service et à procéder à sa remise à niveau (critères de mise hors service) dans l'art. 44, al. 1, OENU (refroidissement du cœur du réacteur plus assuré après une défaillance, intégrité du circuit primaire ou du confinement plus assurée). En revanche, il revient au département de définir la méthode et les standards de vérification de ces critères. Par contre, la procédure de remise à niveau ou les exigences auxquelles elle doit satisfaire ne font pas l'objet de la présente ordonnance. Les rééquipements sont autorisés ou admis comme modifications de l'installation selon la procédure en vigueur.

2. Grandes lignes de l'ordonnance

Les critères de mise hors service ne doivent pas couvrir tous les cas d'arrêt d'une centrale nucléaire. Les conditions d'exploitation autorisées dans les spécifications techniques priment sur les critères de mise hors service. Si elles ne sont pas respectées, l'installation doit être arrêtée et, le cas échéant, remise en état. Les cas pouvant être résolus avec une remise en état, c'est-à-dire sans nécessité d'apporter une amélioration liée à un rééquipement, ne sont pas couverts par les critères de mise hors service.

Les trois critères ont comme point commun qu'ils concernent les structures, les systèmes et les composants qui ne peuvent être ni réparés ni remplacés ou qui ne peuvent pas l'être facilement. En règle générale, les causes de la mise hors service ne peuvent être éliminées que par des mesures de remise à niveau de grande envergure. Lorsque l'on a défini ces critères, on a notamment cherché à les rendre pertinents du point de vue de la sécurité et facilement vérifiables.

Un examen plus approfondi montre qu'il existe deux raisons pour lesquelles l'intégrité ou la fonction d'une structure, d'un système ou d'un composant n'est pas assurée et, par là, le critère de mise hors service correspondant est rempli :

- Erreur de conception: l'autorisation d'exploiter une centrale nucléaire est accordée selon les bases de conception. Il se peut que la conception initiale soit erronée en l'état actuel des connaissances et que la centrale nucléaire ne se comporte donc pas comme prévu. Les erreurs de conception ne sont en général découvertes qu'en raison d'événements, de constats ou de nouvelles avancées scientifiques. C'est pourquoi le traitement des événements joue un rôle central lors du réexamen des critères de mise hors service. Il faut prouver que les limites de dose selon l'art. 94 de l'ordonnance sur la radioprotection (ORaP, RS 814.501) sont respectées.
- Dommages dus au vieillissement: contrairement aux erreurs de conception, les dommages dus au vieillissement n'existent pas d'emblée mais surviennent avec le temps. Un composant a certes été correctement conçu à l'origine mais, suite à des processus d'usure et de vieillissement, ses caractéristiques ne correspondent plus à la conception initiale ou à l'état actuel de la technique. Les principaux mécanismes de vieillissement sont les processus de fragilisation causés par l'irradiation et les processus d'usure, d'érosion, de corrosion et de corrosion intergranulaire sous contrainte. A la différence des erreurs de conception, les dommages dus au vieillissement sont prévisibles. Des programmes de surveillance ad hoc permettent de suivre leur évolution.

Tant des erreurs de conception que des dommages dus au vieillissement peuvent en principe intervenir dans les trois critères de mise hors service. On s'attend cependant à ce que les erreurs de conception soient principalement à l'origine des mises hors service pour le critère « capacité de refroidissement du cœur du réacteur après une défaillance » alors que les dommages dus au vieillissement prédominent pour les critères « intégrité de l'enveloppe du circuit primaire » et « intégrité de l'enceinte de confinement ».

La structure de l'ordonnance suit ces deux catégories. Le chapitre 1 est consacré aux dispositions générales, le chapitre 2 à la méthode et aux standards de vérification lors d'une mise hors service à cause d'erreurs de conception et le chapitre 3 en cas de mise hors service en raison de dommages dus au vieillissement.

II. Commentaires article par article

Chapitre 1: Objet

Art. 1 Objet

La présente ordonnance définit la méthode et les standards de vérification des critères de la mise hors service. Les trois critères de mise hors service selon l'art. 44, al. 1, OENu s'appliquent aux centrales nucléaires, mais pas aux installations nucléaires à faible potentiel de risque (cf. art. 22 OENu), ni aux entrepôts, ni aux installations de traitement ou de retraitement, ni aux installations médicales. Celles-ci n'ont pas de circuit primaire ni d'enceinte de confinement comparables aux centrales nucléaires. Les installations nucléaires à faible potentiel de risque ne sont pas non plus dotées d'équipements servant à refroidir le cœur du réacteur: la capacité de refroidissement est assurée par convection. De plus, en cas de défaillance, ces installations peuvent respecter les limites de dose indiquées à l'art. 94 ORaP. Par conséquent, la présente ordonnance concerne exclusivement les centrales nucléaires.

Chapitre 2: Mise hors service en raison d'erreurs de conception

Les erreurs de conception peuvent rester ignorées et n'être révélées qu'à l'occasion d'événements, de constats ou encore de nouvelles découvertes ou études scientifiques. C'est pourquoi le traitement des événements joue un rôle central lors du réexamen des critères de mise hors service. Il incombe au détenteur d'autorisation de réexaminer après un événement si la conception actuelle de l'installation est encore correcte.

Art. 2 Réexamen de la conception

L'alinéa 1 confirme la responsabilité du détenteur d'autorisation. Ce dernier est obligé d'agir dès qu'il peut supposer qu'un critère de mise hors service pourrait ne pas être respecté dans l'installation en raison d'une erreur de conception. A cette fin, il doit notamment suivre l'état de la science et de la technique de même que les retours d'expérience d'installations comparables et en évaluer les conséquences pour l'installation (cf. art. 36 OENu).

L'alinéa 1 détermine par ailleurs dans quels cas le détenteur d'autorisation doit impérativement procéder à un réexamen de la conception: lorsque des événements survenus ou des constats effectués dans la centrale nucléaire sont classés au niveau 1 ou à un niveau supérieur sur l'échelle internationale des événements nucléaires INES (cf. annexe 6 OENu) de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA).

Il doit aussi procéder à un réexamen lorsque des événements survenus ou des constats effectués dans une centrale suisse ou étrangère comparable sont classés au niveau 2 ou à un niveau supérieur sur l'échelle internationale des événements nucléaires INES. Les événements au niveau 2 d'INES sont qualifiés d'« incidents » et communiqués dans le monde entier par l'intermédiaire de l'*Incident*

Reporting System de l'AIEA. Seules les événements à partir du niveau 2 doivent être annoncés au niveau international. En outre, l'autorité de surveillance peut également ordonner en tout temps un réexamen de la conception.

Alinéa 2: il n'est pas approprié de fixer au niveau de l'ordonnance un délai pour le réexamen et l'établissement d'un rapport sur les résultats de ce dernier. Un réexamen doit cependant être effectué dès que les bases nécessaires sont disponibles. L'autorité de surveillance peut ordonner au cas par cas la portée, le genre et le calendrier du réexamen.

Art. 3 Mise hors service

La centrale doit être mise hors service lorsque les limites de dose pour la population (cf. art. 94, al. 3 à 5, ORaP) ou pour le personnel (cf. art. 96, al. 5, ORaP) ne peuvent plus être respectées en raison d'une erreur de conception.

Les hypothèses spécifiques de risque, les critères d'évaluation et les règles de calcul applicables sont déterminés dans une ordonnance ad hoc (cf. projet d'ordonnance sur les hypothèses de risque et sur l'évaluation de la protection contre les défaillances dans les installations nucléaires) et dans les directives correspondantes de la Division principale de la sécurité des installations nucléaires (DSN).

Chapitre 3: Mise hors service en raison de dommages dus au vieillissement

Lors de la construction d'une installation, on utilise des composants qui doivent répondre aux exigences de la conception. Un composant à l'origine conforme à la conception peut cependant changer tellement dans ses caractéristiques matérielles ou dans sa géométrie en raison du vieillissement qu'il ne peut plus remplir la fonction définie dans la conception.

En règle générale, des composants défectueux peuvent être remis en état ou remplacés. Un dommage dû au vieillissement de ce type de composants n'est donc pas un motif de mise hors service. Cette règle s'applique notamment aux composants des systèmes de sécurité nécessaires pour refroidir le cœur du réacteur.

Par contre, il est impossible ou très difficile d'échanger ou de remettre à niveau le circuit primaire et l'enceinte de confinement. Leur état est le facteur limitant la durée de vie d'une centrale nucléaire. Ainsi, dans ce secteur, les dommages dus au vieillissement constituent un critère de mise hors service.

La jupe du cœur d'un réacteur à eau bouillante représente un cas limite. D'une part, elle peut présenter des dommages dus au vieillissement par corrosion intergranulaire sous contrainte et ne peut être remplacée que difficilement (cf. centrale nucléaire de Mühleberg). D'autre part, des mesures de stabilisation (p. ex. tirants d'ancrage) ont été prises dans plusieurs centrales concernées. Lorsqu'il est possible de montrer avec un justificatif de sécurité qu'en partant de l'hypothèse de conditions aggravées

dues à un accident et d'une rupture totale de tous les cordons de soudure horizontaux, les objectifs de protection « capacité d'arrêter le réacteur » et « capacité de refroidir le cœur du réacteur » sont assurés, il n'existe aucune raison de mettre hors service la centrale.

Section 1: Intégrité de l'enveloppe du circuit primaire

Le circuit primaire comprend la cuve sous pression du réacteur et les équipements mécaniques sous pression qui y sont reliés. Il revêt une importance primordiale du point de vue de la sécurité. Si une brèche se produit dans le circuit primaire, de la vapeur s'en échappe et du réfrigérant est perdu. Sans système de sécurité opérationnel, le réacteur cesse très vite d'être refroidi.

Le circuit primaire comprend tous les équipements mécaniques sous pression de la classe de sécurité 1 (cf. classification de sécurité selon le ch. 3 de l'annexe 4 OENu), à l'exception des tuyauteries d'un diamètre intérieur égal ou inférieur à 25 mm qui sont notamment utilisées pour les circuits de mesure. En raison de leur faible diamètre, elles sont moins importantes pour la sécurité et peuvent être remplacées relativement facilement si elles sont endommagées.

Art. 4 Fragilisation de la cuve du réacteur

L'irradiation par les neutrons altère la résistance des matériaux de base et des soudures de la cuve du réacteur au niveau du cœur. Elle peut, d'une part, augmenter la rigidité et, d'autre part, diminuer la résistance, entraînant ainsi une fragilisation.

Une baisse de la résistance peut signifier qu'en cas de charge extraordinaire soudaine, des fissures de rupture pourraient rapidement apparaître dans les matériaux composant la cuve du réacteur. Cette situation pourrait par exemple se produire si, en cas de refroidissement d'urgence, de grandes quantités d'eau froide devaient être subitement injectées dans la cuve chaude et sous pression du réacteur (*Pressurized Thermal Shock, PTS*). C'est pourquoi la résistance des matériaux composant la cuve ne doit jamais descendre en dessous d'un certain niveau.

Au plan international, on utilise principalement le critère de l'autorité de surveillance américaine NRC (cf. *Reg. Guide 1.99 Rev. 2*) comme critère limite pour l'extrapolation temporelle de la fragilisation neutronique. Selon ce critère, lors de la conception, les matériaux composant la cuve du réacteur doivent être choisis de manière à assurer que la température de référence ajustée de transition ductile-fragile de la résilience ne dépasse pas la valeur de 93°C. Pour ce qui est du comportement de rupture ductile, on requiert que la valeur effective du palier ductile de la résilience mesurée au moyen d'essais de résilience soit supérieure à 68 joules. Une preuve correspondante peut aussi être apportée avec des méthodes de mécanique de rupture.

Le respect de ces valeurs minimales pour la résistance est exigé pour l'intégrité la cuve du réacteur aussi pendant toute la durée d'exploitation.

Art. 5 Fissures dans l'enveloppe du circuit primaire

En raison de l'importance des composants sous pression en classe de sécurité, de nombreuses mesures de surveillance sont prévues dans les spécifications techniques et dans les directives de la DSN. Elles permettent d'identifier d'éventuelles détériorations (p. ex. début de formation de fissure par fatigue ou par corrosion intergranulaire sous contrainte) et de les réparer avant qu'une fissure ne traverse la paroi.

Si malgré tout une fissure traversant la paroi apparaît dans le circuit primaire, il s'agit d'une erreur de construction ou d'un mécanisme de détérioration inconnu justifiant une mise hors service.

Art. 6 Epaisseur de la paroi de l'enveloppe du circuit primaire

L'épaisseur de la paroi des composants du circuit primaire est surveillée dans le cadre des contrôles périodiques. Les secteurs qui doivent être contrôlés, la portée et la périodicité des contrôles sont définis dans les prescriptions ad hoc et dans les programmes de surveillance du vieillissement. Ici aussi, il s'agit d'identifier suffisamment tôt les éventuelles détériorations pour pouvoir les réparer.

Pour calculer l'épaisseur minimale de la paroi, on doit utiliser les valeurs maximales possibles de pression interne et de température de la paroi des tuyauteries en tenant compte de tous les états de fonctionnement possibles. Le critère de mise hors service est rempli lorsque l'épaisseur de la paroi est inférieure à l'épaisseur minimale calculée¹.

Lorsque l'épaisseur minimale autorisée n'est pas atteinte, il s'agit d'une erreur de construction ou d'un mécanisme de détérioration inconnu justifiant une mise hors service.

Section 2: Intégrité de l'enceinte de confinement

L'enceinte de confinement sert à retenir les substances radioactives libérées en cas de défaillance dans le réacteur et à la protection principalement du circuit primaire contre les agressions extérieures. Les centrales nucléaires suisses sont dotées d'un confinement primaire (enceinte interne à pression en acier) et d'un confinement secondaire (enveloppe en béton).

Le confinement primaire est conçu de manière à ce que, en cas de d'accidents de dimensionnement, son intégrité et son étanchéité continuent d'être assurées et que les substances radioactives restent enfermées.

Le confinement secondaire entoure le système de confinement primaire avec ses traversées de pénétration: il est principalement conçu pour protéger contre les agressions externes.

¹ L'épaisseur minimale de la paroi s'aligne sur les normes de l'*American Society of Mechanical Engineers, Boiler and Pressure Vessel Code, ASME III, NB-3640* (sans majorations et avec un coefficient de sécurité de 1,0)

Art. 7 Épaisseur de la paroi de l'enceinte à pression en acier

Le confinement primaire d'une installation est soumis périodiquement à des tests de fuite complets prescrits dans les spécifications techniques. Tant que les taux de fuites mesurés sont inférieurs aux valeurs limites fixées, on peut supposer que le confinement continue de remplir sa fonction de barrière.

La réduction de l'épaisseur de la paroi par corrosion de surface, notamment dans la zone de fixation où l'enceinte à pression en acier est fixée dans les structures en béton, n'est pas identifiée par de tels tests de fuite. C'est pourquoi on porte une attention particulière à l'épaisseur de la paroi du confinement primaire. En cas de valeur inférieure à l'épaisseur minimale autorisée de la paroi, la centrale nucléaire doit être mise hors service.

Pour calculer l'épaisseur minimale de la paroi, on doit utiliser les valeurs maximales possibles de pression interne et de température interne en tenant compte de tous les états de fonctionnement possibles. Le critère de mise hors service est rempli lorsque l'épaisseur de la paroi est inférieure à l'épaisseur minimale calculée².

Art. 8 Fissures et effritement de l'enveloppe en béton

Les structures en béton armé peuvent vieillir ou être endommagées de différentes façons, p. ex. par carbonatation. Lorsque la carbonatation arrive à proximité immédiate de l'armature, celle-ci peut rouiller et gonfler avec l'apparition de l'humidité, ce qui peut engendrer fissures et effritement. Outre les fissures dans le béton et son effritement, les structures sont aussi affaiblies parce que l'adhérence du béton à l'armature diminue et que le béton armé perd de sa résistance contre les moments de flexion, les forces de traction et les forces transversales. Lorsque la rouille progresse, les mêmes conséquences négatives surviennent par la réduction du diamètre de l'armature. De plus, des fissures peuvent aussi apparaître avec les fortes déformations susceptibles de se produire en cas d'affaissements, de tremblements de terre violents ou de grands incendies.

Comme le béton présente déjà lors de sa fabrication de nombreuses petites fissures sans importance engendrées par la chaleur d'hydratation, par la contraction ou par les forces de déformation, on ne prend en considération que les fissures d'une largeur supérieure à 0,5 mm. Pour vérifier l'enveloppe en béton, il est demandé de recenser les fissures d'une largeur supérieure à 0,5 mm sur les surfaces. Si plus de 20% de la surface en béton ou si plus de 10% de la surface en béton dans le secteur des éléments de construction précontraints sont endommagés par effritement ou par des fissures, l'intégrité de l'enveloppe en béton n'est plus assurée.

² L'épaisseur minimale de la paroi s'aligne sur les normes de l'*American Society of Mechanical Engineers, Boiler and Pressure Vessel Code, ASME III, NE-3300*