




Note

Date: 23.06.2014 Pages : 17 Pièces-jointes : Annexes :
Distribution interne : KASI, Archives
Distribution externe : Fondation suisse de l'énergie (Schweizerische Energie-Stiftung SES), Greenpeace Suisse
Dossier traité par : Div.
Visa :

Visa du supérieur :

Classification	aucune	
Dossier	50FMA.OEFF	
Référence	ENSI-AN-9023	
Mots-clés	Risques liés aux vieux réacteurs nucléaires en Suisse, vieillissement, Greenpeace, Fondation suisse de l'énergie	

Prise de position sur l'étude « Risques liés aux vieux réacteurs nucléaires en Suisse »

1 Résumé

L'étude remet en question l'efficacité de quatre mesures essentielles en vue de garantir la sécurité lors de l'exploitation à long terme. Elle en conclut qu'une exploitation à long terme est en principe problématique. La critique formulée à l'encontre

- de la gestion du vieillissement ;
- de la méthode pour la surveillance de la fragilisation de la cuve de pression du réacteur ;
- des rééquipements et
- des études probabilistes de sécurité

n'est pas spécifiée et se limite à des généralisations. Bien qu'une bibliographie détaillée avec plus de 100 documents soit annexée à l'étude, les aspects critiqués ne sont pas soutenus par des références. En Suisse, la gestion du vieillissement (art. 35 OENu, AIEA NS-G-2.12 /10/, AIEA rapport SALTO /11/), la surveillance de la fragilisation de la cuve de pression du réacteur (art. 4 ordonnance du DETEC sur la mise hors service /12/, USNRC Regulatory Guide 1.99 Rev. 2 /13/), les rééquipements (art. 22, al. 2 let. g LENu ; AIEA SSR 2/1, chap. 1 /2/ ; WENRA, Issue A /3/) et les études probabilistes de sécurité (art. 8, al. 5 OENu en relation avec l'art. 82 OENu ; art 24, al. 1 let. b OENu ; art. 28, al. 1 OENu en relation avec l'annexe 3, art. 34, al. 2 let. d OENu) sont réalisés d'après les réglementations, référencées auparavant, reconnues aux niveaux national et international. Avec sa critique fondamen-



Classification: aucune
Dossier/Référence: 50FMA.OEFF / ENSI-AN-9023
Titre: Prise de position sur l'étude « Risques liés aux vieux réacteurs nucléaires en Suisse »
Date/Dossier traité par: 23.06.2014 ENSI

tale de l'efficacité de ces mesures, l'étude est en contradiction flagrante avec l'état international de la science et de la technique.

L'étude liste dans un tableau de prétendus écarts des centrales nucléaires suisses par rapport à l'état de la science et de la technique. L'examen des douze principaux écarts reprochés permet de relever que la critique repose

- dans six cas sur une représentation des faits erronée (4.1, 4.2, 4.5, 4.6, 4.9, 4.10),
- dans quatre cas sur une réglementation inapplicable (4.3, 4.4, 4.7, 4.11),
- dans deux cas sur une interprétation techniquement insensée de l'état de la science et de la technique (4.8, 4.12).

L'IFSN réfute cette critique. Les justifications sont présentées dans le chapitre 4.

Sous le titre « Manques spécifiques des centrales nucléaires de Beznau et de Mühleberg », l'étude répète des aspects déjà évalués dans les prises de position de l'IFSN sur la sécurité concernant l'exploitation à long terme de Beznau /9/ et de Mühleberg /8/. Elle ignore alors complètement les mesures d'amélioration requises par l'IFSN.

La comparaison avec l'Allemagne effectuée dans l'étude est peu pertinente pour la situation en Suisse. En effet, dix des onze centrales nucléaires citées dans l'étude ont été arrêtées en raison de la sortie du nucléaire recherchée par le législateur allemand et non pas sur la base de manques concrets concernant la sécurité.

L'IFSN est ouverte à la critique de tiers et apprécie tout commentaire fondé au niveau technique. Suite à son examen de l'étude « Risques liés aux vieux réacteurs nucléaires en Suisse » réalisée sur mandat de la Fondation suisse de l'énergie et de Greenpeace, elle arrive à la conclusion que les déclarations et conclusions contenues dans celle-ci ne sont pas étayées au niveau des faits par ce qui relève de la technique.

2 Vieillessement technique de matériaux

2.1 Processus et mécanismes de vieillissement

Critique de l'étude

Il est fait mention dans l'étude que les processus de vieillissement à l'œuvre dans une centrale nucléaire et les mécanismes de vieillissement à leur base sont insuffisamment connus et pas encore complètement compris. Une prédiction fiable de dommages dus au vieillissement n'est pas possible dans beaucoup de cas.

Remarque de l'IFSN

La sélection et la qualité des matériaux ainsi que le dimensionnement des composants et éléments de construction ont une très grande importance dans la technologie nucléaire. L'affaiblissement attendu des matériaux en raison du vieillissement est alors pris en compte. Depuis le début des années 1990, un programme de surveillance est utilisé dans les centrales nucléaires suisses. Des mécanismes de vieillissement des matériaux spécifiques y sont contrôlés et évalués de manière ciblée. L'utilisation d'un tel programme a été possible car les mécanismes de vieillissement essentiels dans des réacteurs



Classification:	aucune
Dossier/Référence:	50FMA.OEFF / ENSI-AN-9023
Titre:	Prise de position sur l'étude « Risques liés aux vieux réacteurs nucléaires en Suisse »
Date/Dossier traité par:	23.06.2014 ENSI

à eau légère ont entretemps été mieux connus grâce la recherche et l'expérience en exploitation. Ils ont en outre été très bien étudiés (par exemple /14/, /15/, /16/). Les procédés et méthodes des programmes de surveillance du vieillissement sont définis dans des normes et des standards internationaux. Il existe des bases de connaissance importantes et reconnues au niveau international concernant les mécanismes de vieillissement de matériaux spécifiques et leur maîtrise (/17/, /18/).

Dans l'étude, ces connaissances importantes et les expériences variées obtenues au niveau international sur les 60 dernières années ont été dans l'essentiel ignorées. Il est en revanche fait référence à des lacunes qui ne sont pas expliquées en détail. Une argumentation aussi faible ne peut pas constituer une base décisionnelle pour une autorité de surveillance.

2.2 Identification de dommages dus au vieillissement

Critique de l'étude

L'étude fait valoir que des dommages dus au vieillissement ne seraient guère perceptibles de l'extérieur et ne peuvent être inspectés que de façon incomplète avec des méthodes de contrôle non destructives. Les centrales nucléaires seraient donc des installations de test pour reconnaître des processus de vieillissement vu que le gain de connaissances lors de processus de vieillissement ne serait le plus souvent obtenu que par des expériences négatives correspondantes lors de l'exploitation. L'expérience montrerait qu'après environ 20 années d'exploitation, de premières défaillances dues à la fatigue seraient perceptibles. Après 40 années d'exploitation et plus, le taux de défaillance augmenterait fortement.

Remarque de l'IFSN

Les centrales nucléaires suisses utilisent d'importants programmes de maintenance et de surveillance. Il est ainsi garanti que des dommages dus au vieillissement soient identifiés rapidement et puissent être réparés. Dans le cadre de la demande d'autorisation d'exploiter, l'exploitant de la centrale doit notamment remettre un programme de contrôles périodiques (programme d'inspections en service). Ce programme définit quels secteurs importants pour la sécurité doivent être régulièrement surveillés quant à des défauts de matériau à l'aide de contrôles non destructifs. Des procédés sophistiqués et mécanisés de contrôle par ultrasons et des méthodes de mesure magnétique ont entretemps été employés dans les centrales nucléaires. Ils permettent une détection précoce et une détermination de la grandeur de fissures, surtout dans des joints de soudure complexes.

En dépit des programmes importants de maintenance et de surveillance, des réserves de sécurité sont exigées et utilisées dans le secteur nucléaire en matière de dimensionnement de composants et éléments de construction. Premièrement, les mécanismes de vieillissement sont pris en compte lors de la planification et la conception de composants importants en matière de sécurité. Les transitoires de contraintes lors du démarrage et de l'arrêt de l'installation, les transitoires de fonctionnement et la perte de ductilité due à l'irradiation de la cuve de pression par des neutrons à haute énergie en sont des exemples. Les contraintes lors des processus de démarrage, d'arrêt et des cycles d'exploitation sont enregistrées aux composants les plus importants et le taux d'usure dû à la fatigue déterminé. Les analyses concernant une exploitation plus longue des centrales nucléaires de Beznau et de Mühleberg ont montré que même lors d'un fonctionnement de 60 ans, des réserves de dimensionnement essentielles subsistent.

De plus, la plupart des composants dans les centrales nucléaires sont remplaçables, si cela devait être nécessaire en raison des résultats des programmes de maintenance et de surveillance. A titre



Classification:	aucune
Dossier/Référence:	50FMA.OEFF / ENSI-AN-9023
Titre:	Prise de position sur l'étude « Risques liés aux vieux réacteurs nucléaires en Suisse »
Date/Dossier traité par:	23.06.2014 ENSI

d'exemple, les générateurs de vapeur ont été complètement échangés dans les deux tranches de la centrale nucléaire de Beznau. Il s'est en effet avéré lors du fonctionnement que le matériau des tubes d'échange de chaleur était sensible à la corrosion fissurante. L'échange a eu lieu de façon précoce de sorte que la sécurité de la centrale nucléaire était garantie à tout moment.

Au contraire des affirmations de l'étude, les programmes de maintenance et de surveillance des centrales nucléaires ont fait leur preuve. L'augmentation dramatique supposée dans l'étude de défaillances dues au vieillissement après 40 ans et plus n'existe pas dans la pratique (/18/, /19/).

2.3 Dommages dus au vieillissement à la cuve de pression du réacteur

Critique de l'étude

En raison de la signification en matière de sécurité de la cuve de pression du réacteur, les mécanismes de vieillissement relatifs sont discutés de façon approfondie. Ici aussi, l'étude arrive à la conclusion que les propriétés du matériau des cuves de pression soumises depuis longtemps à l'irradiation ne peuvent être évaluées que de manière limitée.

Remarque de l'IFSN

La cuve de pression du réacteur correspond au seul composant pour lequel un remplacement est difficilement possible et dont la défaillance conduirait à un accident majeur. C'est pour cette raison que pour la cuve de pression, les exigences au matériau et les réserves de dimensionnement sont très élevées et les mesures de surveillance particulièrement marquées. Pour la cuve de pression, un acier spécial a été développé qui ne perd que peu de ductilité lors de l'irradiation avec des neutrons à haute énergie.

Le dimensionnement de la cuve de pression du réacteur doit également prendre en compte des contraintes induites par les défaillances, comme l'alimentation d'eau froide dans une cuve de pression chaude comme choc thermique en cas de refroidissement d'urgence en tenant compte de l'état du matériau, d'une ductilité réduite pour 40 respectivement 60 années d'exploitation. Entretemps, d'importants recueils de données issues de réacteurs de recherche et industriels existent quant au comportement sous irradiation d'aciers faiblement alliés de cuves de pression. Les courbes limites inférieures pour l'exclusion du comportement de rupture de fragilisation sont pourvues de réserves suffisamment grandes pour les différents facteurs d'influence (voir aussi les exigences dans la directive ENSI-B01 concernant la surveillance du vieillissement). La surveillance du vieillissement repose justement en matière de cuve du réacteur sur un niveau élevé de connaissances et d'expériences, publiées dans des documents de l'AIEA ou de l'OCDE AEN (/14/, /15/, /16/, /20/).

Ces progrès concernant l'état de la science et de la technique ainsi que les expériences acquises n'ont manifestement pas été pris en compte lors de la réalisation de l'étude. Les doutes formulés en bloc concernant l'évaluation des propriétés du matériau de cuves de pression de réacteurs soumises depuis un certain temps aux radiations ne sont pas retraçables et intelligibles.



Classification: aucune
Dossier/Référence: 50FMA.OEFF / ENSI-AN-9023
Titre: Prise de position sur l'étude « Risques liés aux vieux réacteurs nucléaires en Suisse »
Date/Dossier traité par: 23.06.2014 ENSI

3 Vieillissement technologique

3.1 Vieillissement en raison de développements techniques

Critique de l'étude

L'étude présente que le concept de sécurité d'une centrale nucléaire est soumis à un vieillissement en raison des expériences, de nouvelles connaissances scientifiques ainsi que de la mise à jour de la réglementation. Les centrales nucléaires existantes s'éloigneraient toujours plus de l'état de la science et de la technique en fonction de leur âge. Des rééquipements ne pourraient remédier que de façon limitée à ce processus de vieillissement.

Remarque de l'IFSN

Il est évident que les centrales nucléaires existantes ne peuvent pas être complètement maintenues à l'état le plus récent de la science et de la technique. Personne ne conteste que des centrales nucléaires construites il y a 40 ans ne pourraient plus être autorisées aujourd'hui dans leur forme d'alors.

Pour des centrales nucléaires à construire, l'état de la science et de la technique sert de référence (voir le message du Conseil fédéral concernant les initiatives populaires et la loi suisse sur l'énergie nucléaire /1/ concernant l'art. 4 LENU). Pour les centrales nucléaires existantes, l'art. 22 al. 2 let. g LENU exige en revanche de rééquiper l'installation dans la mesure où les expériences faites et l'état de la technique du rééquipement l'exigent, et au-delà si cela contribue à diminuer encore le danger et pour autant que ce soit approprié.

La législation suisse sur l'énergie nucléaire différencie clairement les exigences posées aux nouvelles centrales de celles posées aux installations existantes. L'autorité de surveillance doit appliquer ces prescriptions et renonce ici à un commentaire d'une critique à l'encontre des lois suisses motivée de manière politique.

3.2 Rééquipements

Critique de l'étude

L'utilisation positive de rééquipements est fortement relativisée dans l'étude. Elle est même en partie remise fondamentalement en question. Les centrales nucléaires deviendraient même moins sûres du fait des rééquipements car le risque de faire de nouvelles erreurs augmenterait avec la complexité des rééquipements. L'expérience en matière de rééquipements de centrales nucléaires le justifierait.

Remarque de l'IFSN

Il est incontesté que les rééquipements sont également soumis à certaines limites techniques. D'ici à en déduire que les rééquipements seraient généralement peu efficaces et même contre-productifs, peut paraître étrange.

Les doutes formulés dans l'étude sont en contradiction avec le consensus international selon lequel la sécurité des centrales nucléaires existantes peut être continuellement améliorée grâce aux rééquipements. Cette conception fondamentale se retrouve également dans des exigences internationales de sécurité reconnues, notamment de l'AIEA, chapitre 1 /2/ et de la WENRA, Issue A /3/. Des rééquipements importants ont entre autres été réalisés dans les centrales nucléaires de Mühleberg et de Bez-



Classification:	aucune
Dossier/Référence:	50FMA.OEFF / ENSI-AN-9023
Titre:	Prise de position sur l'étude « Risques liés aux vieux réacteurs nucléaires en Suisse »
Date/Dossier traité par:	23.06.2014 ENSI

nau. La sécurité des deux centrales nucléaires a ainsi pu être notablement améliorée. Le très bon niveau de sécurité, en comparaison internationale, des centrales nucléaires suisses les plus anciennes a aussi été confirmé de manière indépendante lors du test de résistance de l'Union européenne (http://ec.europa.eu/energy/nuclear/safety/stress_tests_de.htm).

3.3 Etudes de sécurité probabilistes

Critique de l'étude

L'étude remet en question de manière générale la pertinence d'études probabilistes de sécurité. En Suisse, l'analyse probabiliste serait utilisée pour démontrer la soi-disant sécurité des centrales nucléaires et ainsi pouvoir nier des manques selon la réglementation déterministe.

En raison d'incertitudes de modèle, de la négligence d'effets dus au vieillissement, de fréquences de défaillance déterminées de façon insuffisante et du traitement arbitraire de défaillances de cause commune, les études probabilistes seraient marquées par des incertitudes importantes. En cas de marge d'erreur de 100 et d'une fréquence d'endommagement du cœur d'une fois tous les 10 000 ans, la vraie valeur pourrait se situer autour d'une fois tous les 100 ans.

Remarque de l'IFSN

Il est objectivement faux d'affirmer que des exigences déterministes seraient affaiblies en Suisse à l'aide d'études probabilistes de sécurité. Ces dernières doivent être réalisées en plus d'études de sécurité déterministes et non pas à leur place. Les prescriptions déterministes ne sont donc pas affaiblies mais des exigences accrues sont au contraire posées aux centrales nucléaires.

La réalisation d'études probabilistes de sécurité, notamment la construction de modèles, la détermination de fréquences de défaillance (en tenant compte aussi du vieillissement) et la prise en considération des défaillances de cause commune sont réglées dans la réglementation suisse (directives ENSI-A05 sur la qualité et l'étendue de l'étude probabiliste de sécurité et ENSI-A06 sur les applications de l'étude probabiliste de sécurité) conformément à l'état actuel de la science et de la technique. L'IFSN participe activement au niveau international au développement de la méthode. Un compte rendu annuel se trouve sur ce point dans le rapport accessible au public sur l'expérience et la recherche.

La fréquence d'endommagement du cœur, prétendue dans l'étude, d'une fois tous les 100 ans est contredite par la réalité. En présence d'une fréquence d'endommagement du cœur d'une fois tous les 100 ans dans les environ 400 centrales nucléaires en fonctionnement actuellement dans le monde, il y aurait quatre fusions du cœur par année en moyenne.

4 Ecart par rapport à l'état de la science et de la technique

Dans le chapitre 3 de l'étude, une synthèse présente comment les centrales nucléaires suisses respectent l'état actuel de la science et de la technique dans le secteur nucléaire. Concernant la définition de l'état de la science et de la technique, l'étude présente que celui-ci ne peut être qu'en partie compris dans des règles nationales et internationales et qu'il faut donc également recourir à la littérature scientifique internationale. Les règles ou la littérature sur lesquelles reposent les définitions ne sont en revanche pas spécifiées.



Classification:	aucune
Dossier/Référence:	50FMA.OEFF / ENSI-AN-9023
Titre:	Prise de position sur l'étude « Risques liés aux vieux réacteurs nucléaires en Suisse »
Date/Dossier traité par:	23.06.2014 ENSI

Bien que l'étude contienne une bibliographie détaillée, les évaluations déduites ne sont justifiées qu'à quelques endroits seulement par une référence bibliographique. Des manques en matière de sécurité ont été déduits à plusieurs endroits sur la base de pures suppositions.

L'IFSN prend position dans les chapitres suivants sur les principales déclarations et évaluations de la synthèse.

4.1 Construction et contrôle des cuves de pression des réacteurs

Critique de l'étude

Selon l'état supposé dans l'étude de l'état de la science et de la technique, les cuves de pression des réacteurs doivent être soudées à partir de viroles forgées et sans soudure, qui ne contiennent pas de joints longitudinaux. Tous les joints de soudure doivent être complètement contrôlables. Le matériau doit posséder une ductilité suffisante.

Ceci ne serait pas le cas pour les centrales nucléaires suisses. D'après l'étude, les cuves des réacteurs de Beznau et de Mühleberg comporteraient des joints longitudinaux et seraient fabriquées à partir d'un type d'acier ayant une ductilité trop faible. Les cuves de pression des réacteurs en question ne seraient en outre contrôlables que de manière très limitée.

Remarque de l'IFSN

Par rapport à la présence de joints longitudinaux dans les cuves de pression des réacteurs de Beznau et de Mühleberg, l'étude contient deux erreurs grossières. Ni les cuves des deux tranches de la centrale nucléaire de Beznau ni celle de la centrale de Mühleberg ne comportent de joints longitudinaux. Il est incompréhensible pour l'IFSN qu'une telle déclaration, manifestement fautive pour des experts, soit diffusée dans l'étude.

Contrairement aux affirmations contenues dans l'étude, le contrôle de tous les joints de soudure des cuves des réacteurs des centrales nucléaires suisses est entièrement garanti. Les joints de soudure dans le secteur du cœur du réacteur sont régulièrement contrôlés et évalués au moyen de procédés par courant de Foucault et par ultrasons en fonction d'un programme de contrôles périodiques. Les joints de soudure du fond ne se trouvant pas dans le secteur du cœur du réacteur et qui sont soumis à un vieillissement plus faible des matériaux sont contrôlés comme c'est habituellement le cas au niveau international au moyen de caméras sous-marines pour identifier des dommages potentiels. Des rapports détaillés sur les contrôles des joints de soudure des cuves de réacteurs sont disponibles dans les prises de position de l'IFSN, accessibles au public, sur les réexamens périodiques de sécurité.

4.2 Contrôle avec des procédés non destructifs

Critique de l'étude

L'étude remet fondamentalement en question le contrôle de systèmes et composants importants en matière de sécurité, notamment de la cuve de pression du réacteur et des conduites importantes pour le refroidissement des réacteurs des centrales nucléaires suisses. En raison des radiations parfois élevées et de l'impossibilité d'accéder à certains secteurs, la possibilité de contrôler serait considérablement limitée.



Classification: aucune
Dossier/Référence: 50FMA.OEFF / ENSI-AN-9023
Titre: Prise de position sur l'étude « Risques liés aux vieux réacteurs nucléaires en Suisse »
Date/Dossier traité par: 23.06.2014 ENSI

L'état des matériaux de l'enceinte de confinement primaire ne pourrait être vérifié que de manière incomplète.

Remarque de l'IFSN

En raison du raisonnement d'ordre général de l'étude, la cause des limitations considérables supposées du contrôle de systèmes et composants importants pour la sécurité n'est pas retraceable et intelligible pour l'IFSN. Leur contrôle est réglé en détail dans l'ordonnance du DETEC (ORCSN) /21/, la directive ENSI-B01 sur la surveillance du vieillissement, la directive ENSI-B06 sur la maintenance des récipients et conduites classés au niveau de la sécurité, la directive ENSI-B07 sur la qualification des contrôles non destructifs pour les récipients et conduites classés au niveau de la sécurité, le règlement NE-14 de l'ASIT et la prescription de construction applicable en Suisse (code ASME, section XI). Le respect de ces exigences est surveillé de manière stricte par l'IFSN.

La prescription de construction exige que la possibilité d'effectuer des contrôles périodiques aux endroits requis doit être garantie. Pour s'en assurer, le premier contrôle périodique est réalisé comme contrôle de base lors de la fabrication déjà.

L'IFSN a ordonné des mesures supplémentaires dans le cadre des prises de position sur l'exploitation à long terme /8/, /9/ en vue de la surveillance de l'état des matériaux des enceintes de confinement primaire des centrales nucléaires de Beznau et de Mühleberg.

4.3 Respect du concept d'exclusion de rupture (sécurité de base) pour des conduites importantes

Critique de l'étude

L'étude déclare les critères de la sécurité de base comme état de la science et de la technique. Ces critères n'auraient pas été respectés ou seulement en partie par toutes les centrales nucléaires suisses. Dans ces dernières, des conduites composées de demi-coques auraient été utilisées dans les enveloppes à pression. De plus, les épaisseurs des parois des tuyaux n'auraient aucunes ou de très faibles réserves pour des événements hors dimensionnement.

Remarque de l'IFSN

Le concept d'exclusion de rupture mentionné dans l'étude est une règle spécifique allemande. Il en va de même des critères de sécurité de base correspondants. Les centrales nucléaires suisses ont été construites selon les bases de la prescription américaine de construction du code ASME. Ce dernier est très répandu au niveau international et est aussi utilisé lors de la construction de nouvelles centrales nucléaires. Le concept de sécurité du code ASME se différencie sur certains points du concept allemand d'exclusion de rupture. Dans sa globalité, il offre un cadre de sécurité comparable. Il paraît donc étrange que des exigences allemandes spécifiques soient déclarées dans l'étude comme seul état de la science et de la technique valable.

Les enveloppes à pression des centrales nucléaires de Leibstadt et de Mühleberg ne comprennent aucuns tuyaux soudés sur la longueur. Les indications correspondantes dans l'étude sont fausses. A Beznau et à Gösgen, quelques coudes de conduites ont été fabriqués à partir de demi-coques soudées sur la longueur. Ceux-ci sont admissibles selon le code ASME. L'apparition de fuites est exclue dans une large mesure en raison de la surveillance de la qualité des joints de soudure lors de la fabrication et des contrôles périodiques réguliers.



Classification: aucune
Dossier/Référence: 50FMA.OEFF / ENSI-AN-9023
Titre: Prise de position sur l'étude « Risques liés aux vieux réacteurs nucléaires en Suisse »
Date/Dossier traité par: 23.06.2014 ENSI

Les démonstrations d'exclusion de rupture ou de fuite avant rupture, équivalentes selon le code ASME, ont pu être apportées avec succès par les centrales nucléaires de Beznau, Gösgen et Mühleberg. Les résultats sont consignés dans les prises de position correspondantes de l'IFSN relatives à l'exploitation à long terme de Beznau et de Mühleberg et sur le réexamen périodique de Gösgen. Ils sont accessibles au public. A Leibstadt, la démonstration a eu lieu sur la base d'une hypothèse de défaillance correspondant à une rupture aux deux extrémités de la conduite d'alimentation en eau, respectivement de vapeur vive.

Par rapport aux épaisseurs des parois des conduites de l'enveloppe à pression, il peut être généralement retenu que l'usure due à la tension dans les parois en raison de contraintes mécaniques et thermiques se situe bien en-dessous de 100%. Il existe encore une distance de sécurité sensiblement plus élevée jusqu'à la limite de rupture (déformation plastique ou rupture).

4.4 Trains de refroidissement de secours et d'évacuation de la chaleur résiduelle

Critique de l'étude

D'après l'étude, l'état de la science et de la technique requiert quatre trains séparés dans l'espace et au niveau fonctionnel pour le refroidissement de secours et l'évacuation de la chaleur résiduelle. Une défaillance doit aussi pouvoir être maîtrisée lorsqu'un train est en panne en raison d'une erreur isolée active ou passive et qu'un deuxième train est indisponible en raison d'une réparation. A Beznau, Leibstadt et Mühleberg, les différents trains de refroidissement de secours et d'évacuation de la chaleur résiduelle ne seraient pas séparés dans l'espace de manière stricte. Dans ces trois centrales, la maîtrise de l'erreur isolée passive n'aurait pas été démontrée.

La centrale nucléaire de Gösgen ne disposerait que de trois trains de refroidissement de secours et d'évacuation de la chaleur résiduelle complets. L'erreur isolée ne serait donc pas maîtrisée en cas de réparation simultanée d'une redondance.

Remarque de l'IFSN

Il faut d'emblée remarquer que l'opinion soutenue dans l'étude, selon laquelle les trains de secours et d'évacuation de la chaleur résiduelle doivent être présents au nombre de quatre, est logiquement incorrecte. Lorsque deux trains sont indisponibles en raison d'une erreur isolée ou d'une réparation, un troisième train de sécurité à part entière suffit pour garantir la fonction. Quatre trains ne sont pas nécessaires dans cette optique.

Les installations plus anciennes de Beznau et de Mühleberg disposaient au départ de deux trains de refroidissement de secours et d'évacuation de la chaleur résiduelle. Elles remplissaient alors notamment la maîtrise de défaillances en cas d'erreur isolée exigée dans les exigences de sécurité de l'AIEA, Requirement 25 /2/ et de la WENRA, Issue E /3/, reconnues au niveau international. La séparation spatiale et fonctionnelle des trains de sécurité ne faisait pas l'objet de la conception originale des deux installations. Les trains de secours rééquipés plus tard ont été ordonnés de sorte qu'ils soient dans une large mesure séparés spatialement et fonctionnellement des trains de sécurité d'origine. Malgré ces rééquipements, les trains de sécurité de Beznau et de Mühleberg ne disposent pas du même degré d'indépendance fonctionnelle et de séparation spatiale que les centrales nucléaires de la génération la plus récente. L'IFSN a donc requis des rééquipements supplémentaires dans le cadre de sa prise de position sur la sécurité de l'exploitation à long terme. Les exigences de



Classification:	aucune
Dossier/Référence:	50FMA.OEFF / ENSI-AN-9023
Titre:	Prise de position sur l'étude « Risques liés aux vieux réacteurs nucléaires en Suisse »
Date/Dossier traité par:	23.06.2014 ENSI

sécurité reconnues au niveau international, notamment de l'AIEA Requirement 21 /2/ et de la WEN-RA, Issue E /3/, sont entièrement respectées par les installations de Beznau et de Mühleberg.

Avec le rééquipement des trains de secours, le degré de redondance des installations de Beznau et de Mühleberg a été amélioré de sorte que la réparation supposée en plus est couverte au minimum lors des défaillances attendues le plus fréquemment. De plus, les conditions d'exploitation admises lors de l'indisponibilité d'un train de sécurité sont nettement plus étroitement limitées que dans des installations plus récentes. Dans de plus anciennes centrales aussi, le principe de conception de la redondance est appliqué de sorte qu'elles puissent être exploitées de manière sûre.

Selon la réglementation suisse et en accord avec les normes internationales de l'AIEA (voir exigence 5.40 /2/), il est possible de renoncer pour des composants passifs à l'hypothèse de l'erreur isolée lorsque ces composants possèdent de manière prouvée la haute qualité requise et ne sont soumis à aucun mécanisme d'endommagement latent (voir aussi SSR 2/1 chap. 5 Design Basis /2/ Requirement 25 chap. 5.40). Les démonstrations ont été apportées par Beznau et Mühleberg.

Dans les installations plus récentes de Gösgen et de Leibstadt, la séparation spatiale et fonctionnelle des trains de sécurité spécifiques a été appliquée de manière stricte lors de la conception déjà. L'affirmation de l'étude, selon laquelle ce principe de conception n'aurait été que partiellement appliqué dans la centrale nucléaire de Leibstadt, est objectivement fausse. Dans l'expertise de la Division principale de la sécurité des installations nucléaires de 1984 concernant sa mise en service /4/, il a été montré que les systèmes de refroidissement de secours du cœur et d'évacuation de la chaleur résiduelle remplissent toutes les exigences concernant la séparation spatiale et fonctionnelle. En plus des trains de refroidissement de secours et d'évacuation de la chaleur résiduelle, les installations de Gösgen et de Leibstadt disposent de deux trains de secours particulièrement bien protégés et servant principalement à la maîtrise de défaillances spécifiques. Ils peuvent également assurer la fonction des trains de refroidissement de secours et d'évacuation de la chaleur résiduelle sauf lors de défaillances très rares pouvant se produire. Le degré de redondance des deux installations par rapport à la fonction de refroidissement de secours et d'évacuation de la chaleur résiduelle est en partie meilleur que l'état de la science et de la technique exigé dans l'étude.

4.5 Enceinte de confinement (enveloppe de sécurité autour de la cuve de pression du réacteur)

Critique de l'étude

Il est reproché dans l'étude qu'une analyse de défaillance de l'enceinte de confinement contrôlée par l'IFSN n'existerait pour aucune des centrales nucléaires suisses.

Remarque de l'IFSN

Le reproche formulé dans l'étude est manifestement faux. Les analyses de défaillance, avec lesquelles la maîtrise de défaillances de dimensionnement ainsi que la fonction de l'enceinte de confinement sont démontrées, existent pour toutes les centrales nucléaires suisses. Elles doivent être continuellement complétées par les exploitants des centrales nucléaires et sont évaluées par l'IFSN dans le cadre des réexamens périodiques de sécurité (RPS). Les résultats sont consignés dans les prises de position de l'IFSN sur les réexamens périodiques de sécurité. Ces expertises sont accessibles au public.



Classification: aucune
Dossier/Référence: 50FMA.OEFF / ENSI-AN-9023
Titre: Prise de position sur l'étude « Risques liés aux vieux réacteurs nucléaires en Suisse »
Date/Dossier traité par: 23.06.2014 ENSI

4.6 Arrêt automatique de réacteur

Critique de l'étude

Le système d'arrêt automatique du réacteur de la centrale nucléaire de Mühleberg ne remplirait pas les exigences liées à la redondance et à la séparation spatiale. De plus, le second système disponible de mise à l'arrêt serait trop peu fiable.

Remarque de l'IFSN

Le déclenchement de l'arrêt automatique du réacteur de Mühleberg peut aussi bien être ordonné via la commande de sécurité des systèmes d'origine que via le système alternatif d'arrêt du réacteur et d'isolation (ARSI), séparé spatialement dans un bâtiment de sauvegarde bunkérisé. La fonction du système d'arrêt automatique des installations suisses à eau bouillante lors du fonctionnement de puissance est résistant aux défaillances et fonctionne, au contraire des installations allemandes à eau bouillante, sans énergie extérieure pour l'actionnement (air comprimé et/ou énergie électrique).

De plus, un deuxième système de mise à l'arrêt basé sur un principe d'actionnement différent est disponible en vue de garantir la sécurité de mise à l'arrêt.

Dans sa prise de position sur l'exploitation à long terme de la centrale nucléaire de Mühleberg /8/, l'IFSN arrive à la conclusion que les systèmes visant à garantir la sécurité de mise à l'arrêt remplissent les principes de conception relatifs à la redondance et à la diversité selon l'état de la technique de rééquipement. L'étude ne fournit aucun argument contredisant cette évaluation.

4.7 Règle des 30 minutes

Critique de l'étude

Selon l'état de la science et de la technique, des systèmes de sécurité automatiques devraient donner 30 minutes aux opérateurs jusqu'à ce qu'ils doivent activement intervenir en cas de défaillance (ladite règle des 30 minutes). En renvoyant à une mauvaise référence, l'étude fait valoir que la règle des 30 minutes ne fonctionne pas lors de tous les scénarios de défaillance à supposer dans les installations suisses. Les documents qui permettent d'en évaluer le degré de conformité n'auraient pas été publiés.

Remarque de l'IFSN

En Suisse, des écarts par rapport à ladite règle des 30 minutes sont admissibles pour les centrales nucléaires existantes. Les évaluations correspondantes de l'IFSN sont consignées dans des prises de position, accessibles au public, relatives à l'exploitation à long terme, respectivement au réexamen périodique de sécurité.

4.8 Alimentation électrique de secours

Critique de l'étude

L'étude fait valoir que l'alimentation des systèmes de sécurité en courant de secours devrait être réalisée à l'aide de deux fois quatre trains avec à chaque fois un générateur diesel. Ces deux fois quatre trains de l'alimentation électrique de secours devraient être séparés sur les plans fonctionnel et spatial. Cette exigence ne serait remplie par aucune des quatre centrales nucléaires suisses.



Classification: aucune
Dossier/Référence: 50FMA.OEFF / ENSI-AN-9023
Titre: Prise de position sur l'étude « Risques liés aux vieux réacteurs nucléaires en Suisse »
Date/Dossier traité par: 23.06.2014 ENSI

Remarque de l'IFSN

L'étude déclare des principes de conception de certaines installations allemandes comme unique état de la science et de la technique valable. Ceci ne tient pas la route. L'avis soutenu dans l'étude, selon lequel l'alimentation électrique de secours des systèmes de sécurité devrait être disponible sur quatre trains, est manifestement fausse. A partir des postulats de défaillance présentés dans l'étude (erreur isolée et réparation dans un train de sécurité à chaque fois), pas plus de trois trains de sécurité à part entière ne peuvent être déduits.

Dans ses expertises, l'IFSN est arrivée à la conclusion que les centrales nucléaires suisses remplissent les exigences helvétiques concernant les systèmes d'alimentation électrique de secours selon l'état de la technique de rééquipement. L'étude ne fournit aucun argument qui contredit cette évaluation.

4.9 Tremblements de terre

Critique de l'étude

L'étude critique que le dimensionnement antisismique ne serait pas démontré selon l'état actuel de la science et de la technique. L'importante étude Pegasos sur l'aléa sismique en Suisse montrerait que les risques d'endommagement seraient nettement plus élevés que ce qui était jusque-là admis en termes de dimensionnement des centrales nucléaires suisses.

Remarque de l'IFSN

Au niveau international, seule la Suisse a réalisé une nouvelle analyse de l'aléa sismique pour les sites des centrales nucléaires selon les exigences scientifiques les plus élevées de SSHAC Level 4. Les résultats ont montré des valeurs d'accélération plus élevées que les valeurs de dimensionnement antisismique de départ.

Toutes les centrales nucléaires suisses ont été enjointes par l'IFSN de démontrer la maîtrise des valeurs supérieures d'accélération. L'étude ne répète ici que des requêtes formulées depuis longtemps par l'IFSN.

4.10 Inondations externes

Critique de l'étude

L'étude affirme que le dimensionnement contre les crues ne serait pas démontré d'après l'état actuel de la science et de la technique. Il y aurait une multitude de publications scientifiques qui prouveraient que les risques d'inondation en Suisse auraient été très nettement sous-estimés.

Remarque de l'IFSN

La démonstration de la maîtrise d'inondations extrêmes a été à nouveau apportée par toutes les centrales nucléaires suisses après l'accident de Fukushima. L'IFSN suit toujours le thème de l'aléa lié aux inondations. L'affirmation, selon laquelle il existerait une multitude de publications scientifiques qui prouveraient que les risques d'inondation en Suisse auraient été très sous-estimés, n'est pas appuyée par des références.



Classification: aucune
Dossier/Référence: 50FMA.OEFF / ENSI-AN-9023
Titre: Prise de position sur l'étude « Risques liés aux vieux réacteurs nucléaires en Suisse »
Date/Dossier traité par: 23.06.2014 ENSI

Selon l'IFSN, une protection suffisante a été démontrée pour toutes les centrales nucléaires contre les crues. Les résultats de l'évaluation sont consignés dans les prises de position de l'IFSN accessibles au public.

4.11 Chute d'avion

Critique de l'étude

L'étude exige que les centrales nucléaires doivent être sécurisées contre des chutes intentionnelles et accidentelles de gros avions de ligne (B747, A380). Toutes les centrales nucléaires suisses seraient insuffisamment protégées contre des chutes d'avion en raison de la faible épaisseur de l'enceinte de confinement primaire et du bâtiment réacteur.

Remarque de l'IFSN

L'exigence de l'étude va clairement au-delà des prescriptions légales. En Suisse, la démonstration de la protection suffisante contre des chutes d'avion doit être réalisée sur la base d'un type d'avion civil ou militaire en service au moment de la demande d'autorisation de construire. Il faut alors choisir le type d'avion qui exerce les plus importantes impulsions de charge sur le bâtiment en cas de conditions réalistes /7/. Cette disposition est contraignante pour l'IFSN. Les démonstrations correspondantes ont été réalisées par toutes les centrales nucléaires suisses et acceptées par l'IFSN.

4.12 Nombre de boucles

Critique de l'étude

D'après l'étude, les réacteurs à eau pressurisée doivent avoir au minimum quatre boucles de circulation (circuits primaires de refroidissement) pour satisfaire à l'état de la science et de la technique. Cette exigence ne serait pas remplie par les réacteurs suisses à eau pressurisée.

Remarque de l'IFSN

Le nombre de circuits de refroidissement dans les réacteurs à eau sous pression n'est pas une caractéristique de sécurité essentielle et n'est donc pas compris dans les exigences reconnues au niveau international de l'AIEA et de la WENRA /2/, /3/. Lors de la définition du nombre de circuits de refroidissement, la puissance thermique du réacteur joue en particulier un rôle. L'installation de Beznau, en tant que relativement petite installation, a ainsi un circuit de refroidissement de moins que l'installation moyenne de Gösgen. Pour le concept général de sécurité, le nombre de circuits de refroidissement n'est pas décisif. L'exemple des réacteurs russes à eau pressurisée, exploités aussi à Greifswald en Allemagne, le montre. Ils ont été arrêtés dans les années 1990 en raison de défauts de conception majeurs, bien qu'ils disposaient de six circuits de refroidissement.



Classification: aucune
Dossier/Référence: 50FMA.OEFF / ENSI-AN-9023
Titre: Prise de position sur l'étude « Risques liés aux vieux réacteurs nucléaires en Suisse »
Date/Dossier traité par: 23.06.2014 ENSI

5 Manques spécifiques des plus anciennes centrales nucléaires suisses

5.1 Manques spécifiques de la centrale nucléaire de Mühleberg

Critique de l'étude

L'étude liste pour la centrale nucléaire de Mühleberg le manque d'une deuxième source froide, les risques dus aux incendies et inondations internes, les fissures dans l'enveloppe du cœur, les signes de corrosion à l'enceinte de confinement, le refroidissement insuffisant de la piscine des assemblages combustibles ainsi que la complexité des actions de l'opérateur lors de cas « Anticipated Transient Without Scram » comme étant des manques spécifiques.

Remarque de l'IFSN

Tous les points mentionnés dans l'étude sont évalués dans la prise de position de l'IFSN sur l'exploitation à long terme de la centrale nucléaire de Mühleberg /8/. L'IFSN a requis la réalisation d'une deuxième source froide ainsi que des mesures supplémentaires pour la protection concernant des incendies et des inondations internes, pour les fissures dans l'enveloppe du cœur, pour les signes de corrosion à l'enceinte de confinement, pour le refroidissement de la piscine des assemblages combustibles /5/. Ces mesures d'amélioration ont été complètement ignorées dans l'étude.

5.2 Manques spécifiques de la centrale nucléaire de Beznau

Critique de l'étude

L'étude liste pour la centrale nucléaire de Beznau la vulnérabilité à la corrosion de l'acier du couvercle de la cuve de pression du réacteur, les signes de corrosion à l'enceinte de confinement ainsi que le refroidissement insuffisant des piscines des assemblages combustibles comme étant des manques spécifiques.

Remarque de l'IFSN

L'IFSN a déjà requis la réalisation d'un refroidissement des piscines d'assemblages combustibles résistant aux séismes et inondations. Les couvercles des cuves de pression des réacteurs des deux tranches seront remplacés en 2015 par de nouveaux couvercles composés d'un matériau résistant à la corrosion. L'IFSN a aussi évalué les signes de corrosion à l'enceinte de confinement dans le cadre de sa prise de position sur l'exploitation à long terme de la centrale nucléaire de Beznau /9/. Ces mesures d'amélioration ont été complètement ignorées dans l'étude.

6 Comparaison avec la situation en Allemagne

Critique de l'étude

L'étude critique la législation suisse et la pratique de surveillance. Au contraire de la notion d'« état de la science et de la technique », le terme « état de la technique de rééquipement » employé en Suisse pour les anciennes installations serait un critère vide de sens. Il ne servirait uniquement à masquer les manques existants au niveau de la sécurité par rapport à l'état de la science et de la technique. Les rééquipements exigés par l'IFSN ne seraient pas le résultat d'une comparaison systématique avec les



Classification: aucune
Dossier/Référence: 50FMA.OEFF / ENSI-AN-9023
Titre: Prise de position sur l'étude « Risques liés aux vieux réacteurs nucléaires en Suisse »
Date/Dossier traité par: 23.06.2014 ENSI

exigences actuelles de sécurité et avec l'état de la science et de la technique mais se baseraient principalement sur des réflexions visant à savoir si les mesures sont applicables ou pas dans les installations vétustes.

En Allemagne, onze centrales nucléaires au total auraient été arrêtées notamment en raison des écarts spécifiques par rapport à l'état de la science et de la technique listés dans l'étude pour les centrales nucléaires de Beznau et de Mühleberg.

Remarque de l'IFSN

Le reproche émis dans l'étude, selon lequel l'« état de la technique de rééquipement » ne servirait qu'à masquer les manques existants au niveau de la sécurité, par rapport à l'état de la science et de la technique, est résolument rejeté. Dans les prises de position de l'IFSN concernant l'exploitation à long terme des centrales nucléaires de Beznau /9/ et de Mühleberg /8/, référencées dans l'étude et accessibles au public, les critères de base pour l'évaluation du concept de sécurité sont mentionnés explicitement.

Les exigences correspondantes, notamment l'évaluation des rééquipements selon l'état de la technique de rééquipement et l'application du principe de proportionnalité, sont prescrits par la législation suisse sur l'énergie nucléaire. En tant qu'autorité de surveillance compétente, l'IFSN doit appliquer ces prescriptions et renonce ici à un commentaire d'une critique motivée au niveau politique des lois suisses.

Il n'appartient pas à l'IFSN de commenter des décisions d'autorités de surveillance allemandes ou des lois allemandes. Il faut toutefois retenir que dix des onze centrales nucléaires mentionnées dans l'étude ont été arrêtées en raison de la sortie du nucléaire recherchée par le législateur allemand et non pas en raison de manques concrets au niveau de la sécurité (voir sur ce point la prise de position de la RSK du 16 mai 2011 sous http://www.bmub.bund.de/fileadmin/bmuimport/files/pdfs/allgemein/-application/pdf/sicherheitsueberpruefung_stellungnahme_rsk.pdf).



Classification: aucune
Dossier/Référence: 50FMA.OEFF / ENSI-AN-9023
Titre: Prise de position sur l'étude « Risques liés aux vieux réacteurs nucléaires en Suisse »
Date/Dossier traité par: 23.06.2014 ENSI

Références

- /1/ Botschaft zu den Volksinitiativen sowie zu einem Kernenergiegesetz
<http://www.admin.ch/opc/de/federal-gazette/2001/2665.pdf>
- /2/ IAEA Safety Standards; "Safety of Nuclear Power Plants: Design; Specific Safety Requirements No. SSR-2/1", 2012
- /3/ WENRA SAFETY REFERENCE LEVELS FOR EXISTING REACTORS, DRAFT, 20 November 2013
- /4/ HSK-Gutachten 12/161 „Gutachten zum Gesuch der Kernkraftwerk Leibstadt AG um Erteilung einer Bewilligung für die Inbetriebnahme und den Betrieb eines Kernkraftwerks mit Siedewasserreaktor am Standort Leibstadt“, vom 9. Februar 1984
- /5/ ENSI-Brief an KKM; „Verfügung: Stellungnahme zu Ihrem Bericht vom 31. März 2011“, Verfügung vom 05. Mai 2011
- /6/ ENSI-Brief an KKB; „Verfügung: Stellungnahme zu Ihrem Bericht vom 31. März 2011“, Verfügung vom 05. Mai 2011
- /7/ UVEK; „Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen“, SR 732.112.2 vom 17. Juni 2009
- /8/ ENSI 11/1700; „Sicherheitstechnische Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des Kernkraftwerks Mühleberg“, vom 20. Dezember 2012
- /9/ ENSI 14/1400; „Sicherheitstechnische Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des Kernkraftwerks Beznau Block 1 und Block 2“
- /10/ IAEA-Safety Guide NS-G-2.12; „Ageing Management for NPP“, Vienna, 2008
- /11/ IAEA-EBP-SALTO; „Safety Aspects of Long Term Operation of Water Moderated Reactors“, Wien, July 2007
- /12/ UVEK; „Verordnung des UVEK über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken“, SR 732.114.5 vom 16. April 2008
- /13/ U.S. Nuclear Regulatory Commission; „Regulatory Guide 1.99, Rev. 2: Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials“, May 1988
- /14/ IAEA-TECDOC-1120; „Assessment and management of ageing of major nuclear power plant components important to safety: PWR pressure vessels“, Vienna, October 1999
- /15/ IAEA-TECDOC-1470; „Assessment and management of ageing of major nuclear power plant components important to safety: BWR pressure vessels“, Vienna, October 2005
- /16/ IAEA-TECDOC-1471; „Assessment and management of ageing of major nuclear power plant components important to safety: Primary piping in PWRs“, Vienna, July 2003
- /17/ U.S. Nuclear Regulatory Commission; „Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report“
- /18/ OECD/NEA, Committee on the Safety of Nuclear Installations; „Piping Failure Data Exchange Project (OPDE) Final Report“, NEA/CSNI/R(2012)16
- /19/ Joint IAEA/NEA IRS Reporting Guidelines; „Feedback from safety-related operating experience for nuclear power plant“, IAEA, Vienna (1998)



Classification: aucune
Dossier/Référence: 50FMA.OEFF / ENSI-AN-9023
Titre: Prise de position sur l'étude « Risques liés aux vieux réacteurs nucléaires en Suisse »
Date/Dossier traité par: 23.06.2014 ENSI

- /20/ OECD/NEA, Committee on the Safety of Nuclear Installations; „Comparison Report of RPV Pressurised Thermal Shock International Comparative Assessment Study“, NEA/CSNI/R(1999)3
- /21/ UVEK; „Verordnung über sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen in Kernanlagen (VBRK)“, SR 732.13 vom 9. Juni 2006 (Stand am 1. Januar 2009)