

Sachdokumentation:

Signatur: DS 1215

Permalink: www.sachdokumentation.ch/bestand/ds/1215



Nutzungsbestimmungen

Dieses elektronische Dokument wird vom Schweizerischen Sozialarchiv zur Verfügung gestellt. Es kann in der angebotenen Form für den Eigengebrauch reproduziert und genutzt werden (private Verwendung, inkl. Lehre und Forschung). Für das Einhalten der urheberrechtlichen Bestimmungen ist der/die Nutzer/in verantwortlich. Jede Verwendung muss mit einem Quellennachweis versehen sein.

Zitierweise für graue Literatur

Elektronische Broschüren und Flugschriften (DS) aus den Dossiers der Sachdokumentation des Sozialarchivs werden gemäss den üblichen Zitierrichtlinien für wissenschaftliche Literatur wenn möglich einzeln zitiert. Es ist jedoch sinnvoll, die verwendeten thematischen Dossiers ebenfalls zu zitieren. Anzugeben sind demnach die Signatur des einzelnen Dokuments sowie das zugehörige Dossier.

La consommation des marges de sécurité des installations vieillissantes

Le cas de Beznau

21 janvier 2016

Yves Marignac, Manon Besnard

Rapport commandé par la Fondation Suisse de l'Énergie

Synthèse

L'exploitant de la centrale de Beznau, qui est aujourd'hui la plus ancienne en fonctionnement dans le monde, poursuit malgré cela une stratégie de prolongation de son exploitation. Axpo investit ainsi actuellement 700 millions de francs suisses dans les deux réacteurs de cette centrale, vieux de 46 ans et de 44 ans, avec l'objectif de les exploiter jusqu'à 60 ans.

L'illusion d'une sécurité croissante avec le temps

Une telle stratégie soulève évidemment des questions importantes sur la sécurité¹ des réacteurs, initialement conçus pour fonctionner 40 ans. Les projets de prolongation reposent néanmoins sur l'idée qu'à travers le durcissement des exigences de sécurité et les renforcement des dispositifs de sécurité des réacteurs qui en découlent, la sécurité des réacteurs peut être maintenue et même augmentée au fil du temps.

En réalité, différents facteurs, connus et partiellement traités mais insuffisamment pris en compte dans ce raisonnement, viennent dégrader la sécurité des réacteurs vieillissants. Et la centrale de Beznau ne fait pas exception à cette règle.

La vision selon laquelle la sécurité d'un réacteur augmente avec le temps sous-estime en effet fondamentalement un aspect pourtant essentiel pour l'évaluation de la sécurité, qui concerne la perte progressive des marges. Celles-ci sont une composante très importante de la démonstration de la sécurité des réacteurs : elles couvrent en effet à la fois les incertitudes qui demeurent sur le comportement des matériaux et des équipements et sur les différentes situations d'accident qu'il faut envisager, et les incertitudes relatives à l'état réel des composants et des systèmes, et à leur degré de conformité à une qualité postulée dans la démonstration de sécurité.

L'érosion inévitable des marges

De multiples facteurs concourent ainsi, avec le temps, à l'érosion des marges. On peut citer en particulier, parmi les principaux phénomènes en jeu :

- **la perte progressive des marges initialement introduites à la conception et à la fabrication, notamment lorsqu'on dépasse les durées de vieillissement initialement prévues.** Une partie de ces marges, par exemple la fatigue cumulée par des composants non remplaçables tels que la cuve ou l'enceinte de confinement, n'est pas reconstituable. Une autre, qui concerne l'usure de composants diffus (câbles, tuyaux, supports...), théoriquement remplaçables mais en pratique impossibles à tous remplacer, ne peut l'être que partiellement ;
- **la perte des marges relative à l'incertitude croissante sur l'écart entre l'état supposé conforme et l'état réel de l'installation.** Du fait du vieillissement de l'installation, et malgré les programmes de vérification de la conformité, le risque d'écarts non détectés sur l'état des différents équipements par rapport à leur état supposé augmente. En conséquence, le risque de défaillances non postulées, potentiellement aggravantes dans des situations accidentelles, augmente lui aussi ;
- **les situations où le relèvement des exigences de sécurité n'est pas suivi d'un renforcement équivalent des dispositifs de sécurité, par impossibilité technique ou limitation économique.** Les mêmes équipements sont alors réputés, au nom de la marge dont ils disposaient initialement, répondre à des exigences plus élevées, une partie de la marge initiale se trouvant ainsi consommée ;
- **le cas, plus grave encore de conséquences, où les limites de la conception initiale ne permettent pas de relever les exigences de sécurité** pour s'adapter à une évolution des situations réalistes à prendre en compte ;
- **et la perte de marges relatives à l'évolution de l'environnement de l'installation,** au niveau des conséquences potentielles d'une même situation accidentelle lorsque par exemple la population augmente aux environs.

¹ WISE-Paris adopte dans l'ensemble de cette étude l'usage en vigueur en Suisse, selon lequel la « sécurité nucléaire » désigne la prévention et la limitation des conséquences de situations d'origine accidentelle.

Les limites des stratégies de renforcement

Face à ces différents phénomènes, l'autorité en charge de la sécurité peut imposer un certain nombre d'actions, passant par des compléments d'étude, une intensification du suivi de la conformité, et des renforcements matériels de différents équipements. Elle peut s'appuyer pour cela, comme l'IFSN, sur des principes guides relatifs à la mise en œuvre de renforcements et sur des critères d'arrêt.

Si les renforcements permettent incontestablement de retrouver des marges, ils ne sont en aucun cas de nature à reconstituer ou à compenser l'ensemble des pertes. Là où les premiers font systématiquement l'objet d'une évaluation, les secondes ne sont pas toujours quantifiées, et jamais regardées dans leur globalité. De plus, les critères d'arrêt n'en tiennent pas ou insuffisamment compte.

La perte de marges à Beznau

Bien qu'il soit hors de portée d'une étude comme celle-ci d'en faire l'analyse exhaustive et détaillée, la perte de marges de sécurité de la centrale de Beznau peut être illustrée sur de nombreux plans.

Tout d'abord, les cuves des deux réacteurs de Beznau ont connu une fatigue prévisible, notamment par leur irradiation cumulée, qui a fait évoluer avec le temps la température à laquelle leur acier devient fragile, augmentant leur risque de rupture sous certaines conditions. Elles ne présentent désormais plus qu'une faible marge par rapport au critère d'arrêt défini sur ce point, surtout si l'on tient compte de l'incertitude qui entoure l'estimation de ces valeurs. De plus, à la consommation progressive de cette marge s'ajoute un facteur aggravant non prévu avec la détection de défauts, en nombre considérable sur le réacteur n° 1 et apparemment moindre sur le réacteur n° 2.

Deuxième barrière essentielle pour la sécurité et non remplaçable, les enceintes de confinement en acier et en béton des deux réacteurs ont été ouvertes à l'occasion de changements de générateurs de vapeur et de couvercles des cuves. Si le niveau d'étanchéité requis par la réglementation a pu être rétabli, il n'en va certainement pas de même avec la tenue mécanique de ces ouvrages aux conditions les plus extrêmes imaginables en cas d'accident. Là encore, ce constat est aggravé par la détection d'un phénomène de corrosion sur une partie de la paroi en acier dans chacune des deux enceintes.

Ces points saillants ne sont que la partie la plus visible de phénomènes qui affectent sans doute à Beznau, comme dans toutes les centrales, de nombreux composants, y compris les plus diffus. Sur chaque point pris séparément, une évaluation peut conduire lorsqu'elle est menée à considérer qu'une marge de sécurité résiduelle est maintenue. Toutefois, aucune évaluation de l'impact global de cette évolution et de son caractère cumulatif n'est réalisée.

Par ailleurs, la centrale de Beznau montre des limites croissantes par rapport aux préoccupations de sécurité actuelles. Par exemple, sa résistance à la chute d'avion, par le dimensionnement de son enceinte et le choix de conception de ne pas protéger la piscine d'entreposage du combustible, est très limitée par rapport aux installations plus récentes. D'autres renforcements envisageables, tels qu'une meilleure protection du radier contre le risque de traversée par le corium en cas de fusion du cœur, ne semblent pas envisagés.

On peut enfin relever que la centrale de Beznau, construite dès l'origine dans une région densément peuplée, a vu la population potentiellement concernée par un accident s'accroître de près de 30 % pour atteindre aujourd'hui plus de 1,2 millions de personnes en Suisse dans un rayon de 30 km.

Un risque de plus en plus sous-évalué

Loin de se rapprocher des exigences fortes de sécurité nucléaire que l'on peut attendre à la lumière du retour d'expérience de Fukushima, la centrale de Beznau illustre sur de nombreux points le phénomène de dégradation cachée de ses marges de sécurité. Les dépenses importantes prévues pour son renforcement ne reconstitueront pas les marges perdues au niveau de l'état de ses composants non remplaçables (cuve, enceinte...), de l'usure de ses équipements diffus, ou des limites de sa conception vis-à-vis d'exigences modernes de sécurité. Au vu de ces constats, la poursuite de son fonctionnement dans des conditions de vieillissement sur lesquelles on ne dispose d'aucun retour d'expérience constitue un risque croissant, qui semble à la fois sous-évalué par l'autorité et mal appréhendé par la réglementation actuelle.

Sommaire

1. Introduction	4
2. Marges de sécurité des centrales nucléaires : principe et évolution	6
2.1. Importance des marges de sécurité	6
2.2. Érosion des marges au cours de l'exploitation	8
a. Principe général	8
b. Réduction des marges de sécurité liée au dépassement de la durée de vie prévue	10
c. Réduction des marges de sécurité liée à la perte de conformité	11
2.3. Renforcements de sécurité et impact sur les marges	12
a. Évolution des risques	12
b. Évolution des exigences	14
d. Renforcements de sécurité	14
2.4. Cadre normatif	14
a. Contexte général	15
b. Cadre applicable en Suisse	16
c. Perte des marges	19
3. Le cas de Beznau : une illustration concrète de la réduction des marges	21
3.1. La centrale de Beznau	22
a. Géographie	22
b. Technologie	23
3.2. Vieillesse des cuves	24
3.3. Vieillesse des enceintes	26
a. Ouverture des enceintes	26
b. Corrosion	26
c. Risque de chute d'avion	27
3.4. Autres équipements	29
a. Radiers	29
b. Recombineurs	29
c. Équipements diffus	30
3.5. Conséquences pour la sécurité et l'exploitation des installations	30
a. Inéluctable consommation des marges de sécurité	31
b. Solutions de compensation et limites d'efficacité	32
c. Conséquences en termes de coût et de rentabilité	32
d. Implications pour la politique énergétique	35
4. Conclusions	36
Annexe 1 - Périmètres de la sécurité et de la sûreté nucléaires	38
Annexe 2 - Pistes pour des critères d'arrêt	40

1. Introduction

La question de la poursuite de l'exploitation de réacteurs nucléaires vieillissants se pose partout dans le monde. Du point de vue des exploitants, l'intérêt économique peut être conséquent : dès lors que les coûts nécessaires à cette prolongation restent inférieurs à l'investissement dans de nouveaux réacteurs ou dans d'autres moyens de production, ils cherchent à exploiter le plus longtemps possible des outils de production dont l'investissement initial est depuis longtemps amorti.

Cette stratégie, qui conduit à faire fonctionner les réacteurs au-delà de la durée même qui a été prévue lors de leur conception, soulève de nombreuses préoccupations quant au risque associé. Entre maintenance, renforcement et vieillissement, la capacité à apprécier l'évolution réelle du niveau de sécurité nucléaire² de ces réacteurs constitue un défi grandissant pour les autorités en même temps qu'un enjeu majeur. Cette question se pose de manière cruciale en Suisse aujourd'hui autour de la centrale de Beznau, qui est la plus ancienne en fonctionnement dans le monde.

Au lendemain de l'accident de Fukushima-Daiichi – dès le 14 mars 2011 –, la Suisse a décidé de suspendre les procédures en cours concernant les nouveaux projets de construction de centrales nucléaires³. Le 25 mai de la même année, le Conseil fédéral a formulé le vœu d'arrêter progressivement le recours à l'énergie nucléaire à mesure que les cinq réacteurs existants arriveront à la fin de leur durée d'exploitation. La durée d'exploitation alors évoquée est de 50 ans, conduisant selon les projections du Département fédéral de l'environnement, des transports, de l'énergie et de la communication (DETEC) à l'arrêt de Beznau I en 2019, Beznau II et Mühleberg en 2022, Gösgen en 2029 et Leibstadt en 2034⁴. En janvier 2013, le « Parti écologiste suisse (Les Verts) » a introduit une initiative populaire visant à arrêter les réacteurs nucléaires après 45 ans d'exploitation. Le 9 mars 2015, l'échéance de traitement de cette initiative populaire a été reportée au 16 mars 2016⁵.

Si la décision de ne pas renouveler les centrales nucléaires après la mise à l'arrêt des réacteurs existants n'a pas été remise en question jusqu'à présent, le débat est encore en cours concernant la durée d'exploitation de ces réacteurs, les exploitants souhaitant une autorisation d'exploitation indéfinie (ils prévoient de faire fonctionner leurs installations jusqu'à 60 ans au moins). Pour apporter sa contribution à ce débat, la Fondation Suisse de l'Énergie a commandé une étude visant à expliciter l'évolution des marges de sécurité des réacteurs au cours de leur vieillissement.

Une prolongation de la durée d'exploitation jusqu'à 60 ans, c'est-à-dire au-delà des 40 ans pour lesquels les réacteurs ont été conçus, nécessiterait des investissements importants de remise à niveau de la sécurité. C'est dans cette optique qu'Axpo investit actuellement 700 millions de francs suisses pour les deux réacteurs de Beznau, vieux de 46 et 44 ans respectivement. Ces projets de prolongations d'exploitation et les investissements associés s'appuient sur l'idée que le renforcement des exigences de sécurité accompagné du renforcement des dispositifs de sécurité des réacteurs permettent un maintien, voire une augmentation du niveau de sécurité au fil du temps. Les réacteurs seraient alors de plus en plus sûrs, justifiant les autorisations de prolongation d'exploitation.

² WISE-Paris adopte dans l'ensemble de cette étude la terminologie en vigueur en Suisse, comprise dans le sens suivant : la « sécurité nucléaire » désigne généralement la mise en œuvre de dispositions visant à prévenir et limiter les conséquences de situations d'origine accidentelle (par distinction avec la « sûreté nucléaire », qui vise les situations liées à des actes de malveillance). Cette clarification est nécessaire dans la mesure où les deux termes sont habituellement utilisés par WISE-Paris conformément à leur usage en France, qui est pratiquement inversé. L'objet couvert respectivement par chacun des termes dans la réglementation de chaque pays est rappelé en annexe 1.

³ DETEC, Doris Leuthard: « La sécurité a la priorité absolue », Communiqué de presse, 14 mars 2011. <https://www.uvek.admin.ch/uvek/fr/home/uvek/medien/medienmitteilungen.msg-id-38101.html>

⁴ DETEC, *Dans sa nouvelle stratégie, le Conseil fédéral se décide pour l'abandon progressif du nucléaire*, Communiqué de presse, 25 mai 2011. <https://www.uvek.admin.ch/uvek/fr/home/uvek/medien/medienmitteilungen.msg-id-39337.html>

⁵ Conseil des Etats, *Stratégie énergétique 2050, premier volet. Pour la sortie programmée de l'énergie nucléaire (Initiative Sortir du nucléaire). Initiative populaire*, Session de printemps 2015, Procès verbal de la séance du 9 mars 2015. http://www.parlament.ch/f/suche/pages/geschaefte.aspx?gesch_id=20130074

Une telle vision ne prend pas en compte différents facteurs de réduction de la sécurité, liée à la fois à l'usure par vieillissement des équipements, à l'écart croissant entre l'état réel de l'installation et son état théorique, et à la « consommation » des marges dans la démonstration de sécurité. En tenant compte de ces facteurs, l'augmentation du niveau global de sécurité, et même son maintien, grâce aux améliorations apportées par les renforcements des dispositifs de sécurité, est alors moins évidente et sa démonstration n'est alors nullement acquise.

La présente étude propose de mettre en évidence les mécanismes de réduction des marges de sécurité à l'œuvre dans l'exploitation des réacteurs nucléaires, en exposant leur principe général et en les illustrant, chaque fois que cela sera possible, par des exemples concrets relatifs au cas de la centrale de Beznau. Au-delà du cas particulier d'une des plus vieilles centrales du monde, cette étude vise à alimenter la réflexion sur l'impact du vieillissement des réacteurs de façon plus générale – tous les réacteurs suisses ont été mis en service il y a plus de trente ans – sur la sécurité et l'exploitation des installations.

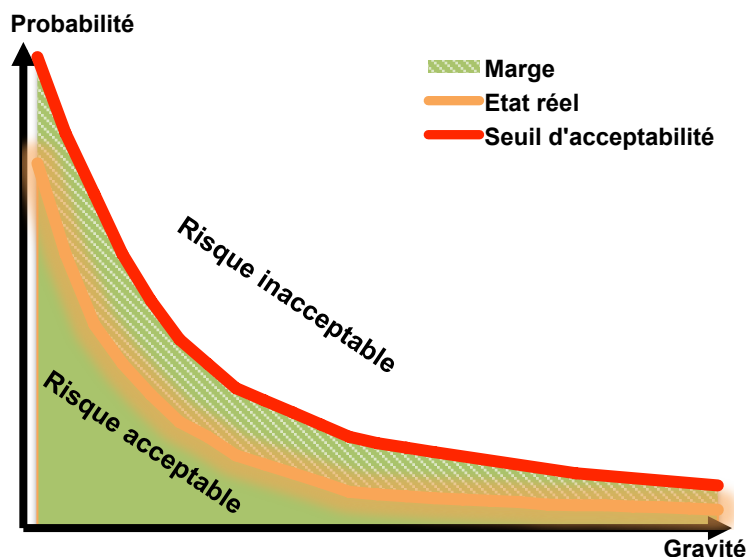
2. Marges de sécurité des centrales nucléaires : principe et évolution

Le niveau de sécurité d'une installation nucléaire n'est pas figé dans le temps au niveau prévu à la conception, ni au niveau atteint à la construction. Il évolue au fil du temps, s'améliorant par exemple d'une part au gré des travaux rendus nécessaires par le maintien, voire le durcissement, des exigences de sécurité, et se détériorant d'autre part sous l'effet du vieillissement des équipements qui contribuent à la sécurité. Au gré de cette évolution, qui met au delà de ces exemples de très nombreux facteurs en jeu, la connaissance et la préservation des marges entre les exigences et l'état réel est un paramètre essentiel pour garantir la sécurité de l'installation.

2.1. Importance des marges de sécurité

Une installation nucléaire ne peut être autorisée qu'à la condition qu'elle respecte certaines exigences de sécurité nucléaire. On considère d'une manière générale, comme principe directeur des actions de prévention mises en place, que plus un événement peut avoir des conséquences graves, plus la probabilité qu'il ait lieu doit être faible. On définit ainsi théoriquement une courbe dite de Farmer qui, pour chaque défaillance possible, associe une probabilité maximale admissible en fonction des conséquences prévisibles. Cette courbe constitue le seuil d'acceptabilité du risque : au delà de cette limite, on considère que l'installation génère un risque supérieur à ce que la société est en mesure d'accepter et qu'il convient alors de mettre l'installation à l'arrêt. Idéalement, cette courbe théorique doit être confrontée à l'état réel de l'installation considérée vis-à-vis des risques (figure 1).

Figure 1 Marges de sécurité d'une installation nucléaire
Schéma de principe des marges de sécurité entre état réel et seuil d'acceptabilité



La courbe de Farmer représente la répartition des événements en fonction de leur degré de gravité d'une part et de leur probabilité d'occurrence d'autre part. Le niveau de probabilité en fonction de la gravité des événements définit un seuil entre un risque jugé acceptable et un risque jugé inacceptable. Compte tenu de l'incertitude sur le niveau réel de sécurité nucléaire d'une installation, il est nécessaire de viser un niveau de relation entre gravité et probabilité suffisamment plus sûr que ce seuil d'acceptabilité pour être certain de rester sous ce seuil. C'est cette différence nécessaire qui constitue la marge de sécurité.

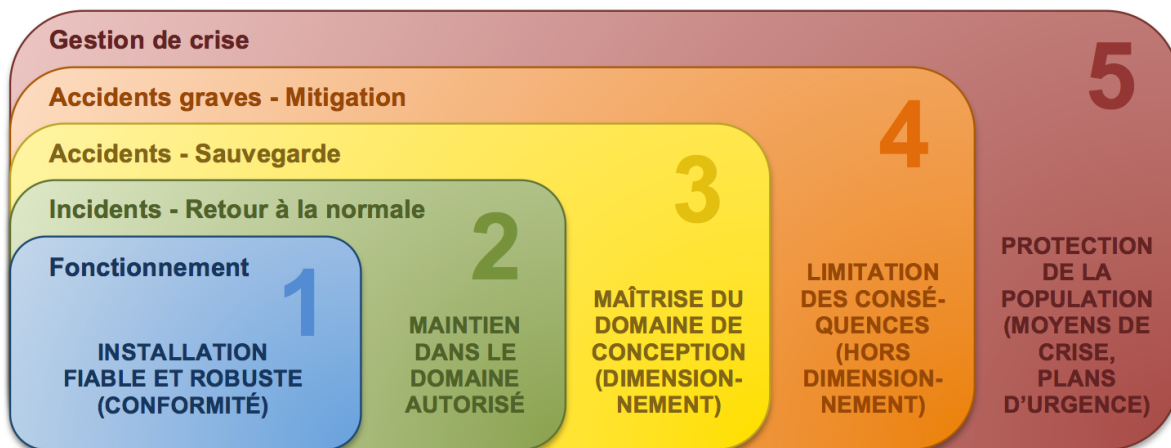
Source : WISE-Paris, 2015

L'état réel de l'installation ne peut toutefois pas être déterminé avec exactitude. Pour s'assurer que le risque engendré par l'installation reste acceptable, il convient de toujours garder une marge entre l'état supposé de l'installation et le seuil d'acceptabilité. Cette marge permet de se donner une assurance par rapport à une dégradation possible de l'état réel de l'installation et de couvrir les incertitudes concernant la connaissance de cet état réel.

Le respect des exigences de sécurité passe par la mise en place d'une stratégie de défense à plusieurs niveaux appelée *défense en profondeur*. Ces niveaux, au nombre de cinq, doivent être suffisamment indépendants pour qu'en cas de défaillance de l'un d'entre eux, les autres permettent d'éviter l'aggravation de la situation (figure 2). Le premier niveau est assuré notamment par la qualité de la conception et de la fabrication de l'installation, afin de prévenir les incidents. Le deuxième niveau repose sur le contrôle, les règles d'exploitation et le suivi en service de l'installation, qui doivent permettre de détecter un incident de manière suffisamment précoce pour éviter la survenue d'un accident. Le troisième niveau doit permettre de maîtriser les effets d'un accident en cas de défaillance des deux premiers niveaux et de ramener l'installation dans un état sûr. Lorsque l'accident n'a pas pu être maîtrisé et évolue vers un accident grave ou majeur, les deux derniers niveaux visent à limiter les conséquences sur les personnes et sur l'environnement. Le quatrième niveau correspondant à l'action de l'exploitant et le cinquième à l'intervention des pouvoirs publics.

Figure 2 Défense en profondeur

Les cinq niveaux de la défense en profondeur d'une installation nucléaire



La démarche de défense en profondeur consiste à définir différents niveaux emboîtés de prévention et de mitigation des situations accidentelles. Elle commence avec la qualité de conception, de fabrication et d'exploitation en fonctionnement normal pour aller jusqu'à la gestion de crise des situations les plus catastrophiques. L'introduction et le maintien de marges de sécurité intervenant tant sur la probabilité d'occurrence d'événements que sur la gravité de leurs conséquences peut intervenir à chacun des niveaux.

Source : WISE-Paris d'après IRSN, 2015

Les marges, indispensables à la démarche de sécurité, s'appliquent à l'ensemble de la démarche de défense en profondeur. Des marges sont prises à différents niveaux, notamment lors de la conception, de la fabrication ou lors de l'établissement des règles d'exploitation et de contrôle ainsi qu'au niveau du dimensionnement des dispositifs de mitigation. Certains choix de conception ou de procédés de fabrication ne pourront pas être révisés une fois l'installation mise en service et auront un impact pendant toute la durée d'exploitation. L'exploitant cherchera par exemple en général à compenser les effets du vieillissement de certains composants, affectant le premier niveau de défense en profondeur, en renforçant le deuxième niveau par une surveillance renforcée.

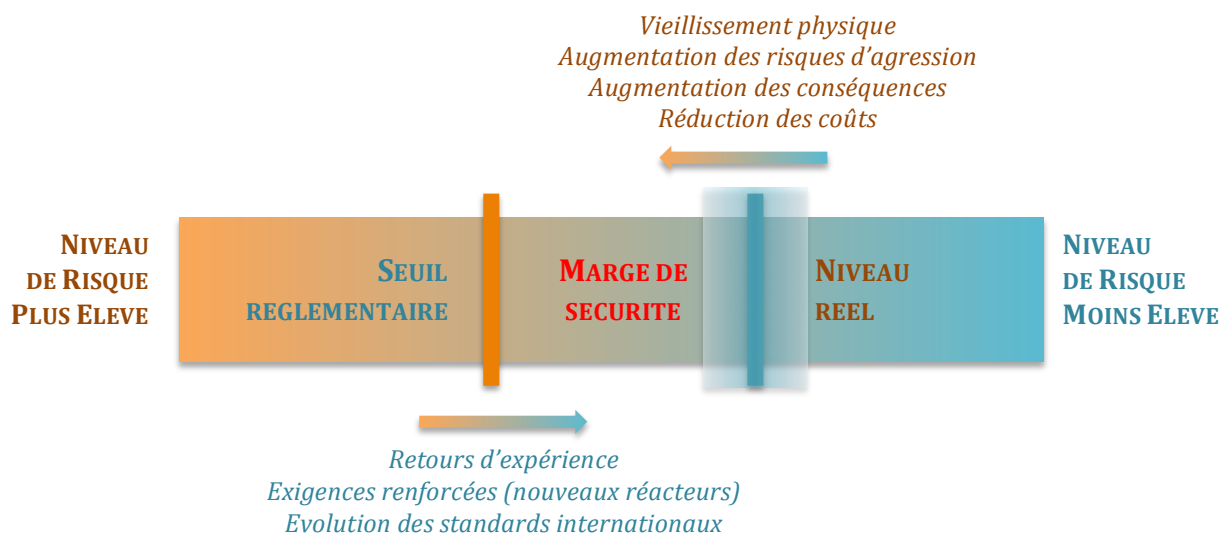
2.2. Érosion des marges au cours de l'exploitation

La marge de sécurité est la différence entre le niveau de sécurité réel de l'installation et le niveau exigé par la réglementation. La consommation des marges de sécurité d'une installation nucléaire au cours de son exploitation peut être due à une réduction du niveau réel ou à une augmentation du niveau de sécurité exigé par la réglementation.

a. Principe général

On peut représenter schématiquement la marge de sécurité comme l'écart que l'on cherche à créer entre le seuil d'exigence réglementaire (défini à partir d'un niveau d'acceptabilité donné), et le niveau réel de l'installation du point de vue de ses équipements et de ses dispositifs de sécurité. Cette représentation doit tenir compte du fait que, si le seuil d'exigence peut être défini de la manière la plus précise possible, le niveau réel de sécurité fait l'objet d'une incertitude en partie au moins irréductible. On peut dès lors identifier les différents facteurs susceptibles d'influer sur cet écart, en faisant évoluer le seuil d'exigence d'une part ou l'état réel d'autre part (**figure 3**).

Figure 3 Réduction des marges de sécurité d'une installation nucléaire
Principaux facteurs allant dans le sens d'une réduction progressive des marges de sécurité



La marge de sécurité caractérise l'écart entre le seuil défini réglementairement et le niveau réel de sécurité de l'installation, lui-même entaché d'une incertitude sur sa caractérisation. Les phénomènes susceptibles de réduire cette marge portent à la fois sur les facteurs pouvant conduire à relever le seuil réglementaire et sur les facteurs techniques, économiques et sociaux pouvant dégrader le niveau réel, du point de vue des probabilités d'occurrence comme de la gravité des conséquences. De plus, l'incertitude qui entoure le niveau réel tend à augmenter elle aussi, ce qui se traduit par une incertitude croissante sur la marge de sécurité.

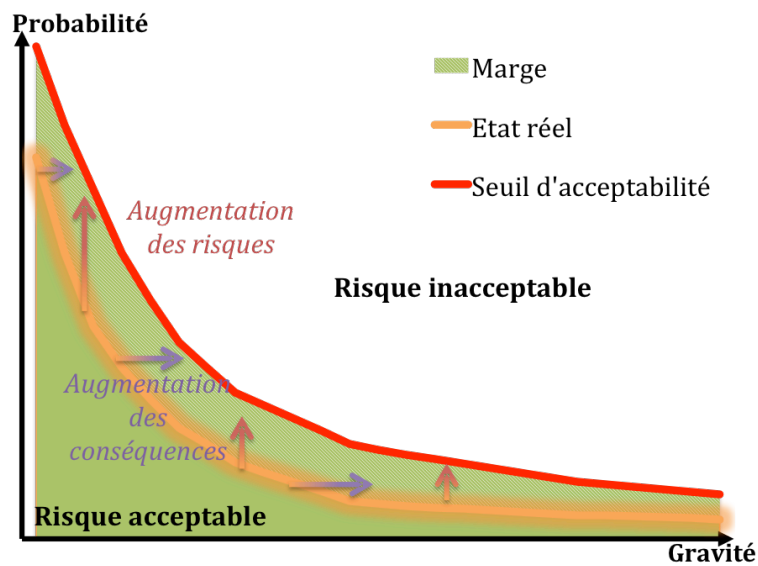
Source : WISE-Paris, 2004, actualisé 2016

On néglige ici les facteurs pouvant conduire à une dégradation du seuil d'exigence : en pratique, hormis sur des aspects ponctuels où le retour d'expérience permet de relâcher certaines exigences, l'évolution des exigences de sécurité appliquées à une installation va dans le sens d'un durcissement.

Il existe en revanche des facteurs susceptibles de faire progresser l'état réel de l'installation, à travers notamment les efforts de maintenance pour rénover des équipements, les additions possibles de dispositifs de sécurité supplémentaires, ou encore l'évolution des règles de conduite vers des conditions plus strictes. On insiste toutefois ici, en regard de ces actions volontaires, sur les facteurs souvent plus mécaniques qui vont dans le sens d'une dégradation de l'état réel de l'installation, à commencer par le vieillissement physique inéluctable de l'ensemble de ses composants, tant qu'ils ne sont pas remplacés (en sachant qu'ils ne peuvent pas tous l'être).

Figure 4 Phénomènes de réduction des marges (1)

Augmentation de la probabilité et de la gravité des événements

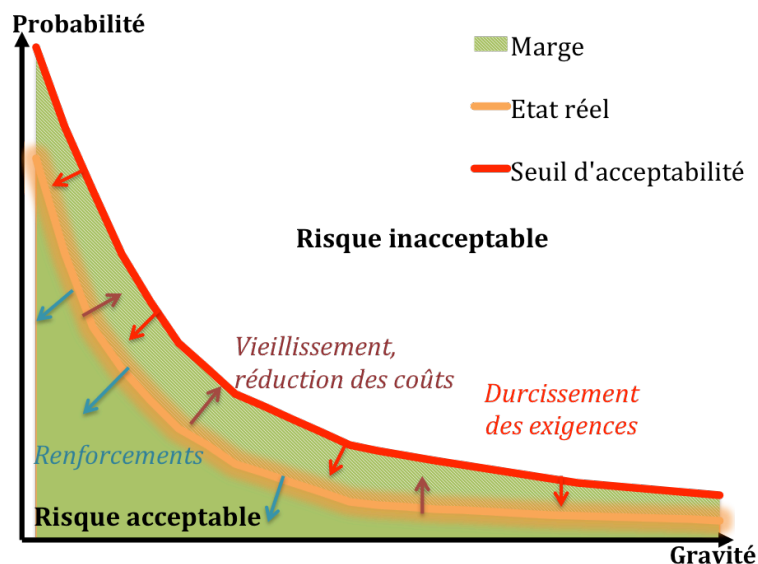


La perte de marges de sécurité peut se traduire, selon les phénomènes en jeu, par une augmentation des risques, c'est-à-dire de la probabilité d'événements concernant la sécurité, avec des causes internes (risque accru de défaillance d'équipements lié à l'usure...) comme externes (augmentation de la fréquence d'agressions naturelles...). Elle peut dans d'autres cas se traduire par une augmentation des conséquences, c'est-à-dire de la gravité des événements, là encore sous l'effet de causes internes (moins d'efficacité des protections...) ou externes (augmentation de la densité de population...).

Source : WISE-Paris, 2015

Figure 5 Phénomènes de réduction des marges (2)

Évolution des exigences et de l'état réel de l'installation



L'évolution d'une installation nucléaire peut s'accompagner, du fait du retour d'expérience et de l'évolution de l'acceptabilité des risques, par un durcissement des exigences de sécurité qui lui sont appliquées. Ce durcissement conduit, pour un état réel constant, à une réduction de la marge de sécurité. Pour retrouver de la marge, il s'accompagne donc souvent de renforcements des règles d'exploitation voire des dispositifs de sécurité. Toutefois, d'autres phénomènes liés de manière inévitable au vieillissement, et parfois à la volonté de réduction des coûts conduisent parallèlement à une dégradation de l'état réel que les renforcements ne peuvent pas totalement compenser.

Source : WISE-Paris, 2015

Rapportée à un diagramme probabilité / gravité d'acceptabilité du risque, la réduction des marges de sécurité peut bien sûr se traduire, selon les cas, par une augmentation de la probabilité d'un événement d'une gravité donnée ou celle de la gravité d'un événement d'une certaine probabilité (figure 4). Par

ailleurs, ce diagramme permet de bien mettre en évidence le principe selon lequel, lorsque le seuil d'acceptabilité est abaissé, la marge de sécurité tend à se réduire par rapport au niveau réel, dans la mesure où celui-ci subit des pressions contradictoires : les renforcements permettent de l'améliorer mais le vieillissement et d'autres facteurs le dégradent, ce qui aboutit à un vrai risque qu'il n'évolue pas dans le même sens que les exigences (figure 5).

b. Réduction des marges de sécurité liée au dépassement de la durée de vie prévue

À sa mise en service, un réacteur nucléaire a normalement un niveau de sécurité supérieur aux exigences applicables. Cet écart est rendu possible par une prise de marges dans le dimensionnement des structures ou des composants et dans la qualité des équipements, lors de la conception et de la fabrication. Le niveau de sécurité effectif de l'installation étant l'objet d'importantes incertitudes, ces marges de sécurité permettent alors en quelque sorte de faire contrepoids avec les marges d'erreur.

Le dimensionnement initial doit également tenir compte du vieillissement prévisible des matériaux utilisés sur la durée d'exploitation, généralement escomptée de 30 à 40 ans. Si leurs effets ne sont pas toujours bien caractérisés, les principaux phénomènes de vieillissement physique sont connus et font l'objet de nombreuses publications⁶.

Certains éléments seront changés au cours de la vie de la tranche, d'autres en revanche, ne pourront être remplacés. Leur longévité doit alors être pensée dès la conception car leur état sera déterminant pour la durée de vie de l'exploitation : dès que leurs caractéristiques ne permettront plus la démonstration d'un niveau de sécurité satisfaisant, le réacteur devra être définitivement arrêté. C'est le cas en particulier de la cuve⁷ ainsi que de l'enceinte de confinement⁸. Ces composants, soumis à différents mécanismes de vieillissement, doivent être particulièrement surveillés étant donné leur importance cruciale pour la sécurité, puisqu'ils constituent la seconde et la troisième barrière de confinement (la première étant les gaines des assemblages combustibles). Les composants diffus, tels que les câbles électriques, peuvent en général être changés individuellement, mais leur grand nombre – on parle de plus de 1000 km pour un réacteur –, la complexité du système et le caractère peu accessible d'une partie des câblages rend peu réaliste un remplacement intégral de ceux-ci.

Le vieillissement physique des matériaux constituant la centrale n'est pas la seule problématique à laquelle un exploitant doit faire face lorsqu'il souhaite faire fonctionner son installation sur une longue durée. La conception elle-même peut devenir obsolète, lorsque de nouveaux modèles de centrales voient le jour. Après quelques décennies, la réparation ou le remplacement des composants ne permettent plus toujours de compenser l'écart grandissant entre le niveau de sécurité de la centrale et celui de celles, plus récentes, avec lesquelles elle cohabite. En effet, la conception initiale impose des limites aux modifications possibles (techniquement ou à un coût économiquement acceptable) de l'installation : les structures de l'installation ne sont pas toujours modifiables (par exemple, une enceinte de confinement à simple paroi ne sera pas transformée en double enceinte avec peau d'étanchéité et dépressurisation de l'espace entre enceintes) et les systèmes et composants ne peuvent pas toujours être remplacés par les technologies les plus récentes dès qu'elles sont disponibles. L'obsolescence de la conception s'accompagne alors d'une obsolescence technologique.

Par ailleurs, le remplacement des composants peut devenir plus difficile en raison d'un manque de pièces de rechange. Les composants nécessaires au fonctionnement de l'installation peuvent devenir

⁶ On en trouvera notamment une synthèse dans deux publications de WISE-Paris en lien avec le thème de la présente étude :
- WISE-Paris, *Propositions pour le développement de Critères d'Arrêt pour les Réacteurs Nucléaires - Une contribution au débat suisse*, rapport commandé par Greenpeace Suisse, juin 2004 ;
- WISE-Paris, *L'échéance des 40 ans pour le parc nucléaire français – Processus de décision, options de renforcement et coûts associés à une éventuelle prolongation d'exploitation au-delà de 40 ans des réacteurs d'EDF*, rapport commandé par Greenpeace France, février 2014.

<http://www.greenpeace.org/france/PageFiles/266521/greenpeace-rapport-echeance-40-ans.pdf>

⁷ Aucune cuve n'a été changée dans le monde et aucun exploitant ne semble envisager un tel chantier. Remplacer une cuve nécessiterait la destruction d'une partie du génie civil qui l'entoure. Ces travaux généreraient de nombreuses questions de sécurité, combinées à une problématique de radioprotection forte liée à l'irradiation de la cuve.

⁸ L'enceinte a une fonction de confinement. On ne peut donc pas la détruire pour en reconstruire une autre à la place.

introuvables du fait de l'évolution du tissu industriel au fil des décennies. Si l'exploitant n'a pas fait les stocks nécessaires au remplacement du composant pendant toute la durée de vie de l'installation, l'arrêt de la fabrication du composant peut avoir un impact sur la sécurité car il contraint l'exploitant à utiliser un composant alternatif qui n'a pas une conception identique au composant d'origine.

C'est cette situation qu'a connue l'exploitant français EDF avec ses groupes électrogènes devant fournir l'alimentation électrique de secours au réacteur en cas de perte de l'alimentation normale. L'entreprise SIC, qui fournissait à EDF une pièce appelée coussinet, nécessaire à la protection de l'arbre moteur des groupes Diesel, a stoppé sa production en 2002. Les stocks alors constitués n'ont été suffisants que jusqu'en 2009. A partir de cette date, le fabricant des diesels a dû utiliser des coussinets d'une autre marque. Ces nouveaux coussinets, présents sur huit centrales en France, se sont par la suite révélés affectés par un vieillissement prématuré. Leur utilisation a mené à la défaillance des deux groupes électrogène ainsi que du groupe d'ultime secours des réacteurs 3 et 4 de Tricastin en 2011. L'incident a été classé au niveau 2 par l'Autorité de sûreté nucléaire française (ASN)⁹, qui a insisté sur la non détection avant la défaillance de ce défaut de nature générique¹⁰. Dans ce cas particulier, d'autres marques fabriquaient des coussinets, mais pour d'autres composants, il est possible qu'il n'existe plus aucun fabricant. Cela peut être le cas lorsqu'une pièce n'est plus utilisée par aucune industrie en dehors des installations nucléaires, n'offrant pas un marché suffisant pour qu'un fabricant maintienne la production. L'exploitant doit alors impérativement avoir fait des stocks suffisants en temps utiles. La prolongation de la durée d'exploitation au-delà de ce que l'exploitant avait initialement prévu risque de le placer dans une situation où les stocks de pièces de rechanges seraient insuffisants, et l'exploitant pourrait être tenté de retarder systématiquement le remplacement des pièces usées.

c. Réduction des marges de sécurité liée à la perte de conformité

Des réexamens de sécurité sont en général réalisés au minimum tous les dix ans. Ils permettent de vérifier la conformité des structures, systèmes et composants de l'installation. D'autres actions de surveillances peuvent permettre de détecter des pertes de conformité. La conformité est une notion binaire : soit l'élément remplit les critères de conformité et il est considéré conforme, soit un ou plusieurs critères ne sont plus remplis et l'élément est déclaré non conforme. Pourtant, la dégradation des matériaux soumis à divers mécanismes de vieillissement ne se fait pas d'un seul coup – même si elle n'est pas nécessairement linéaire. Cette conception de la conformité amène à ne faire aucune différence entre un matériau neuf et un matériau qui respecte encore les critères de sécurité mais ayant servi pendant une longue durée. Ainsi, du moment que ses critères de sécurité sont respectés, la cuve sera par exemple considérée de la même manière, dans les études de sécurité, qu'elle soit neuve ou qu'elle soit en service depuis 40 ans, bien qu'elle ait en réalité été affectée par l'irradiation et par des cycles thermiques nombreux dans le deuxième cas. La dégradation du matériau n'est pas prise en compte, et constitue une perte de marge croissante au cours de la vie du composant.

La dégradation due au vieillissement étant progressive, le passage de l'état conforme à l'état non conforme d'un composant peut se faire sans être détecté immédiatement. La taille de l'installation et le nombre de composants empêchent une surveillance exhaustive fréquente des matériels. Ils sont généralement testés par sondage. Une partie des composants diffus n'est donc pas testée en réalité, le résultat des essais sur un échantillon étant considéré suffisant pour déclarer l'ensemble conforme. En France, la découverte récurrente de non conformités sur différents paliers du parc de réacteurs a

⁹ En lien avec la différence terminologique entre la Suisse et la France, celle-ci est bien en charge de la sécurité nucléaire au sens de la législation suisse.

¹⁰ ASN, *Le rôle pour la sûreté des groupes électrogènes de secours à moteur diesel des réacteurs de 900 MWe et la problématique de l'usure prématurée de leurs coussinets*, Note technique, 17 février 2011.
<http://www.asn.fr/layout/set/print/Media/Files/NOTE-TECHNIQUE-Le-role-pour-la-surete-des-groupes-electrogenes-de-secours-a-moteur-diesel-des-reacteurs-de-900-MWe-et-la-problematique-de-l-usure-prematuree-de-leurs-coussinets>

conduit l'IRSN à s'interroger au fond sur la capacité de l'exploitant à détecter suffisamment tôt les écarts de conformité dans ses installations¹¹.

Une installation peut donc fonctionner avec des éléments non-conformes, dont la non conformité ne sera détectée qu'avec un certain retard (lors d'un test ou révélé par une défaillance). Plus l'installation est exploitée sur une longue durée, plus le nombre de composants approchant de leur limite de conformité augmente, et plus grand est le risque de ne pas détecter une non conformité. On assiste alors à un écart croissant entre l'état théorique de l'installation, qui fait l'hypothèse que tous les composants sont conformes (c'est-à-dire, en termes de performances, comme neufs), et son état réel. Or certains composants ne sont plus conformes et ceux qui le sont ne sont plus neufs pour autant. Cet écart, tant qu'il n'est pas caractérisé, n'est pas pris en compte dans la démonstration de sécurité.

Tant que la marge est positive, les limites réglementaires sont respectées. Cependant, dans un contexte d'augmentation des exigences, se pose la question de l'acceptabilité d'une baisse du niveau de sécurité, même si celle-ci reste dans les limites autorisées.

Le risque de fonctionner avec des non-conformités non détectées augmente à mesure que l'installation vieillit. Attendre de détecter une non-conformité importante pour arrêter un réacteur revient à accepter de fonctionner pendant un temps avec cette non-conformité. Afin d'éviter un tel fonctionnement, l'arrêt d'un réacteur pour cause de sécurité doit être préventif, et non réactif. Si le fonctionnement d'un réacteur dont le niveau de sécurité serait considéré comme insuffisant n'est pas acceptable, alors il convient d'arrêter le réacteur lorsque celui-ci est encore considéré comme sûr. C'est l'avis du directeur de l'Inspection fédérale de la sécurité nucléaire (IFSN), Hans Wanner : « *Les centrales nucléaires ne doivent pas être exploitées jusqu'à tomber en déliquescence. Ceci serait préjudiciable à la sécurité. Une centrale nucléaire doit être désaffectée lorsque des marges de sécurité sont encore disponibles* »¹². Dès lors, le simple fait d'être conforme ne peut suffire à justifier le fonctionnement d'un réacteur : il doit en plus bénéficier de marges suffisantes.

2.3. Renforcements de sécurité et impact sur les marges

Une installation nucléaire qui traverse plusieurs décennies voit son environnement évoluer, indépendamment du vieillissement de ses structures et composants. Cette évolution engendre une modification quantitative et qualitative des risques auxquels elle est soumise, mais aussi des impacts qu'un incident ou accident aurait sur son environnement. L'évaluation des risques et des conséquences peut également évoluer en fonction du progrès des connaissances et du retour d'expérience. Une évolution correspondante des exigences est alors nécessaire, allant généralement dans le sens d'une hausse du niveau de sécurité requis. La hausse des exigences combinée au vieillissement de l'installation génère un besoin de renforcement de sécurité qui peut être conséquent.

a. Évolution des risques

La première source de justification d'éventuels renforcements de sécurité est l'évolution des risques auxquels est soumise l'installation, ou de l'évaluation et de la perception de ces risques. Cette évolution peut se jouer à la fois sur le plan de la probabilité d'occurrence de certaines situations, donc du côté des causes d'accident, ou sur le plan de la gravité de ces situations, c'est-à-dire du côté des conséquences d'un accident.

¹¹ C'est le sens des propos tenus par l'IRSN lors d'une présentation de son avis concernant les quatrièmes visites décennales (VD4) des réacteurs de 900 MW d'EDF, lors d'une réunion de dialogue technique avec l'Association nationale des comités et commissions locales d'information auprès des installations nucléaires (ANCCLI), en septembre 2015.

L'avis de l'IRSN a été remis à l'ASN mais ne sera toutefois rendu public qu'à l'occasion de la publication de la décision que prendra l'ASN à ce sujet.

¹² IFSN, *La sécurité de l'exploitation au-delà de 40 ans doit être démontrée*, 20 décembre 2012.

<http://www.ensi.ch/fr/2012/12/20/la-securite-de-l'exploitation-au-dela-de-40-ans-doit-etre-demontrée/>

● Réévaluation des causes

Une installation nucléaire est dimensionnée en fonction des risques existants et connus au moment de sa conception. Pourtant, certains risques d'agressions externes peuvent évoluer.

C'est par exemple le cas des risques liés à des phénomènes météorologiques extrêmes : l'intensité et la fréquence des inondations, phénomènes de grands chauds, de grands froids, des tempêtes et tornades, ou encore des sécheresses peuvent évoluer en quelques décennies. Le dimensionnement a été réalisé sur la base de l'historique de ces phénomènes, ce qui pourrait ne plus être pertinent dans la mesure où le climat des décennies à venir ne sera pas celui des décennies ou siècles passés en raison des dérèglements climatiques globaux.

C'est également le cas des risques liés à l'environnement industriel de l'installation. Le développement d'industries ou de transports mettant en œuvre des produits dangereux à proximité de l'installation peut engendrer de nouveaux risques initialement non pris en compte dans le dimensionnement. De même, le développement du transport aérien rend obsolète le choix du type d'avion retenu à la conception : les centrales suisses ont été dimensionnées pour la chute d'un Boeing 707, correspondant aux avions les plus gros en service au moment de la conception mais bien plus petits que les avions de ligne actuellement en service. Parallèlement, le nombre et la fréquence des vols ont également augmenté.

Bien que cela sorte du champ de la sécurité nucléaire au sens strict, le risque de chute d'avion peut aussi être regardé sous l'angle de l'acte terroriste. Pris davantage en compte depuis les attentats du 11 septembre que dans les décennies précédentes, le risque de détournement d'avion de ligne renforce considérablement la possibilité d'un crash d'avion de cette catégorie sur un réacteur ou une piscine. D'autres possibilités de malveillance sont aussi apparues au fil des décennies avec l'apparition de nouvelles technologies : cyber attaques, utilisation de drones... Les parades à ces nouveaux risques n'ont pas pu être prises dès la conception.

Enfin, certains facteurs de risque ne sont pas ou trop peu pris en compte dans les démonstrations de sécurité. Il s'agit par exemple des moyens financiers et humains de l'exploitant et du tissu industriel qui l'entoure. En France par exemple, le sujet du « facteur organisationnel et humain » (FOH) fait depuis quelques années l'objet d'une attention croissante dans l'évaluation de la sécurité.

● Réévaluation des conséquences

L'évolution des risques ou de leur perception peut également provenir de facteurs relatifs aux conséquences d'un scénario accidentel.

Ces facteurs peuvent d'abord concerner l'évolution du « terme source », c'est-à-dire de l'inventaire de radioactivité susceptible d'être relâché dans l'environnement dans un scénario d'accident donné. Ainsi, le type de combustible utilisé a des implications directes sur la toxicité d'éventuels rejets. Son évolution n'est donc pas sans conséquences. C'est notamment le cas lorsque son taux de combustion (c'est-à-dire sa performance énergétique, mais aussi son chargement en matières fissiles) augmente, ce qui a été le cas au cours de l'exploitation des réacteurs suisses. C'est surtout le cas lorsqu'on remplace du combustible classique à l'uranium enrichi par du MOX (pour « mixed oxides »), combustible à l'uranium appauvri et au plutonium, issu du traitement des combustibles usés. Ce combustible, introduit en Suisse dès les années quatre-vingt, pose des problèmes supplémentaires tant du point de vue des risques (le réacteur est plus difficile à maîtriser et le combustible entreposé en piscine est plus chaud) que des conséquences (les rejets seraient encore plus nocifs en cas d'accident).

D'autres facteurs peuvent concerner l'évaluation des retombées possibles d'un accident, ou celle des populations touchées. Après l'accident majeur survenu à Tchernobyl en 1986, la catastrophe de Fukushima a fini en 2011 de démontrer que les risques de relâchement de radioactivité avaient été jusque là grandement sous-évalués, tant du point de vue des quantités que de l'étendue des retombées. Les conséquences sur la population d'un accident dépendent par ailleurs de la densité de population autour de la centrale, et dans les régions potentiellement touchées. La population suisse est passée de 6,2 millions d'habitants en 1970 à 8 millions en 2012, soit une augmentation de 30 %. Non seulement le nombre de personnes potentiellement contaminées lors d'un accident est plus élevé

aujourd'hui qu'à la mise en service des premiers réacteurs, mais le nombre de personnes à évacuer et à reloger serait lui aussi plus élevé.

b. Évolution des exigences

L'évolution des risques et des conséquences d'un accident nucléaire rend nécessaire une évolution parallèle des exigences de manière à maintenir le niveau correspondant de sécurité et de risque d'exposition pour la population. Les retours d'expérience d'incidents ou d'accidents, de même que l'amélioration des connaissances, peuvent également amener à revoir les exigences applicables aux installations nucléaires. Il peut arriver que l'évolution des conséquences montre qu'une installation a été surdimensionnée face à certains risques. Néanmoins, l'évolution des exigences va généralement dans le sens de leur renforcement.

Les progrès techniques et technologiques réalisés au cours des décennies conduisent parfois à durcir les exigences, non seulement pour maintenir le niveau de sécurité, mais aussi pour l'augmenter. C'est en particulier le cas lorsqu'une nouvelle génération de réacteur est mise en construction. En effet, les réacteurs existants doivent alors coexister avec des réacteurs bénéficiant des dispositifs de sécurité les plus récents. Il devient dans ce cas plus difficilement acceptable de voir continuer à fonctionner des réacteurs ayant un niveau de sécurité moindre, et les exploitants se voient dans l'obligation de renforcer la sécurité de leurs installations pour s'approcher du niveau des installations plus récentes.

c. Renforcements de sécurité

Le renforcement des exigences n'est pas toujours accompagné d'un renforcement réel de la sécurité. L'exploitant peut parfois démontrer qu'il respecte des critères plus stricts en valorisant les marges initialement présentes. Dans ce cas, le niveau de sécurité réel de l'installation ne change pas, mais la marge entre ce niveau et la nouvelle exigence diminue.

Lorsque l'exploitant intervient physiquement sur son installation ou modifie son organisation pour répondre à une exigence renforcée, les changements effectués peuvent avoir un impact sur d'autres parties de son installation. L'introduction de modifications nécessite de justifier qu'elles n'engendreront pas d'accroissement du risque dans d'autres parties de la démonstration de sécurité. Par exemple, l'introduction de nouveaux matériels ou de nouvelles procédures pourrait complexifier la conduite ou la maintenance de l'installation, et augmenter alors le risque d'erreur humaine.

Enfin, les possibilités de renforcement sont limitées. Le dimensionnement initial est dans certains cas un obstacle à la mise en œuvre de renforcements qui seraient nécessaires à l'atteinte du niveau de sécurité qui serait imposé à de nouveaux réacteurs. *« Par exemple, c'est l'une des raisons pour laquelle les limitations de durée de vie imposées par les autorisations des réacteurs de Beznau II et Mühleberg n'ont pas été levées par le Conseil Fédéral suisse. En effet, ce dernier considéra que même avec les améliorations apportées aux systèmes de refroidissement de secours du cœur, l'état de l'art (tel que pris en compte dans la conception de nouveaux réacteurs, c'est-à-dire la séparation physique des différents trains) ne pouvait être atteint à des coûts raisonnables »*¹³.

2.4. Cadre normatif

La nécessité de préserver les marges de sécurité pour s'assurer que les niveaux d'exigence en matière de sécurité sont atteints, combinée à la multiplicité des facteurs influençant ces marges pose nécessairement la question du cadre normatif permettant de traiter ce problème. Ce cadre est variable en fonction de la réglementation, et plus largement de l'approche générale en matière de sécurité nucléaire de chaque pays. Il tend néanmoins à converger grâce à l'adoption de principes communs.

¹³ WISE-Paris, juin 2004, *op. cit.*

a. Contexte général

Dans le contexte d'un effort croissant d'harmonisation des positions et du cadre de doctrine des autorités de sécurité au niveau international, et particulièrement en Europe, la situation suisse ne saurait être traitée sans la replacer dans la discussion européenne.

● Recommandations européennes

La Suisse n'est en effet; loin s'en faut, pas la seule à être confrontée à la problématique des réacteurs vieillissants. En Europe, la Western European Nuclear Regulators Association (WENRA), association des régulateurs européens dont l'IFSN est membre, a publié en mars 2011 sa position sur l'exploitation à long terme des réacteurs nucléaires¹⁴. WENRA considère que les objectifs de sécurité applicables aux nouveaux réacteurs et les standards de sécurité modernes pertinents doivent être pris comme référence, lors de réexamens périodiques des réacteurs existants, dans le but d'identifier les renforcements de sécurité possibles et raisonnablement réalisables. Cette position vise à réduire autant que possible – en tenant compte des considérations économiques – l'écart croissant entre le niveau de sécurité des anciennes installations et le niveau de sécurité qui serait attendu pour construire un nouveau réacteur.

● État du débat en France

Cette position a trouvé un fort écho en France, où les exigences de principe de l'ASN en matière de sécurité pour les réacteurs vieillissants sont proches de la vision de WENRA. Pour l'ASN, au-delà de la durée d'exploitation prévue dans le dimensionnement initial décrit aujourd'hui comme un objectif de 40 ans, la prolongation de l'exploitation ne se justifie qu'en s'approchant au maximum économiquement acceptable des standards applicables aux nouveaux réacteurs. Dans cette évolution, il convient selon l'ASN de maintenir une marge par rapport à des exigences qui augmentent.

La vision sous-jacente à cette position est que l'imposition de nouvelles exigences, transposées par des renforcements permet selon un principe général de faire progresser la sécurité d'un réacteur. Cette conception, largement partagée parmi les experts des exploitants, de l'autorité et de son appui technique, fait pourtant l'impasse sur une dimension importante : elle oublie que si la sécurité théorique d'un réacteur peut ainsi augmenter, il en va de même pour l'écart entre la sécurité théorique et la sécurité réelle du réacteur, sans qu'on puisse a priori trancher dans quel sens penche le bilan de ces évolutions.

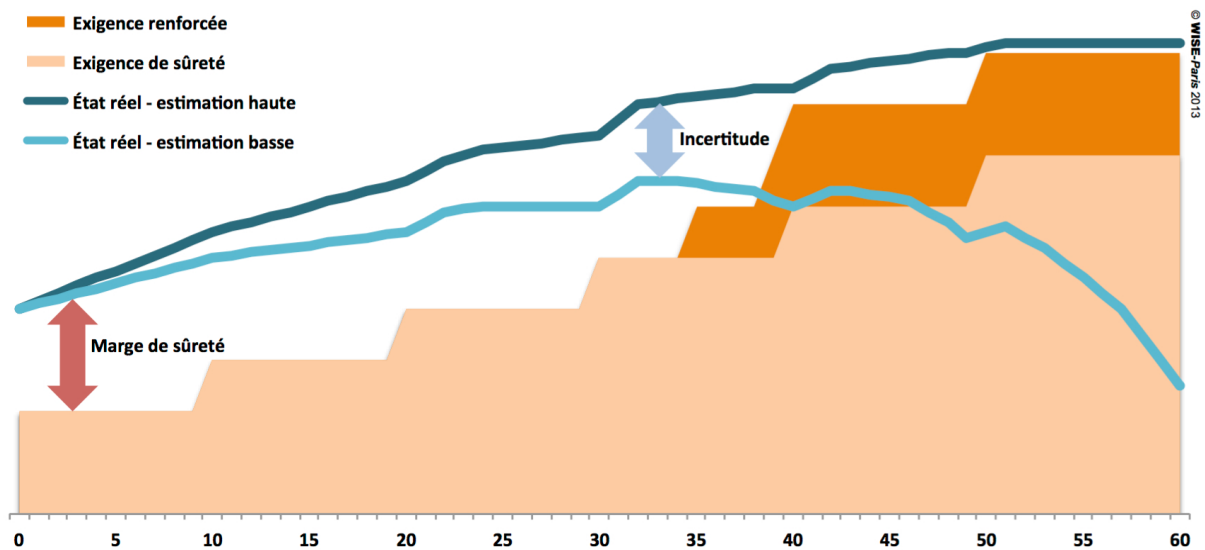
Pour illustrer ce phénomène, WISE-Paris a introduit une représentation schématique des évolutions croisées des exigences, des marges de sécurité et de l'incertitude sur l'état réel de la sécurité au fil de l'exploitation d'une installation (**figure 6**). Ce schéma, sans prétendre représenter la problématique dans toute sa complexité, met en évidence deux enjeux fondamentaux.

Le premier est que la marge de sécurité qui existe entre les exigences de sécurité et l'état recherché de l'installation (appelé ici son état théorique, c'est-à-dire tel que supposé selon la conformité) tend à se réduire à mesure que l'on relève les exigences (ce qui se produit notamment en France à chaque réexamen décennal, ainsi qu'à travers le retour d'expérience, notamment celui de Fukushima). La raison est que bien que les renforcements permettent de relever le niveau réel et retrouver des marges, d'autres marges sont parallèlement consommées sur des équipements non renforcés, et des marges sont perdues dans le vieillissement.

Le second facteur est que l'incertitude augmente du fait du vieillissement et donc du risque croissant d'écart entre l'état réel et l'état conforme. Schématiquement, il devient ainsi de plus en plus difficile d'évaluer si les renforcements sont suffisants pour compenser le vieillissement. Même si l'état théorique répond encore aux exigences, l'incertitude croissante augmente le risque que l'état réel de l'installation ne soit plus conforme à ces exigences.

¹⁴ WENRA, *Pilot study on Long term operation (LTO) of nuclear power plants*, mars 2011.
http://www.wenra.org/media/filer_public/2012/11/05/ltoofnpps_1.pdf

Figure 6 Évolution des marges de sécurité au cours de l'exploitation
Schéma intégrateur de l'évolution des exigences, des marges et des incertitudes



La vie des réacteurs nucléaires se caractérise en France par la réévaluation décennale de leur sécurité, qui s'accompagne en général d'un relèvement des exigences et de prescriptions de renforcement associées. Des exigences supplémentaires peuvent de plus être introduites au vu du retour d'expérience, comme c'est le cas après la catastrophe de Fukushima. Par rapport à la marge de sécurité introduite à la conception et à la fabrication, les renforcements visent à maintenir l'état réel au-dessus des exigences, mais l'écart peut toutefois se réduire à chaque étape entre le seuil visé et l'état supposé. Parallèlement, le vieillissement tend à générer un écart croissant entre l'état supposé de l'installation et son état réel. Le schéma illustre, sans prétention d'échelle, le risque que ces phénomènes conduisent à terme à une situation où l'état supposé conserve une marge par rapport à des exigences renforcées alors que l'état réel se situe sous le seuil d'acceptabilité.

Source : WISE-Paris, 2014

Cette vision porte un diagnostic beaucoup moins optimiste sur la capacité de maintenir indéfiniment, voire d'améliorer la sécurité d'un réacteur avec le temps, grâce au relèvement des exigences et aux renforcements. Elle souligne au contraire le caractère inéluctable d'un point de décrochage où l'état réel de l'installation s'écarte tellement de son niveau théorique qu'il n'est plus conforme aux exigences. Ce constat appelle à l'élaboration d'un système permettant l'évaluation de ce phénomène au cours du temps et à l'établissement de critères correspondant à ce point de décrochage. De tels éléments n'existent pas à l'heure actuelle sous cette forme dans le cadre normatif français. L'IRSN a récemment reconnu à plusieurs reprises la nécessité d'engager la réflexion sur l'introduction de critères d'arrêt¹⁵.

b. Cadre applicable en Suisse

La Suisse traduit les recommandations de WENRA de manière quelque peu différente. Pour l'IFSN, les exigences restent constantes et ce sont les marges qui doivent augmenter à mesure que l'évolution des connaissances et les progrès techniques le permettent¹⁶.

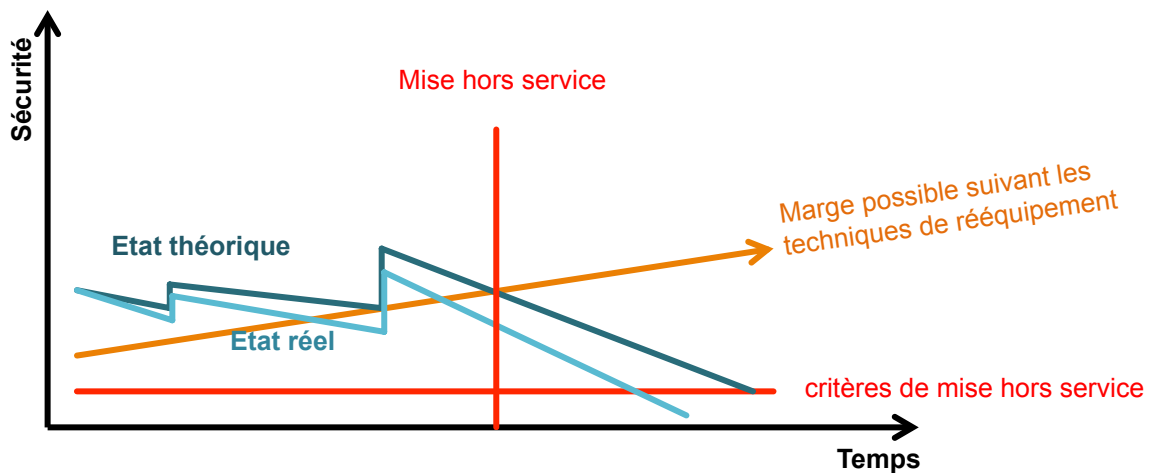
○ Démarche globale

Le choix d'une mise hors service de l'installation au moment où l'état théorique de celle-ci passe en-dessous de la marge rendue possible par les techniques de rééquipement conduit à arrêter l'installation avec un certain retard. L'état réel de l'installation peut en effet être inférieur à l'état théorique et la marge réelle peut alors être plus faible qu'attendu. Pour réduire ce risque, il convient d'évaluer et de tenir compte de l'incertitude grandissante sur l'état réel de l'installation.

¹⁵ Le Directeur de la sûreté de l'IRSN a par exemple rappelé cette préoccupation lors d'une table ronde sur l'échéance des 40 ans lors de la 27^{ème} journée nationale des Commissions locales d'information (CLI), en novembre 2015.

¹⁶ IFSN, *L'IFSN veut plus que la sécurité minimale fixée par la loi*, 23 mai 2003.
<http://www.ensl.ch/fr/2013/05/23/lifsn-veut-plus-que-la-securite-minimale-fixee-par-la-loi/>

Figure 7 Modèle de l'IFSN du processus de mise hors service
Introduction de l'écart entre état théorique et état réel dans une vision basée sur l'état jugé conforme



Selon l'IFSN, l'état général de sécurité d'une installation peut constamment être renforcé par des améliorations techniques. Ainsi, en théorie, la marge vis-à-vis de critères définis comme ceux de la mise hors service peut indéfiniment augmenter. L'IFSN considère dès lors l'évolution de l'état de l'installation par rapport à cette marge techniquement possible. Ce n'est donc pas l'atteinte de ces critères, mais en amont de cela le passage de l'état de l'installation sous la marge techniquement possible qui doit conduire à la mise hors service. Le schéma comporte ici un élément supplémentaire introduit par WISE-Paris, qui concerne la différenciation entre l'état théorique et l'état réel, et l'augmentation de l'écart entre les deux au fil de la vie de l'exploitation. Cette distinction met en évidence le risque que les marges jugées acceptables soient perdues plus tôt que l'état supposé conforme ne l'indique.

Source : WISE-Paris d'après IFSN, 2015

L'IFSN s'appuie pourtant sur une vision de l'évolution de la sécurité qui assimile l'état de l'installation à son état réputé conforme, que nous avons appelé précédemment théorique. Il en découle que son modèle repose sur l'hypothèse d'une possibilité théorique, en fonction de l'évolution technique, de faire indéfiniment progresser la sécurité d'une installation. À l'image du schéma introduit en France par WISE-Paris, l'introduction dans cette représentation de l'écart entre cet état théorique et l'état réel, avec le risque que cet écart augmente avec le temps, modifie profondément la logique mise en œuvre (figure 7).

Conséquence de sa conception ancienne, une centrale en service depuis quelques décennies n'atteindra pas le niveau de sécurité d'une nouvelle centrale, malgré les renforcements effectués. Pour 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. [...] La législation suisse sur l'énergie nucléaire différencie clairement les exigences posées aux nouvelles centrales de celles posées aux installations existantes »¹⁷.

Pour certains risques, le niveau de sécurité requis est fixé à la conception et n'évolue pas. C'est le cas du risque de chute d'avion, pour lequel la réglementation stipule que l'exploitant « doit prendre en compte le type d'avion civil ou militaire en service au moment du dépôt de la demande d'autorisation de construire, qui est, selon des hypothèses réalistes susceptible de provoquer les charges de choc les plus élevées sur les bâtiments »¹⁸. Ainsi, l'évolution du risque liée à l'augmentation de la taille des avions n'est pas prise en compte. Ce choix peut s'expliquer par la difficulté qu'il y aurait à prendre en compte des avions beaucoup plus gros dans la mesure où la protection est assurée par l'enceinte de confinement : une modification substantielle de cette structure serait au mieux excessivement chère et

¹⁷ IFSN, *Prise de position sur l'étude « Risques liés aux vieux réacteurs nucléaires en Suisse »*, 23 juin 2014. http://www.ensi.ch/fr/wp-content/uploads/sites/4/2014/11/avis_etude_greenpeace_ses.pdf

¹⁸ 732.112.2 - Ordonnance du DETEC sur les hypothèses de risque et sur l'évaluation de la protection contre les défaillances dans les installations nucléaires du 17 juin 2009 (Etat le 1^{er} août 2009). <https://www.admin.ch/opc/fr/classified-compilation/20090231/index.html>

au pire irréalisable techniquement. Ici, la conception limite les possibilités de renforcement, créant un écart entre centrales existantes et nouvelles constructions.

Pour d'autres types de risques, les exigences évoluent et se renforcent. Afin de déterminer si l'écart de niveau de sécurité d'une centrale en service avec le niveau attendu pour un nouveau réacteur est acceptable, l'IFSN regarde si les exigences applicables aux nouvelles installations sont vérifiées. Lorsque ces exigences ne sont pas remplies bien que des mesures d'amélioration aient été prises, l'IFSN vérifie si les différences résiduelles sont acceptables au vu des résultats des analyses probabilistes¹⁹. Cependant, le caractère acceptable ou non de l'écart de niveau de sécurité entre l'installation et les nouvelles exigences n'est pas clairement défini.

● Critères d'arrêt

Il existe cependant quelques critères précis imposant l'arrêt d'un réacteur nucléaire dans le cas où ils ne seraient pas respectés. Ces critères sont définis dans l'Ordonnance du DETEC sur la méthode et sur les standards de vérification des critères de la mise hors service provisoire d'une centrale nucléaire du 16 avril 2008²⁰. Le chapitre 3 de l'ordonnance définit cinq critères de mise hors service liés à des dommages dus au vieillissement (articles 4 à 8).

Le premier critère, qui concerne la cuve du réacteur, est défini à l'article 4. Il définit une valeur de température de transition ductile-fragile maximale²¹, ainsi qu'une valeur de résilience minimale à respecter. Les valeurs sont alignées sur celles figurant dans le guide²² de l'agence de régulation américaine NRC.

Les articles 5 et 6 définissent des critères de mise hors service liés à la dégradation de l'enveloppe du circuit primaire. La mise hors service doit être immédiate s'il est constaté des fissures traversant la paroi, ou si l'épaisseur de la paroi devient inférieure à une épaisseur minimale définie à la conception.

Enfin, les articles 7 et 8 portent sur l'intégrité de l'enceinte de confinement. L'épaisseur de l'enceinte en acier doit elle aussi rester supérieure à une épaisseur minimale fixée lors de la conception. L'enceinte en béton doit pour sa part présenter des fissures ou des effritements sur une surface limitée fixée à 20 % de la surface totale (ou 10 % lorsque les défauts sont situés dans certains secteurs plus sensibles).

Ces critères, très précis, permettent d'avoir quelques repères sur l'évolution du vieillissement de certains composants. Fixés préventivement, ils doivent permettre d'éviter une négociation entre le régulateur et l'exploitant au moment où l'on approche des seuils et où les enjeux économiques seraient les plus forts et risqueraient d'exercer une pression importante sur le décideur avec le risque d'une décision plus clémentine. L'introduction de critères de mise hors service dans la législation suisse en 2008 constitue à ce titre un progrès notable.

Cette ordonnance a cependant ses limites, et ne peut suffire à garantir qu'un réacteur ne puisse pas fonctionner lorsqu'il est l'objet d'un vieillissement trop important. En effet, les critères retenus ne portent que sur certains modes de dégradation liés au vieillissement physique, et uniquement sur le circuit primaire et l'enceinte de confinement. Ils ne suffisent donc pas à garantir l'état des composants en question, et encore moins de l'installation dans sa globalité.

Au-delà de ces limites, il est dommage que seuls des critères relatifs à un vieillissement physique des matériaux soient pris en compte. D'autres effets de l'exploitation à long terme peuvent avoir un impact sur l'évolution des marges de sécurité, tels que l'obsolescence technologique ou de la conception, les bonnes pratiques de l'exploitant ou encore ses capacités financières. Lors du débat relatif à l'introduction de critères de vieillissement, WISE-Paris avait d'ailleurs développé des pistes

¹⁹ IFSN, *La sécurité de l'exploitation au-delà de 40 ans doit être démontrée*, 20 décembre 2012.

<http://www.ensl.ch/fr/2012/12/20/la-securite-de-l-exploitation-au-dela-de-40-ans-doit-etre-demonstree/>

²⁰ 732.114.5 - Ordonnance du DETEC sur la méthode et sur les standards de vérification des critères de la mise hors service provisoire d'une centrale nucléaire du 16 avril 2008 (Etat le 1^{er} mai 2008).

<https://www.admin.ch/opc/fr/classified-compilation/20071450/index.html>

²¹ Il s'agit de la température à laquelle le matériau passe d'un comportement ductile (peut se déformer sans se rompre) à un comportement fragile (dur et cassant).

²² NRC, *Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials*, Regulatory Guide 1.99 Rev.2, mai 1988.

<http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML0037/ML003740284.pdf>

de proposition allant dans ce sens²³, qui sont rappelées en annexe 2. Il semble que les autorités suisses aient donné peu de suites à ces propositions. Ces aspects ne semblent pas réglementés, et l'IFSN n'explique que rarement la manière dont ils sont – ou non – pris en considération.

Il convient d'être conscient que ces critères ne doivent pas être atteints. En effet, une marge de sécurité doit toujours être conservée entre ces critères réglementaires et l'exigence en pratique. L'atteinte d'un de ces critères serait la démonstration d'un dysfonctionnement de l'organisation de la surveillance des installations nucléaires en Suisse.

c. Perte des marges

Le cadre normatif applicable en Suisse fonctionne ainsi globalement selon le principe d'une mesure continue de l'état jugé conforme de l'installation par rapport à une marge qui doit être techniquement croissante vis-à-vis de critères de défaillance de la sécurité conduisant à l'arrêt de l'installation. Il manque fondamentalement dans cette approche l'appréciation de l'écart entre l'état conforme et l'état réel. Il manque dans ce processus une évaluation de la réduction des marges de sécurité par rapport à leur niveau théorique.

Ce point n'est pas propre à la Suisse. D'une manière générale, la démarche de sécurité mise en œuvre par les autorités dans les différents pays exploitant des centrales nucléaires ne couvre pas ou que très partiellement cette dimension de la sécurité. Au contraire, les marges perdues en fonction des différents facteurs à l'œuvre ne sont pas systématiquement identifiées, et encore moins comptabilisées.

C'est par exemple le cas lorsque des exigences de sécurité sont relevées et que les équipements en place sont réputés y répondre sans être renforcés. Par exemple, des supports d'équipement prévus initialement pour résister à 2 fois un niveau sismique de référence n'ont pas besoin d'être renforcés lorsque ce niveau de référence est multiplié par 1,5. Dans un tel cas l'exigence a été relevée mais la sécurité réelle n'a pas été augmentée : au contraire, la marge de sécurité entre les spécifications des supports et l'exigence s'est réduite. Si ce phénomène est ponctuellement identifié dans la justification du non renforcement des supports, il est en revanche moins probable que cette perte de marge soit répercutée dans l'évaluation plus globale de l'état de l'installation vis-à-vis des exigences.

Le raisonnement repose en effet pour l'essentiel sur des hypothèses correspondant à la conformité, puisque celle-ci est par principe conçue pour assurer le respect des exigences. Si la marge par rapport à cette conformité est considérée au niveau ponctuel de chaque équipement, elle n'est pas comptabilisée de façon globale, ne permettant pas, comme précédemment, de quantifier l'effet de réductions. Cette situation conduit également à ne pas conserver la trace cumulée de pertes liées à des défauts et réparations.

Typiquement, lorsqu'une non conformité est constatée, une mesure corrective va être apportée. Cela peut être par exemple un remplacement de composant ou une réparation d'équipement. Il peut arriver dans un tel cas que cette solution permette de retrouver la conformité tout en ne reconstituant pas l'intégralité de la marge prévue initialement entre l'état réel et la conformité. Là encore, la justification ponctuelle de la suffisance de la réparation vis-à-vis de la conformité n'est en général pas remontée au niveau d'une évaluation globale, cumulée, de l'évolution de la marge.

Enfin, la dernière situation que l'on peut mettre en avant est l'effet du vieillissement. Ce facteur joue typiquement à deux niveaux :

- sur un dispositif non remplaçable tel que la cuve ou l'enceinte de confinement, une marge conséquente est prévue à la conception pour anticiper les phénomènes prévisibles de vieillissement de l'acier sous irradiation ou du béton. Il en résulte que la cuve ou l'enceinte disposent en début d'exploitation d'une marge beaucoup plus grande vis-à-vis de leur tenue mécanique de référence – prise en compte dans la démonstration de sécurité – qu'après quelques décennies d'exploitation. Cette réduction est surveillée mais pas prise en compte dans une évaluation globale de la marge ;
- le second niveau est celui des équipements diffus et du risque statistiquement croissant d'écart non détecté de conformité de ces équipements : ceux-ci ne sont considérés dans la démonstration de

²³ WISE-Paris, juin 2004, *op. cit.*

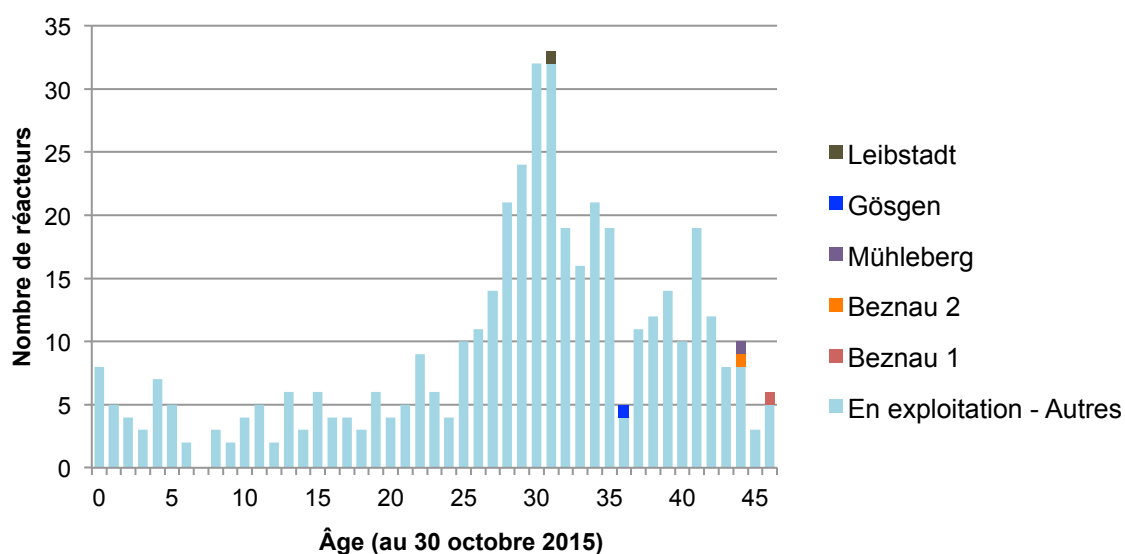
sécurité que conformes, par défaut, ou non conformes lorsque cette non conformité a été détectée (et appelle correction). Ainsi les non conformités non détectées et leur augmentation ne sont pas prises en compte de manière globale.

Il résulte de ces multiples constats qu'au cours de l'exploitation d'une installation nucléaire, non seulement des marges de sécurité sont physiquement perdues, mais la vision même de cette évolution au niveau global est en grande partie perdue également.

3. Le cas de Beznau : une illustration concrète de la réduction des marges

Le parc de réacteurs de la Suisse est relativement vieux, avec des installations vieilles de plus de trente ans et même plus de quarante ans pour trois d'entre eux, les plaçant parmi les plus vieux réacteurs en exploitation au monde (figure 8). La centrale de Beznau a été la première mise en service : le réacteur 1 a été connecté au réseau le 17 juillet 1969 et le réacteur 2 quelques mois après celui de Mühleberg, le 23 octobre 1971. Depuis l'arrêt d'un réacteur plus ancien en Grande-Bretagne en 2012, le réacteur de Beznau 1 peut être considéré comme le plus ancien réacteur en fonctionnement dans le monde.

Figure 8 Âge des réacteurs nucléaires
Répartition par durée de fonctionnement depuis leur démarrage des réacteurs en exploitation dans le monde



Les 440 réacteurs considérés comme en exploitation dans le monde au 30 octobre 2015 fonctionnaient en moyenne depuis 28,5 années (par rapport à leur date de connexion au réseau). Tous les réacteurs exploités en Suisse comptent d'ores et déjà une durée de fonctionnement supérieure à cette moyenne. Le réacteur de Beznau 1 est depuis 2012 le plus ancien réacteur en exploitation, et le réacteur de Beznau 2 figure parmi les vingt plus anciens. On ne dispose pratiquement d'aucun retour d'expérience sur des durées de fonctionnement plus élevées.

Source : WISE-Paris d'après PRIS, 2015

Comme toute installation nucléaire, et plus encore en raison de sa durée d'exploitation, la centrale de Beznau est concernée à divers titres par les différents phénomènes de réduction des marges et de défaillance dans leur comptabilisation. Ainsi, le cas particulier de cette centrale permet d'illustrer de manière concrète la plupart des mécanismes décrits dans la partie précédente. Il est toutefois hors de portée de la présente étude de traiter de manière exhaustive l'ensemble des sujets concernés. Après un rappel très général sur l'implantation de la centrale et ses principales caractéristiques, on s'attachera plutôt ici à décrire plus précisément quelques phénomènes particulièrement importants, développés également à titre d'illustration d'une situation plus globale.

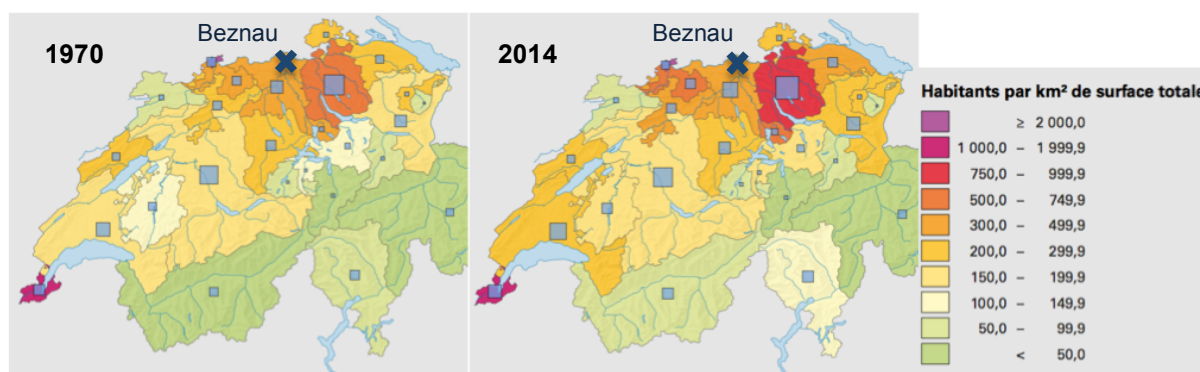
3.1. La centrale de Beznau

Les réacteurs de Beznau ne présentent pas de particularité remarquable du point de vue des risques autres que leur âge. Ils appartiennent à une filière de réacteurs, dite à eau sous pression (REP) qui est de loin la plus utilisée dans le monde, et ne font l'objet d'aucune singularité technique significative. Quelques évolutions méritent toutefois d'être signalées.

a. Géographie

La centrale nucléaire de Beznau est implantée sur une île de l'Aare, dans le canton d'Argovie, à 30 km au Nord-Est de Zürich et à environ 6 km de la frontière allemande. Le canton de Zürich, qui a la plus forte densité de Suisse (858 habitants par km²), est intégralement compris dans un rayon d'une soixantaine de kilomètres autour de la centrale. Sa population a augmenté de plus de 30 % depuis la mise en service de Beznau²⁴. En tout, plus d'un million de personnes vivent à moins de 30 km de la centrale, et 5,87 millions de personnes vivent à moins de 75 km des deux réacteurs²⁵. Une partie de cette population vit en Allemagne. En ce qui concerne la Suisse, le nombre d'habitant dans un rayon de 30 km est passé d'environ 971 000 à environ 1 236 000 habitants entre 1970 et 2014, soit une augmentation de 27 % (figure 9).

Figure 9 Densité de population suisse
Évolution de la densité de la population entre 1970 et 2014



La centrale de Beznau (comme celles de Leibstadt et Gösgen) a été dès l'origine implantée dans une des zones les plus densément peuplées de Suisse. C'est aussi la zone dans laquelle la densité de population a le plus progressé depuis la mise en service de la centrale, conduisant à une augmentation constante de la population exposée au risque d'un accident nucléaire concernant la centrale.

Source : Office fédéral de la statistique, 2015

Contrairement à d'autres pays, la Suisse n'a pas préféré pour le choix des sites de construction des zones à faible densité de population²⁶. Le choix d'une zone de faible densité fait par d'autres pays permet de réduire les conséquences d'un accident sur la population. Les conséquences potentielles d'un accident à Beznau, déjà importantes lors de sa mise en service, seraient aujourd'hui beaucoup plus importantes en raison de la forte augmentation de la population résidant dans un périmètre proche. Cet aspect est d'autant plus important, bien sûr, au vu du retour d'expérience des catastrophes de Tchernobyl et de Fukushima sur l'étendue des zones potentiellement contaminées, par rapport aux hypothèses en vigueur lors de la création d'une centrale comme Beznau.

²⁴ Données du Portail statistiques suisse de l'Office fédéral de la statistique, https://www.atlas.bfs.admin.ch/maps/13/fr/10969_75_3501_70/18253.html (lien vérifié le 20 janvier 2016).

²⁵ Butler, D., "Reactors, residents and risk", *Nature on line*, 21 avril 2011. <http://www.nature.com/news/2011/110421/full/472400a.html>

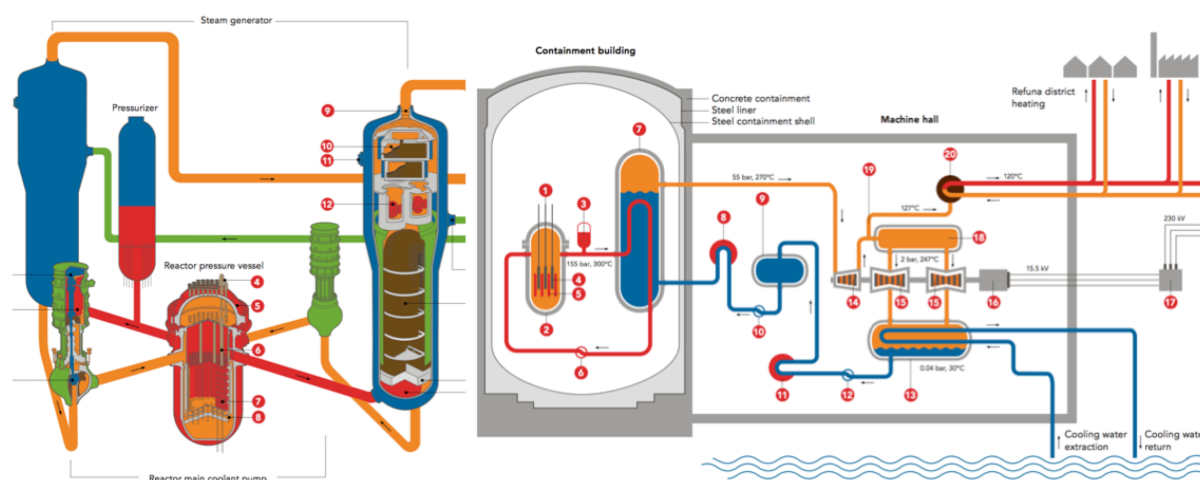
²⁶ Piguet F-P., *Etude sur la vulnérabilité de la Suisse en cas d'accident nucléaire majeur sur le territoire national - Analyse stratégique et comparaison internationale*, Institut Biosphère, septembre 2015. http://www.institutbiosphere.ch/wa_files/v_2015_vulne_CC_81raribilite_CC_81-nucle_CC_81aire_vcomple_CC_80te_final_fr.pdf

b. Technologie

La centrale comporte deux réacteurs à eau pressurisée de 365 MWe (initialement 350 MWe), fonctionnant selon un principe classique (figure 10). Ces deux tranches ont été mises en service respectivement dix ans et huit ans (et donc conçues bien plus encore) avant l'accident de Three Mile Island, survenu en 1979. Elles ont par conséquent été conçues à une époque où la fonte du cœur du réacteur en situation accidentelle n'était pas postulée. La puissance électrique de la centrale est diminuée d'environ 7,5 MW pour alimenter un réseau de chaleur. Chaque tranche possède un circuit primaire à deux boucles, d'une puissance de 1130 MWth. L'eau de ce circuit est soumise à une pression de 155 bars et à une température de 312°C. Le refroidissement est réalisé avec l'eau de l'Aare en boucle ouverte (sans tours aéroréfrigérantes)²⁷.

Figure 10 Principe de fonctionnement de Beznau

Circuit primaire et principe de fonctionnement de chacun des réacteurs de Beznau



Le circuit primaire (à gauche) est composé de la cuve contenant le combustible nucléaire, de deux générateurs de vapeur permettant de transmettre la chaleur à l'eau du circuit secondaire, de deux pompes faisant circuler l'eau dans le circuit primaire et d'un pressuriseur assurant la régulation de la pression dans le circuit et gardant l'eau à l'état liquide. Ce circuit est abrité par l'enceinte de confinement du bâtiment réacteur. L'eau du circuit secondaire chauffée par le circuit primaire est transformée en vapeur et sort du bâtiment réacteur pour alimenter des turbines à vapeur qui font tourner un alternateur pour la production d'électricité. A la sortie des turbines, la vapeur est refroidie par un condenseur et revient à l'état liquide pour être renvoyée à l'aide de pompes dans le générateur de vapeur. Le condenseur est refroidi par un circuit de refroidissement ayant comme source froide l'eau de l'Aare.

Source : d'après Axpo, 2012

Hormis l'obsolescence globale de la conception de ces réacteurs par rapport à la perception du risque nucléaire aujourd'hui et à l'évolution de l'environnement de menaces d'origine naturelle ou malveillante pesant sur les centrales – qui n'est pas spécifique à Beznau –, il y a peu à dire du point de vue du risque sur la technologie de la centrale, qui n'a pratiquement pas évolué.

Un point d'intérêt concerne l'évolution des combustibles utilisés. D'une part, la progression comme dans la plupart des réacteurs des taux de combustion utilisés a constitué, au fil de l'exploitation, une augmentation continue du potentiel de danger. Cette évolution correspond à une réduction de marges tant du point de vue de la conduite du réacteur avec un combustible plus réactif que des conséquences d'un accident conduisant à un relâchement de radioactivité.

Ces deux facteurs jouent de façon accrue avec le recours au combustible MOX. Les réacteurs de Beznau ont été alimentés en MOX de façon régulière dès 1988 (après une première expérimentation

²⁷ Axpo, *Nuclear Power Plant Beznau - Reliable, environmentally compatible electricity production*, 2012.
https://www.axpo.com/content/dam/axpo/switzerland/documents/about_us/151208_about_us_nuclear_kkb_brochure_e.pdf

de 1978 à 1980 et une seconde de 1984 à 1988²⁸) pour Beznau 1 et à partir de 1994 pour Beznau 2. Un moratoire interdit depuis 2006 le retraitement des combustibles usés suisses, qui s'effectuait en partie au Royaume-Uni, à Sellafield, et en partie en France, à La Hague. Les combustibles déjà envoyés à cette date dans ces deux pays pour y être retraités ne sont toutefois pas concernés par cette interdiction. L'utilisation du plutonium issu du retraitement dans du combustible MOX a continué à Beznau après 2006.

Par ailleurs, le combustible irradié déchargé des réacteurs de Beznau a été entreposé dans les piscines d'entreposage du combustible de la centrale. L'accumulation de combustible au fil des années constitue également un facteur important d'augmentation du risque qui n'est pas pris en compte comme une réduction de marge : puisque les piscines sont dimensionnées pour assurer la sécurité de l'entreposage au maximum de leur capacité, leur remplissage progressif n'est pas considéré comme un aggravant, alors même qu'il fait progressivement augmenter le potentiel de danger. Vis-à-vis de ce phénomène, l'introduction dans l'inventaire entreposé de combustibles à taux de combustion plus élevé et surtout de combustible MOX constitue bien sûr un facteur supplémentaire de réduction de cette marge.

3.2. Vieillesse des cuves

Parmi les phénomènes de vieillissement à l'œuvre dans la réduction des marges des réacteurs de Beznau, la situation de la cuve de chacun des réacteurs constitue un point singulier mais néanmoins majeur. La cuve du réacteur est une pièce métallique de grande taille, qui contient le combustible nucléaire. Elle est soumise à de fortes contraintes de pression et de température. Son intégrité est primordiale car une rupture de la cuve est exclue dans la démonstration de sécurité, ce qui signifie qu'il n'existe pas de dispositions visant à maîtriser l'accident en cas de défaillance de cette pièce.

Une pièce métallique a un comportement différent selon sa température. À basse température, le matériau est rigide et cassant, on dit qu'il est fragile. Il est dans ce cas vulnérable aux chocs. À plus haute température, le matériau se déforme plus facilement et peut absorber l'énergie d'un choc plus important sans se rompre : il est dit ductile. La température à laquelle le matériau passe d'un état ductile à un état fragile est appelée température de transition ductile-fragile. La cuve d'un réacteur doit toujours rester dans le domaine ductile pour réduire le risque de rupture, d'où une température maximale de transition ductile-fragile fixée dans l'ordonnance du DETEC.

L'irradiation subie par la cuve au cours de l'exploitation a un impact sur les caractéristiques du matériau, et en particulier engendre une augmentation de la température de transition. Cette température doit donc être régulièrement estimée de manière à s'assurer qu'elle reste en dessous d'un seuil raisonnable. L'estimation est réalisée à partir de mesures sur des éprouvettes. Au démarrage du réacteur, des éprouvettes composées du même matériau que la cuve ont été introduites dans la cuve. Comme ces éprouvettes sont plus proches du cœur que la paroi de la cuve elle-même, elles subissent un flux neutronique plus important que la paroi de la cuve. Ainsi, il faudra plus de temps à la paroi qu'à l'éprouvette pour atteindre une irradiation donnée. Des calculs permettent d'estimer le flux de neutrons reçu par la cuve et par les éprouvettes. La dernière éprouvette retirée de la cuve de Beznau 1 en 2010 est représentative, selon l'exploitant, d'une irradiation de la cuve pendant 60 ans. Les mesures effectuées sur cette éprouvette ont donc permis d'estimer la température de transition de la cuve à 60 ans.

La température estimée au quart de l'épaisseur de la cuve après 40 ans d'exploitation est de 88°C pour la cuve du réacteur 1. Elle s'élève à 92°C pour une durée d'exploitation de 60 ans. Ces valeurs sont à

²⁸ Large & Associates, *A Review of the Hazards and Risks Relating to the Proposed Transportation of Unirradiated Mixed Oxide (MOX) Fuel from BNFL UK to the Beznau Nuclear Power Plant, Switzerland*, Rapport commandé par Greenpeace International, version du 4 août 2006.
<http://www.largeassociates.com/LA%20reports%20&%20papers/3095%20Swiss%20MOX/R3095-a2.pdf>

comparer avec le critère d'arrêt à 93°C fixé dans l'ordonnance du DETEC, et avec la valeur de la température de transition de la pièce neuve située en dessous de 0°C.

Déjà à 40 ans, la température de transition se trouve proche du critère d'arrêt. Ce rapprochement progressif est inhérent au vieillissement du matériau soumis à l'irradiation. Si des éprouvettes supplémentaires avaient été introduites judicieusement dans la cuve au démarrage de l'installation, il aurait été possible de faire de nouvelles mesures à 50 ans pour estimer la température de transition à 60 ans. On aurait alors pu augmenter la précision de l'estimation. En l'absence d'éprouvettes supplémentaires disponibles, de nouvelles estimations de la température de transition sont impossibles, et l'incertitude ne peut être réduite. La réduction de la marge, jusqu'à s'approcher d'une marge nulle, laisse peu de place à l'acceptabilité d'autres phénomènes réduisant la fiabilité de la cuve, et augmente l'importance de l'incertitude dans les estimations.

La température de transition limite est fixée pour une cuve exempte de défauts. La présence de défauts augmente le risque de rupture en cas de choc. Or, des défauts ont été détectés en juillet 2015 sur la cuve du réacteur 1 de Beznau. Peu d'éléments ont été publiés au sujet de ces défauts, mais ils ont conduit à reculer le redémarrage de la centrale initialement prévu en juillet à octobre 2015. En octobre, la date de remise en service a été une nouvelle fois repoussée à février 2016 afin de réaliser les mesures et les évaluations supplémentaires demandées par l'IFSN²⁹. Début octobre, la presse a annoncé que les défauts consistent en « *un millier de trous d'un diamètre moyen de 0,5 cm* », semblables aux défauts trouvés sur les cuves belges³⁰. L'exploitant et l'IFSN n'ont pas confirmé ces informations. Les défauts pourraient être des défauts de fabrication : on aurait alors fait fonctionner un réacteur pendant des décennies en supposant un état de la cuve plus sûr qu'il ne l'était en réalité. Des défauts, moins nombreux (77), ont également été détectés dans la cuve du réacteur 2, mais l'IFSN considère que selon les critères d'acceptation de l'ASME, « *toutes les indications trouvées dans le matériau de base de Beznau 2 sont admissibles* ». L'IFSN a donc autorisé le redémarrage de Beznau 2³¹.

On peut s'interroger sur les conséquences possibles du cumul de ces défauts avec la faiblesse de la marge concernant la température de transition. En effet, le seuil de sécurité – donc la marge – est estimé à partir d'une cuve théorique (sans défaut), qui se trouve être éloigné de la cuve réelle (présentant des défauts).

Une marge concernant le critère de température de transition a été prise dès la conception, car la réduction de cette marge est inévitable. En revanche, les défauts détectés en 2015 constituent ici une incertitude qui n'a pas été prise en compte à la conception. La cuve présente alors une marge presque perdue additionnée à une non conformité plus importante que prévue. Ce cumul peut remettre en question le respect du seuil d'acceptabilité du risque pour ce composant, et donc pour l'installation. L'IFSN ne précise pas comment elle compte prendre en compte ce cumul dans ses évaluations.

On peut noter que certaines centrales en France ont mis en place le préchauffage de l'eau du circuit d'injection de sécurité, de manière à réduire le risque d'utiliser la cuve en dessous de sa température de transition en cas d'incident. Cette disposition est mise en place en France pour des températures de transition légèrement inférieures à celle estimée pour la cuve de Beznau 1. La France a donc choisi de compenser partiellement la réduction de marge par l'installation d'un dispositif additionnel. Pour autant, un système de préchauffage n'est pas un dispositif passif et ne peut apporter une garantie équivalente à une cuve présentant des marges non dégradées, et des marges ont bien été consommées. En Suisse, l'absence de disposition visant à compenser, même partiellement, la perte de marge due au vieillissement normal de la cuve interroge.

²⁹ « Le réacteur 1 de Beznau ne sera pas rebranché avant février », *Romandie*, 17 septembre 2015.

http://www.romandie.com/news/Le-reacteur-1-de-Beznau-ne-sera-pas-rebranche-avant-fevrier_RP/630808.rom

³⁰ « Un millier de trous sur la cuve de Beznau I », *La Tribune de Genève*, 8 octobre 2015.

<http://www.tdg.ch/suisse/millier-trous-cuve-beznau-i/story/15768339>

³¹ IFSN, *L'IFSN accorde à Beznau 2 le permis pour redémarrer*, 7 janvier 2016.

<http://www.ens.ch/fr/2016/01/07/lifsn-accorde-a-beznau-2-lautorisation-de-redemarrer/>

3.3. Vieillessement des enceintes

De même que pour la cuve, l'enceinte constitue un élément non remplaçable dont la performance est vitale pour la démonstration de la sécurité des réacteurs. Comme pour la cuve, les réacteurs de Beznau connaissent sur ce point une situation dégradée dans laquelle la perte de marges ne semble pas suffisamment prise en compte. L'enceinte de confinement d'un bâtiment réacteur a une double fonction : protéger le réacteur d'une agression externe, et empêcher la dispersion d'éléments radioactifs à l'extérieur de l'installation. Elle constitue la troisième barrière de confinement, après la gaine du combustible et le circuit primaire.

L'enceinte de confinement de chaque bâtiment réacteur de la centrale de Beznau est constituée d'une enceinte interne en acier de 3 cm d'épaisseur, et d'une enceinte externe en béton de 90 cm d'épaisseur recouverte sur sa face interne d'une peau d'étanchéité en acier de 0,6 cm d'épaisseur.

Contrairement aux nouvelles centrales, l'enceinte de confinement des réacteurs de Beznau ne recouvre pas les piscines d'entreposage du combustible. Ces dernières sont donc à la fois vulnérable aux agressions externes et source potentielle de contamination extérieure en cas d'incident ou d'accident.

a. Ouverture des enceintes

Les générateurs de vapeur ont été remplacés en 1993 pour la tranche 1 et en 1999 pour la tranche 2. L'introduction des nouveaux générateurs et l'extraction des anciens a nécessité une ouverture de l'enceinte de confinement de 6.2 x 5.4 m³². En 2015, Axpo a remplacé les couvercles de cuve des deux réacteurs. Ce choix ne résulterait pas d'une nécessité immédiate en terme de sécurité mais plutôt d'un intérêt industriel : le vieillissement des couvercles entraînerait une augmentation des coûts de maintenance³³. Là aussi, une ouverture a du être pratiquée dans l'enceinte pour entrer et sortir les couvercles neufs et irradiés.

Ces ouvertures dans l'enceinte de confinement entraînent une fragilisation des structures : des reprises de béton doivent être faites sur l'enceinte extérieure, et des soudures doivent être réalisées sur l'enceinte en acier. Les essais d'étanchéité de l'enceinte en acier réalisés après la refermeture de l'enceinte ne démontrent pas que la marge est intégralement conservée. L'altération du génie civil due aux reprises de béton et les soudures sur l'enceinte en acier, fragilise l'ensemble de la structure.

L'amélioration de sécurité apportée ici par des générateurs de vapeur neufs et l'apport en terme de maintenance du remplacement des couvercles, tous deux en réponse au vieillissement des composants, ont pour conséquence une dégradation de la structure globale de l'enceinte. Le gain de marge apporté par la mise en place de composants neufs se voit mis en balance avec une perte de marge sur une structure importante pour la sécurité en raison de l'écart créé entre l'état théorique de l'enceinte retenu dans les démonstration de sécurité et son état réel.

b. Corrosion

Une infiltration d'eau borée est à l'origine d'une corrosion, cachée sous le béton, sur les parties intérieures et extérieures de l'enceinte de pression en acier. Cette eau borée proviendrait d'une fuite dans le canal de transfert reliant les piscines du bâtiment combustible et du bâtiment réacteur. Des carottages dans le béton ont été réalisés afin de déterminer l'épaisseur de la corrosion. Pour le réacteur 1, l'épaisseur de la corrosion atteint 4 mm sur la face interne et 5,2 mm sur la face externe. Le réacteur 2, concerné également par des infiltrations d'eau borée, présente des épaisseurs de corrosion inférieures.

³² HSK, *KKW Beznau II : Gutachten zum Gesuch des NOK um Aufhebung des Befristung des Betriebsbewilligung*, mars 2004. http://www.ensi.ch/de/wp-content/uploads/sites/2/2011/08/gus_01_03_04_d.pdf

³³ Axpo, *Unit 1 Beznau nuclear power plant: Start of long revision – high investments in safety*, Communiqué de presse, 12 mars 2015. http://www.axpo.com/axpo/uk/en/media/medienmitteilungen/2015/march/Kernenergie_KKB_Revision_Block1.html

L'exploitant estime que, grâce à l'élimination de l'eau, il ne devrait plus y avoir de corrosion sur la face externe. L'IFSN estime de son côté que l'efficacité des mesures compensatoires n'est pas démontrée et qu'il n'existe pas de preuve de l'arrêt de la corrosion sur la face externe. De plus, le nombre de points de mesure serait trop restreint pour obtenir une information suffisante sur l'état de la coque en acier. Pour ces raisons, l'IFSN considère que le taux maximal de corrosion estimé par l'exploitant — 6,5 mm sur la face externe et 13,2 mm sur la face interne à 60 ans — n'est pas assez enveloppe.

Cette réduction, importante par endroit, de l'épaisseur de la coque de confinement en acier constitue une consommation de marge vis à vis du dimensionnement de la centrale, mais également vis à vis de situation accidentelles hors dimensionnement dont il convient de tenir compte, en particulier après l'accident de Fukushima. Dans ce cadre, on peut noter qu'au delà de la capacité de l'enceinte à résister à la pression de dimensionnement, une incertitude existe sur sa tenue à une explosion interne et la marge associée. En effet, bien que l'épaisseur restante soit conforme aux critères définissant le seuil d'acceptabilité, la tenue globale de l'enceinte, et du génie civil affecté par les carottages réalisés, peut être fragilisée.

c. Risque de chute d'avion

Le vieillissement des enceintes ne concerne pas que l'évolution de leur tenue mécanique. Il peut également se poser sous l'angle de l'évolution de l'exigence de tenue mécanique attendue en fonction de l'évolution des scénarios d'agression des enceintes considérés. Ceci concerne notamment deux phénomènes : la prise en compte du risque d'agression interne de l'enceinte par une explosion d'hydrogène (qui résultait déjà du retour d'expérience de Three Mile Island, et dont l'évidence est renforcée par celui de Fukushima), et celle du risque d'agression externe de l'enceinte par une chute d'avion (sous l'angle accidentel ou du risque terroriste). Ce deuxième aspect offre une illustration particulièrement intéressante de la perte consentie, mais pas nécessairement reconnue comme telle, de marges de sécurité à Beznau.

● Protection des réacteurs

La centrale de Beznau n'a pas été conçue en tenant compte dans son dimensionnement du risque lié à une chute d'avion, aucune exigence de conception n'étant en vigueur lors de la construction. Depuis, l'Ordonnance du DETEC sur les hypothèses de risque et sur l'évaluation de la protection contre les défaillances dans les installations nucléaires du 17 juin 2009 précise que « *le requérant ou le détenteur d'autorisation doit au moins prendre en compte et évaluer les conséquences suivantes pour les défaillances et agressions ci-après ayant leur origine à l'extérieur de l'installation : [...] chute d'avion* ». Il est précisé que la chute d'avion concerne non seulement l'« *ébranlement des équipements et structures* », mais aussi l'incendie lié au carburant, les explosions et les impacts liés aux débris. Le type d'avion retenu doit être l'avion civil ou militaire existant au moment du dépôt de la demande d'autorisation de mise en service.

Suite aux événements du 11 septembre 2001, la Suisse a analysé les conséquences d'une chute d'avion intentionnelle sur ses centrales nucléaires³⁴. Les centrales de Gösgen et de Leibstadt avaient dès leur conception une exigence de résistance à la chute d'avion. L'avion considéré était « *un Boeing 707 avec un reste de carburant et une vitesse de 370 km/h* ». L'analyse réalisée après le 11 septembre a conclu que la conception – notamment le dimensionnement lié à la protection sismique – pourrait permettre de parer à une chute d'avion sur le bâtiment réacteur de Beznau et Mühleberg dans les conditions citées précédemment pour Gösgen et Leibstadt, avec une marge que la Division principale chargée de la sécurité des installations nucléaires au sein de l'IFSN, la Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK), ne quantifie pas.

Une analyse a également été réalisée concernant des types avions plus récents (SAAB 2000, Fokker 100, A320, A310 et B747-400). Concernant la centrale de Beznau, les conclusions indiquent

³⁴ HSK, *Stellungnahme der HSK zur Sicherheit der schweizerischen Kernkraftwerke bei einem vorsätzlichen Flugzeugabsturz*, mars 2003.
http://static.ensi.ch/1312876660/fla-bericht_maerz03.pdf

qu'une perforation de l'enceinte est possible et que l'endommagement de composants de sécurité menant à une brèche du circuit primaire ne peut être exclu. En particulier, le pressuriseur et les générateurs de vapeur situés en partie haute du bâtiment pourraient être endommagés. De plus, bien que la HSK estime qu'une pénétration massive de kérosène à l'intérieure de l'enceinte est peu probable, les effets secondaires de l'incendie du kérosène se répandant autour du bâtiment réacteur pourraient altérer le fonctionnement des diesels de secours. Les analyses probabilistes de sécurité montrent qu'une chute d'avion n'entraînerait pas nécessairement la fusion du cœur, même si celle-ci ne peut être exclue. Notons que même en l'absence de fusion du cœur, la perforation de l'enceinte de confinement cumulée à une brèche du circuit primaire entraînerait néanmoins une fuite de fluide contaminé dans l'environnement, et ceci sans filtration préalable.

● Protection des piscines d'entreposage

Cette étude réalisée après le 11 septembre porte presque exclusivement sur le risque lié au réacteur. Depuis la catastrophe de Fukushima, le risque spécifiquement posé par les piscines d'entreposage est généralement mieux pris en compte : le combustible entreposé, même s'il ne peut pas connaître une fusion du même type que celle du cœur dans la cuve du réacteur, peut dans certaines conditions, sous l'effet de sa propre chaleur, dégager une grande énergie et libérer une grande partie de son contenu radioactif, au point de résulter éventuellement en un accident de même ampleur. La chute d'avion fait incontestablement partie des scénarios susceptibles de déclencher cet enchaînement accidentel.

L'étude de la HSK considère le risque lié aux piscines principalement sous l'angle de la perte des systèmes de refroidissement et conclut que le risque peut être maîtrisé car l'ébullition n'interviendrait qu'au delà de 24 heures. Le risque lié à la perte des structures de la piscine provoquant son vidage rapide et une impossibilité de maintenir le combustible en eau n'est que rapidement évoqué. En raison de la faible dimension du bâtiment et de sa basse altitude, la HSK conclut à l'exclusion pratique du risque de crash d'avion directement sur le bâtiment combustible. On peut s'interroger sur l'impact d'un crash d'avion contre le bâtiment réacteur juste au-dessus de la piscine : même en l'absence d'impact mécanique direct, quelles pourraient être les conséquences de la combustion du kérosène et de la chute de débris sur l'intégrité du bâtiment combustible et des assemblages qui y sont entreposés ?

Il est par ailleurs intéressant de noter que concernant les centrales plus récentes, la HSK remarque que la piscine d'entreposage se situe à l'intérieur du bâtiment réacteur à Gösgen et que le bâtiment combustible de Leibstadt a été dimensionné au crash d'avion au moment de sa conception. Il est intéressant également de noter à ce titre qu'en Allemagne, après la décision prise suite à Fukushima d'accélérer le processus de sortie du nucléaire en fermant immédiatement les réacteurs les plus anciens, seuls des réacteurs dont la piscine d'entreposage bénéficie de la protection des enceintes réacteurs ont été autorisés à poursuivre leur exploitation. Des réacteurs plus nouveaux, comme l'EPR³⁵ en construction à Flamanville, en France, ont poussé la prise en compte de ce risque jusqu'à intégrer à la conception une « coque avion » se voulant robuste à toute chute d'avion, recouvrant à la fois le bâtiment réacteur et le bâtiment combustible (ainsi qu'une partie des bâtiments de sauvegarde).

Ainsi, la centrale de Beznau n'a pas été initialement dimensionnée pour un risque non considéré au moment de la conception. Suite à l'augmentation du risque et de la prise de conscience de ce risque, des études ont permis de conclure, grâce aux marges données par le dimensionnement du bâtiment au séisme, à la tenue à la chute d'un avion plus petit que ceux utilisés couramment de nos jours. En utilisant encore les marges résiduelles, et toujours sans renforcement réel de l'installation, la HSK conclut pour des types d'avions plus récents à la faible probabilité de fusion du cœur du réacteur, sans toutefois pouvoir l'exclure. Bien que la sécurité de Beznau soit, par conception, inférieure à celle de centrales plus récentes, l'IFSN n'estime pas nécessaire de demander à l'exploitant de renforcer ses installations, en particulier le bâtiment combustible. Dans un document plus récent publié en 2010³⁶, l'IFSN indique que la prise en compte de crash d'avion ne couvre pas les types d'avions les plus gros

³⁵ L'EPR, pour European Pressurised Reactor, est un réacteur dit de troisième génération conçu par Areva et Siemens dans les années quatre-vingt-dix, dont quatre exemplaires sont actuellement en construction sur trois sites en France, en Finlande et en Chine.

³⁶ IFSN, *Sicherheitstechnische Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des Kernkraftwerks Beznau Block 1 und Block 2*, novembre 2010. http://static.ensi.ch/1312544909/langzeitbetrieb_kkb.pdf

aujourd'hui en service, mais que les études de génie civil montrent qu'un renforcement engendrerait des coûts trop importants au regard de la probabilité d'accident. Ce choix constitue un exemple de l'impact de considérations économiques sur le niveau de sécurité exigé pour une installation en service.

3.4. Autres équipements

Sans pouvoir les analyser avec autant de détail dans les limites de la documentation accessible et des ressources de cette étude, de nombreux autres facteurs mériteraient d'être développés. On peut notamment extraire des éléments complémentaires intéressants concernant les choix effectués en termes de renforcement du radier des réacteurs, de l'introduction de recombineurs d'hydrogène, et par ailleurs de surveillance et de maintien en conformité des équipements diffus.

a. Radiers

En cas de fusion du cœur et de traversée de la cuve par le corium, ce dernier pourrait s'enfoncer dans le radier du bâtiment réacteur et éventuellement le traverser. Une contamination très importante de l'environnement en résulterait. Pour pallier ce risque, la technologie de l'EPR prévoit un dispositif de récupération du corium, visant à refroidir le cœur fondu à l'intérieur de l'enceinte sans qu'il ne traverse le radier. Les centrales actuellement en service ne sont pas dotées de tels dispositifs.

En France, l'exploitant de la centrale de Fessenheim a réalisé des travaux pour augmenter l'épaisseur du radier existant, jugé trop mince : les réacteurs de la première centrale construite en France, mise en service en 1977, présentent en effet au niveau du radier une épaisseur de béton très inférieure à celle qui a été retenue pour l'ensemble des réacteurs suivants. Ces travaux visent non pas à arrêter totalement le corium, comme il est prévu sur l'EPR, mais de le ralentir, et permettre ainsi qu'il se refroidisse suffisamment avant d'avoir traversé l'ensemble du béton. Au-delà de l'urgence qui a motivé cette action à Fessenheim après la catastrophe de Fukushima, la question de l'implantation d'un dispositif de ralentissement, voire de récupération du corium sur l'ensemble des réacteurs fait partie des options techniques que l'ASN envisage à l'occasion des prochaines visites décennales.

Aucuns travaux de ce type ne semblent prévus pour augmenter le niveau de sécurité de Beznau vis-à-vis du risque de traversée du radier par le corium. Bien que l'expression ne soit pas clairement définie par la législation suisse, l'obligation de l'exploitant de « *rééquiper l'installation dans la mesure où les expériences faites et l'état de la technique et du rééquipement l'exigent* »³⁷ pourrait nécessiter d'étudier la possibilité d'un renforcement de ce type pour la centrale de Beznau, dans la mesure où cette technique a été utilisée dans d'autres installations. Un tel renforcement permettrait de contribuer à l'augmentation de la marge exigée dans le modèle de sécurité de l'IFSN.

b. Recombineurs

Après l'accident de Three Mile Island, qui a conduit à la fusion partielle du cœur de ce réacteur américain en 1979, le problème du risque d'explosion à l'intérieur du bâtiment réacteur, lié à une production importante d'hydrogène au cours de ce processus de fusion, a été soulevé. À Beznau, comme dans de nombreuses installations dans le monde, il a été décidé d'équiper le bâtiment réacteur de chacune des deux unités de recombineurs d'hydrogène. Ces équipements permettent, en cas de production d'hydrogène, de combiner passivement l'hydrogène avec l'oxygène présent dans l'air, de manière à maintenir la concentration d'hydrogène à un taux inférieur à sa limite d'explosivité. Ainsi, ces appareils ont été installés dans les années quatre-vingt dans les centrales nucléaires suisses.

³⁷ 732.1 - Loi sur l'énergie nucléaire (LENu) du 21 mars 2003 (Etat le 1^{er} janvier 2009).
<https://www.admin.ch/opc/fr/classified-compilation/20010233/index.html>

Suite à l'accident de Fukushima, les stress tests effectués sur les installations nucléaires ont conduit l'IFSN à exiger un renforcement de ces dispositifs, en particulier dans les bâtiments des piscines d'entreposage du combustible.

Ces installations sont une illustration de renforcements de sécurité permettant un gain de marge. Cependant, le vieillissement accroît par ailleurs le risque d'accident et de fusion du cœur, donc de production d'hydrogène. On est dans ce cas en présence d'une augmentation de la marge d'un côté et d'une diminution de l'autre, sans que l'on soit capable d'évaluer si, globalement, la marge s'accroît ou se réduit.

c. Équipements diffus

Certains composants ou structure retiennent particulièrement l'attention en raison de leur importance directe et facilement identifiable pour la sécurité. D'autres éléments ayant une importance individuelle moindre, peuvent malgré tout jouer un rôle non négligeable sur la sécurité de l'installation lorsqu'on les regarde dans leur globalité. Ces éléments diffus peuvent se répartir en trois catégories :

- les équipements hydrauliques, qui regroupent notamment les tuyauteries, les vannes, les pompes, sont soumis à l'usure et à la corrosion
- les équipements électriques et électroniques, dont font partie les tableaux électriques ou les câbles électriques, qui sont soumis au vieillissement. En particulier, la dégradation des gaines de câbles électriques peut être à l'origine de courts circuits
- les ouvrages de génie civil, qui regroupent les structures en béton mais aussi les armatures métalliques et les ancrages. Leur défaillance peut impacter le fonctionnement des matériels alentour.

La documentation disponible sur la surveillance des équipements diffus de Beznau ne fait pas état d'un programme de contrôle systématique. On peut supposer que le contrôle est effectué comme dans d'autres pays, par sondage. Le grand nombre de composants à contrôler rend un contrôle exhaustif difficile, c'est pourquoi les exploitants pratiquent en général un contrôle par sondage : seule une partie de chaque type de composant est contrôlée, ou seulement certains types d'éléments sont contrôlés. En cas de découverte d'anomalie sur une partie des éléments sondés, l'exploitant peut étendre le contrôle. En l'absence d'anomalie, il peut, à partir des éléments vérifiés, conclure à la conformité de l'ensemble. Le retour d'expérience de la France montre qu'il existe de nombreuses non-conformités, qui sont détectées tardivement en raison du manque d'exhaustivité des contrôles. Cette méthode augmente l'écart entre état réel et état théorique de l'installation, avec le risque de fonctionner avec des éléments non conformes sans que leur non conformité ne soit détectée. Les marges sont alors consommées pour compenser l'incertitude sur l'état réel de l'installation.

3.5. Conséquences pour la sécurité et l'exploitation des installations

L'exemple de la centrale de Beznau a permis d'illustrer certains phénomènes de réduction des marges. Il montre également que les mesures compensatoires qui peuvent être mises en place sont limitées, à la fois dans leur possibilité technique de mise en œuvre, et dans leur efficacité. Les investissements, parfois conséquents, rendus nécessaires par le vieillissement des installations peuvent remettre en cause la rentabilité d'une installation. Lorsqu'ils ne sont pas faits ou sont insuffisants, ils exposent la centrale à un risque de fermeture non anticipé qui expose fortement l'exploitant. Le caractère immédiat et sans préavis d'une telle fermeture pourrait poser un problème d'approvisionnement électrique de la Suisse – d'autant plus si plusieurs installations devaient être arrêtées dans un délai très court – alors que la mobilisation d'autres moyens de production serait au contraire plus gérable dans la perspective d'un arrêt planifié.

a. Inéluctable consommation des marges de sécurité

L'analyse des évolutions connues par la centrale de Beznau témoigne à la fois d'une réduction du niveau réel de sécurité de Beznau, liée notamment à la perte de marges de sécurité au fil du temps et à l'insuffisante caractérisation de cette perte dans l'évaluation générale de la sécurité, et d'une faiblesse des dispositions visant à reconstituer des marges par la mise en œuvre de renforcements au niveau correspondant.

● Réduction du niveau réel de sécurité à Beznau

À Beznau, la réduction du niveau réel de sécurité est observée sous plusieurs formes. Le premier facteur de réduction du niveau de sécurité est le vieillissement physique des structures, systèmes et composants. Ces dégradations progressives des caractéristiques mécaniques des matériaux sont constatées sur différents éléments :

- Les cuves voient leur température de transition s'approcher du critère d'arrêt, réduisant considérablement la marge de sécurité. Cette marge est d'autant plus réduite que le critère d'arrêt est fixé sans tenir compte d'éventuels défauts tels que ceux découverts en juillet 2015 dans la cuve du réacteur 1.
- L'enceinte de confinement présente une corrosion importante sur les faces internes et externes de sa partie en acier. Les carottages dans le béton et les ouvertures répétées de l'enceinte pour remplacer certains composants sont de nature à réduire la marge concernant la tenue de la structure d'ensemble de l'ouvrage.

Ces dégradations sont accompagnées d'une augmentation de l'incertitude sur l'évaluation de l'état réel de l'installation : le caractère diffus d'un certain nombre de systèmes, structures et composants rend compliqué la détection précoce de défaillances. Cette incertitude vient s'ajouter à celle existante sur l'état de composants pourtant surveillés : la découverte en 2015 de défaut dans la cuve du réacteur 1 peut-être présents depuis sa fabrication donne une illustration de l'écart qui peut exister entre l'état réel et l'état supposé de l'installation.

L'augmentation des risques est illustrée dans le cas de Beznau par l'évolution des modèles d'avions susceptibles de chuter sur les installations. Alors que ce problème n'était pas pris en compte à la conception, les marges ont été utilisées pour démontrer la résistance de Beznau à la chute d'un avion des années soixante. Depuis, la prise en compte de modèles d'avions plus récents n'a pas permis d'avoir l'assurance qu'une chute d'avion ne pourrait pas entraîner un accident grave ou majeur.

L'accroissement des risques s'accompagne à Beznau d'une aggravation des conséquences en cas d'accident : la population, déjà dense autour du site au début des années soixante-dix, a augmenté de près de 30 % depuis la mise en service. Les conséquences sanitaires pourraient être également aggravées par des dégagements plus nocifs liés à l'introduction dans les années quatre-vingt du combustible MOX – combustible qui accroît par ailleurs également le risque d'accident.

● Renforcement des exigences

Les exigences fixées à la conception des réacteurs actuellement en service l'ont été suivant le contexte et les connaissances du moment. L'évolution des risques, mais aussi l'amélioration des connaissances et des techniques grâce aux retours d'expérience ou aux progrès de la recherche ont conduit à renforcer les exigences pour de nouvelles constructions. La catastrophe de Fukushima a elle aussi contribué à durcir les exigences au niveau européen.

Le renforcement des exigences associées aux nouveaux réacteurs et le durcissement des standards à l'international poussent à une ambition renforcée concernant les exigences applicables aux réacteurs actuellement en service, bien qu'ils restent et resteront en retrait par rapport aux nouveaux réacteurs. En France, l'IRSN et l'ASN ont introduit dans le cadre du retour d'expérience de Fukushima la notion de « noyaux durs », au sens d'équipements conçus pour présenter une grande robustesse aux événements les plus extrêmes et pour assurer ainsi le maintien des conditions d'alimentation en eau et en électricité notamment nécessaires pour maîtriser les situations accidentelles sur les réacteurs. Aucune préoccupation de ce type ne semble pourtant reflétée aujourd'hui dans l'application par

l'IFSN à la centrale de Beznau du principe de mise en œuvre des meilleures solutions techniques pour renforcer les marges de sécurité.

b. Solutions de compensation et limites d'efficacité

Face à la dégradation des marges et à l'augmentation de l'incertitude, l'exploitant doit trouver des compensations s'il veut continuer à exploiter son exploitation. Des compensations ont été réalisées à Beznau sous plusieurs formes :

- des matériels ont été remplacés comme les générateurs de vapeur ou les couvercles de cuve ;
- des recombineurs d'hydrogène ont été mis en place dans les bâtiments réacteur après l'accident de Three Mile Island ;
- des contrôles complémentaires ont été réalisés après la découverte de défauts dans deux cuves belges.

Ces compensations peuvent avoir dans certains cas un effet secondaire indésirable sur la sécurité du reste de l'installation : dans le cas de Beznau, c'est le cas du remplacement des générateurs de vapeur et des couvercles de cuves qui induisent une fragilité de l'enceinte de confinement, ou des carottages effectués dans le béton de l'enceinte pour estimer l'épaisseur de la corrosion de l'enceinte en acier.

D'autres renforcements, comme l'installation des recombineurs, apportent une amélioration mais ne garantissent pas pour autant un maintien ou l'accroissement attendu des marges. Globalement, l'amélioration qui peut être apportée sur certains plans n'empêche pas le vieillissement et la réduction de l'état réel par rapport aux marges initiales, tant sur quelques gros composants non remplaçables que sur l'ensemble des composants diffus, partiellement remplacés seulement.

Toutefois, des compensations ne sont pas toujours possibles ou difficilement réalisables en raison des limites imposées par la conception initiale de l'installation. Des travaux, tels que le remplacement préventif ou le renforcement intégral de tous les équipements diffus, le doublement de l'enceinte de confinement du bâtiment réacteur, la création d'un bâtiment bunkerisé autour de la piscine, l'installation d'un dispositif de récupération du cœur fondu sous la cuve en cas d'accident grave, ou encore le remplacement de la cuve, peuvent être soit impossibles à réaliser techniquement, soit engendrer des coûts considérés trop importants pour mettre en œuvre les modifications.

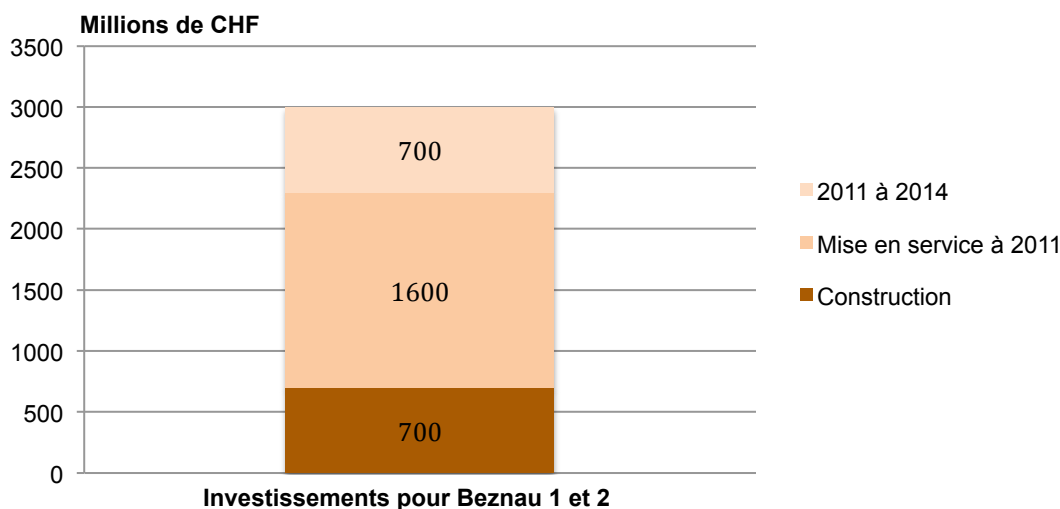
c. Conséquences en termes de coût et de rentabilité

La mise en œuvre d'une stratégie de prolongation pose évidemment, en regard des nombreux enjeux pour la sécurité discutés jusqu'ici, des questions de rentabilité économique. Les investissements réalisés jusqu'ici pour la maintenance ou l'amélioration des équipements dans la centrale de Beznau sont considérables : selon des chiffres fournis par l'industrie, ils ont déjà atteint plus de trois fois le coût de la construction des deux réacteurs³⁸, en incluant les investissements les plus récents ou qui sont en cours de réalisation dans le cadre de la prolongation. (**figure 11**).

Tous ne sont pas des investissements de sécurité – certains, comme les remplacements de turbine, sont des investissements à visée industrielle – mais ils sont nécessaires au maintien de la rentabilité des installations. Certains des investissements dans la partie nucléaire, comme le remplacement des couvercles de cuve, estimé à 200 millions de Francs suisses, ou celui des générateurs de vapeur, estimé à 220 millions, sont avant tout industriels mais ils contribuent, en rénovant un équipement crucial pour la sécurité, à reconstituer des marges perdues sous l'effet du vieillissement. D'autres, comme la construction d'un nouveau système de commande de secours, estimée à 500 millions, ont directement une visée de renforcement de la sécurité.

³⁸ Réponse de swissnuclear à une question du public dans le cadre d'un forum organisé le 4 septembre 2012 par l'IFSN, *Forum de l'IFSN : questions et réponses sur la sécurité de centrales nucléaires*, 5 septembre 2012. <http://www.ensi.ch/fr/2012/09/05/forum-de-lifsn-questions-et-reponses-sur-la-securite-de-centrales-nucleaires/#Frage04>

Figure 11 Dépenses d'investissement à Beznau
Investissements initiaux et post-mise en service des réacteurs 1 et 2 de Beznau



Selon les chiffres de l'industrie nucléaire suisse, les dépenses d'investissement de maintenance et de rééquipement dans les deux réacteurs de Beznau ont atteint, entre leur mise en service et le début des années deux-mille dix, plus de deux fois et demi l'équivalent de leur coût initial de construction. Les investissements prévus par Axpo à partir de 2011 pour assurer la prolongation de durée de vie des réacteurs représentent à nouveau un montant équivalent au coût de construction.

Source : d'après swissnuclear, 2012

Cependant, le fonctionnement des réacteurs, envisagé jusqu'à 50 ans, pourrait nécessiter des investissements supplémentaires, à Beznau, mais aussi pour les autres centrales. En effet, les investissements déjà consentis par Axpo pour ses deux réacteurs de Beznau (700 millions de francs suisses depuis 2011) restent faibles par rapport à ce qui est attendu de l'autre côté de la frontière. WISE-Paris a estimé en 2014 que les coûts de prolongation au-delà de 40 ans des réacteurs français pourraient s'élever à plus de 4 milliards d'euros par réacteur si un niveau de sécurité proche des exigences applicables aux nouveaux réacteurs est recherché³⁹. La Cour des Comptes, instance indépendante chargée d'assister le Gouvernement et le Parlement dans le contrôle de l'emploi de l'argent public et d'en informer les citoyens, s'est penchée sur cette question. Elle a estimé que les investissements devraient s'élever à 110 milliards d'euros courants pour les 58 réacteurs français. Cependant, ce chiffre est estimé à partir du niveau de renforcement actuellement envisagé par EDF, qui pourrait s'avérer inférieur à celui qui sera exigé par l'ASN pour un fonctionnement au-delà de 40 ans.

Dans le cas de Beznau, il n'est pas garanti que de gros investissements (par exemple, dans la mise en place de systèmes de ralentissement ou de récupération du corium, ou dans une forme de bunkerisation des piscines) visant à augmenter le niveau de sécurité pour le rapprocher des standards applicables aux nouveaux réacteurs puissent être rentabilisés en l'espace de 3 à 6 ans. En l'absence de prolongation du fonctionnement au-delà de 50 ans, les investissements nécessaires à la recherche d'un objectif de renforcement de sécurité ambitieux pourraient s'avérer non rentables. Dans l'hypothèse où une prolongation serait autorisée jusqu'à 60 ans, la rentabilité des plus gros investissements envisageables serait incertaine.

L'impératif de rentabilité impacte les décisions prises quant au niveau de sécurité requis pour une prolongation d'exploitation. Il peut amener à renoncer ou retarder des investissements de maintenance ou de renforcement de sécurité. En effet, le choix d'effectuer certains travaux ne dépend pas uniquement de son intérêt pour la sécurité mais aussi de son caractère « économiquement acceptable ». Par exemple, concernant la chute d'avion, aucun renforcement n'est réalisé en raison de considérations économiques : « L'enquête menée par KKB à la demande des autorités en 2002 a conclu que selon l'exploitant, les deux unités de la centrale sont protégées contre la chute d'un avion de type Boeing 707. Cela répondrait aux exigences fixées pour la construction de nouveaux réacteurs.

³⁹ WISE-Paris, février 2014, *op. cit.*

En complément, des études de génie civil ont montré que des renforcements visant à améliorer la résistance à un crash d'avion représenteraient un tel coût qu'ils seraient du point de vue de l'exploitant disproportionnés par rapport au risque d'une telle chute. »⁴⁰.

Dans un contexte d'une baisse de la compétitivité du nucléaire face à l'avancée des énergies renouvelables, des travaux trop importants visant à se rapprocher du niveau de sécurité exigé pour les réacteurs en construction en Europe rendrait l'installation non rentable. La pression économique pourrait inciter à une baisse des ambitions du niveau de renforcement exigé, et à une diminution des moyens accordés à la maintenance. De plus, d'importants travaux impliqueraient de gros investissements : en cas de découverte de défauts posant la question de la nécessité d'arrêter un réacteur, le besoin de rentabiliser les investissements récents pourrait peser dans la décision. En effet, l'installation doit fonctionner suffisamment longtemps après l'investissement pour le rentabiliser.

La question économique a conduit la Suisse à renoncer à construire de nouvelles installations et à prolonger les centrales au-delà de cinquante ans :

« Le Conseil fédéral souhaite garantir, à l'avenir comme aujourd'hui, la sécurité de notre approvisionnement électrique lequel se distingue par sa qualité, sa disponibilité, une production presque exempte de CO2 et des prix compétitifs. Il admet que le peuple suisse souhaite restreindre les risques résiduels liés à l'utilisation de l'énergie nucléaire eu égard aux lourds dégâts causés par le séisme et le tsunami à Fukushima. Vu l'augmentation prévisible du prix de revient du courant nucléaire (nouvelles normes de sécurité, rééquipements, réévaluation de la responsabilité civile, financement plus difficile du fait de primes de risque plus importantes pour les bailleurs de capitaux), l'énergie nucléaire perdra en outre ses avantages concurrentiels sur le long terme par rapport aux énergies renouvelables.

Le Conseil fédéral estime par conséquent que les centrales nucléaires actuelles devront être mises hors service à la fin de leur période d'exploitation et ne pas être remplacées par de nouvelles installations. [...] Pour les centrales nucléaires actuelles, le Conseil fédéral table sur une durée d'exploitation de 50 ans. Il s'ensuit que Beznau I devra être découplée du réseau en 2019, Beznau II et Mühleberg en 2022, Gösgen en 2029 et Leibstadt en 2034. »⁴¹

En Europe et aux Etats-Unis, plusieurs exploitants ont déjà décidé d'arrêter des réacteurs en raison de leur manque de compétitivité. C'est le cas de deux réacteurs de la centrale d'Oskarshamn en Suède : leur exploitant OKG, détenu majoritairement par E-On, a déclaré le 14 octobre 2015 son intention de fermer les deux unités entre 2017 et 2019, expliquant que sa décision « n'est pas fondée sur des raisons de sécurité, mais elle est plutôt prise à la lumière d'une baisse continue des tarifs de l'électricité combinée à une taxe sur la capacité nucléaire qui a récemment été augmentée, et à des exigences supplémentaires d'investissements massifs. Par conséquent, il n'y a pas de perspectives de générer une rentabilité financière à court et à long terme, ni pour l'unité O1, ni pour l'unité O2 »⁴². Vattenfall avait annoncé en avril 2015 la fermeture de deux réacteurs de la centrale suédoise de Ringhals entre 2018 et 2020 au lieu de 2025 : « La raison est une rentabilité en déclin et une hausse des coûts »⁴³. Aux Etats-Unis, les exploitants des réacteurs de Kewaunee, Crystal River et San Onofre 2 et 3 ont décidé en 2013 de les arrêter, tous pour des raisons économiques. En octobre 2015, Entergy a annoncé la fermeture de la centrale de Pilgrim (USA), une « décision prise en raison des prix de l'énergie bas, du peu de perspectives d'amélioration à court terme du marché, et l'augmentation des coûts d'exploitation »⁴⁴.

⁴⁰ IFSN, novembre 2010, *op. cit.*

⁴¹ DETEC, *Dans sa nouvelle stratégie, le Conseil fédéral se décide pour l'abandon progressif du nucléaire*, 25 mai 2011. <https://biblio.parlament.ch/e-docs/357682.pdf>

⁴² OKG, *Decision Made Regarding Premature Shutdown of Units Oskarshamn 1 and Oskarshamn 2*, 14 octobre 2015. <http://www.okg.se/en/Media/2015/Decision/>

⁴³ Vattenfall, *Vattenfall changes direction for operational lifetimes of Ringhals 1 and 2*, 28 avril 2015. <http://corporate.vattenfall.com/press-and-media/press-releases/2015/vattenfall-changes-direction-for-operational-lifetimes-of-ringhals-1-and-2/>

⁴⁴ Entergy, *Entergy to Close Pilgrim Nuclear Power Station in Massachusetts No Later than June 1, 2019*, 13 octobre 2015. <http://www.entergynewsroom.com/latest-news/entergy-close-pilgrim-nuclear-power-station-massachusetts-no-later-than-june2019/>

d. Implications sur la politique énergétique

Il convient enfin, bien que cela sorte du périmètre de la présente étude, d'évoquer les implications de la stratégie de prolongation des réacteurs de Beznau du point de vue de la politique énergétique. Il ne s'agit pas ici de discuter les choix d'investissement pour le système électrique suisse, entre la prolongation des outils de production existants ou le développement de nouveaux moyens de production, et encore moins de commenter le lien susceptible d'exister entre le niveau des renforcements exigés (et donc des coûts associés) et les priorités données à ces investissements. Il faut cependant souligner que parallèlement à l'enjeu de sécurité nucléaire lié à la prolongation de réacteurs de moins en moins sûrs émerge le risque croissant que cette situation fait peser sur la sécurité d'alimentation électrique du pays.

Les dégradations des marges de sécurité des installations, qu'il s'agisse des réacteurs de Beznau ou des autres, peuvent amener l'IFSN à faire arrêter certains réacteurs indépendamment de la stratégie industrielle poursuivie par les exploitants. Plus les réacteurs vieillissent, plus le risque de devoir arrêter une ou plusieurs installations pour des raisons de sécurité augmente. Les puissances des réacteurs ne sont pas toutes très importantes (de 365 à 1220 MW selon les réacteurs), et pourraient être remplacées de manière planifiée. Cependant, si plusieurs arrêts étaient nécessaires sur un temps très court, la perte de production d'électricité ne serait pas anticipée et serait en conséquence plus difficile à compenser. Ce risque croissant pour la sécurité d'approvisionnement énergétique devrait être pris en compte dans la politique énergétique de la Suisse.

4. Conclusions

La centrale nucléaire de Beznau, dont le réacteur 1 peut être considéré comme le plus ancien réacteur en fonctionnement dans le monde et le réacteur 2 comme l'un des vingt plus anciens, fournit une illustration concrète de la manière dont la sécurité des réacteurs nucléaires peut se dégrader au fil du temps alors même qu'elle est réputée conforme aux exigences de sécurité. La principale raison de cet écart est la perte de marges de sécurité au fil des 46 et 44 années d'exploitation des réacteurs, et l'insuffisante prise en compte de la consommation de ces marges au fil du temps.

Les marges de sécurité représentent l'écart qui est visé en permanence entre les exigences de sécurité et l'état supposé de la sécurité de l'installation, qui doit être supérieur à ces exigences : en effet, cet état supposé représente l'état réel avec une certaine marge d'incertitude, et il est indispensable de s'assurer que l'état réel, malgré cette incertitude, reste bien au-delà du niveau de sécurité exigé. Différents phénomènes influencent positivement ou négativement cet écart au gré de l'exploitation d'une installation nucléaire : le relèvement des exigences, les renforcements des dispositifs de sécurité, mais aussi le vieillissement des matériaux, l'obsolescence de certaines technologies, les économies réalisées au niveau de la maintenance, etc.

D'une manière générale, l'effet cumulé de ces phénomènes tend à réduire l'écart existant entre les exigences de sécurité et l'état théorique (c'est-à-dire réputé conforme aux spécifications) de l'installation, en même temps qu'à augmenter l'écart entre l'état théorique et l'état réel de l'installation. Au final, les marges de sécurité sont progressivement perdues, et peuvent à terme l'être au point que l'état réel de sécurité de l'installation passe, sans que cela soit reconnu comme tel, sous le niveau des exigences de sécurité.

Or, les exploitants nucléaires et les autorités en charge de la sécurité tendent à sous-estimer, voire à ignorer, dans leur évaluation globale de la sécurité, l'importance de ce phénomène. Ainsi l'IFSN s'appuie, dans son modèle de décision sur l'arrêt des installations pour des raisons de sécurité, sur une vision de l'évolution de la sécurité qui assimile l'état de l'installation à son état réputé conforme. Il en découle que son modèle repose sur l'hypothèse d'une possibilité théorique, en fonction de l'évolution technique, de faire indéfiniment progresser la sécurité d'une installation. En regard de ce modèle, les critères d'arrêt en vigueur se montrent insuffisants.

La réalité est toute autre. En premier lieu, la démarche méthodologique généralement retenue dans la démonstration de la sécurité des installations conduit à ce que la perte de marges de sécurité, même si elle est ponctuellement identifiée et évaluée pour s'assurer du respect des exigences au niveau d'un dispositif ou d'un composant particulier, ne permet pas de conserver dans la vision globale de l'installation une évaluation agrégée de ces marges et de leur évolution. De nombreuses situations concrètes, telles que le relèvement d'exigences sans renforcement correspondant, la mise en place de réparations ne restaurant pas intégralement les performances initiales, le vieillissement connu mais inévitable de composants irremplaçables tels que la cuve ou l'enceinte, ou encore le vieillissement des équipements diffus, donnent lieu à une telle perte de marges qui n'est pas, ou insuffisamment, caractérisée comme une évolution générale de la sécurité des réacteurs.

La centrale de Beznau fournit, au travers de son histoire, une illustration concrète de la plupart de ces phénomènes. Ainsi, le vieillissement des cuves des réacteurs conduit à s'approcher de manière critique, compte tenu des incertitudes des modèles, du seuil retenu pour la garantie, cruciale, de tenue mécanique de ces cuves à la rupture, alors même que la découverte récente de défauts dans ces cuves constitue un facteur aggravant. De même, le vieillissement des enceintes de confinement, manifesté notamment par des problèmes de corrosion, se combinant à la fragilisation induite par les ouvertures pratiquées dans ces enceintes pour les remplacements de générateurs de vapeur et de couvercles de cuve, conduit à s'interroger sur l'évolution de leur tenue mécanique aux événements les plus extrêmes, qu'il s'agisse d'une chute d'avion ou d'une explosion interne d'hydrogène en cas de fusion du cœur.

Les réacteurs de Beznau connaissent par ailleurs une dégradation inévitable de l'ensemble des composants diffus, et notamment de l'ensemble des systèmes électriques, des câblages, ou encore des

tuyauteries. Les programmes de vérification de la conformité de ces équipements et de maintenance ne permettent pas de maintenir réalistement l'ensemble de ces composants au niveau de performance et de fiabilité correspondant à leurs spécifications, augmentant le risque que certains d'entre eux ne se comportent pas comme supposé dans la démonstration de sécurité, et réduisant donc d'autant les marges de sécurité.

Le relèvement des exigences, et surtout l'introduction de différents renforcements de la sécurité visent, parallèlement à ces phénomènes, à réintroduire des marges et à améliorer le niveau de sécurité. Les réacteurs de Beznau ont par exemple fait l'objet d'améliorations importantes de leur système de conduite et d'alimentation électrique. Des équipements très importants pour la sûreté, comme les couvercles de cuve ou les générateurs de vapeur, ont été remplacés. Enfin, des nouveaux dispositifs de sécurité, tels que les recombineurs d'hydrogène visant à éviter une explosion d'hydrogène en cas de fusion du cœur, ont été introduits.

Il est toutefois important de reconnaître que ces améliorations de la sécurité, même si elles sont bien réelles, ne sont pas de nature à compenser les multiples dégradations résultant de la perte des marges illustrées par les phénomènes précédents.

Ce phénomène est renforcé par l'évolution des risques, qu'il s'agisse de l'évaluation des menaces pesant sur la centrale ou de la prise en compte du retour d'expérience des accidents nucléaires. Cette évolution conduit en effet à une réévaluation possible des besoins de sécurité qui peut être plus ou moins reflétée dans le relèvement des exigences de sûreté et dans les renforcements, conduisant lorsque ceux-ci ne sont pas suffisants à perdre là encore de la marge vis-à-vis des risques.

Dans le cas de Beznau, l'évolution de la prise en compte de la résistance à une chute d'avion offre un bon exemple. Ce problème n'a pas été intégré à l'époque de sa conception au dimensionnement des réacteurs de la centrale. Des études menées a posteriori ont conclu, sans conduire à aucun renforcement, que les réacteurs résisteraient à la chute de certains avions commerciaux. L'évolution de la taille des avions, du nombre de vols et du risque d'utilisation terroriste de ce moyen d'attaque n'ont conduit depuis à aucune prescription de renforcement, ceux-ci étant jugés économiquement disproportionnés.

De même, le retour d'expérience de Fukushima ne semble avoir jusqu'ici suscité aucune demande de renforcement de la robustesse des réacteurs de Beznau aux situations extrêmes, qui pourrait par exemple concerner la mise en place d'un dispositif de ralentissement ou de récupération du corium en cas de fusion du cœur, ou encore de dispositifs d'alimentation électrique et d'alimentation en eau plus résistants à des agressions externes extrêmes.

Enfin, des marges de sécurité ont également été perdues du point de vue des conséquences éventuelles d'un accident survenant à Beznau, au sens où la population, déjà nombreuse dans la région à l'époque de la mise en service, a depuis augmenté d'environ 30 %.

Les différents phénomènes de réduction des marges de sécurité ainsi observés à Beznau interrogent fortement la capacité de ses réacteurs à poursuivre leur fonctionnement dans un état réellement supérieur à des exigences modernes de sécurité nucléaire. De nombreux constats témoignent au contraire d'une dégradation de ce niveau réel de sécurité, dont la poursuite semble sur de nombreux points inéluctable.

Il apparaît dans ces conditions urgent que l'IFSN intègre explicitement dans son modèle d'évaluation de la sécurité des réacteurs et de décision d'arrêt, au delà des critères physiques en vigueur, la caractérisation et l'évaluation de la perte des marges de sécurité. Il convient en particulier d'évaluer l'évolution de l'écart entre l'état théoriquement conforme et l'état réel de l'installation.

À cette fin, l'IFSN pourrait par exemple établir un tableau de bord permettant de lister et de quantifier les principales évolutions des marges de sécurité des réacteurs depuis leur mise en service. En complément, l'IFSN devrait clarifier quelle est sa méthode pour définir ce qu'il considère comme l'état de l'art des dispositifs de sécurité nucléaire auquel doivent se conformer les installations, en regard notamment des renforcements introduits dans d'autres réacteurs, notamment depuis la catastrophe de Fukushima.

Annexe 1 - Périmètres de la sécurité et de la sûreté nucléaires

Les termes de « sûreté nucléaire » et de « sécurité nucléaire » ont des significations différentes selon leur usage et dans la réglementation en vigueur en Suisse et en France. Se référant généralement à la terminologie française, WISE-Paris adopte exceptionnellement pour les besoins de la présente étude la terminologie suisse. Afin d'éviter toute confusion, un rappel sur la définition de ces termes et sur le champ qu'ils recouvrent selon la législation en vigueur en Suisse est proposé. De même, les définitions en vigueur en France sont rappelées.

1. Usage en Suisse :

732.1 - **Loi sur l'énergie nucléaire** (LENu) du 21 mars 2003 (Etat le 1^{er} janvier 2009)⁴⁵

Chapitre 2 Principes de la sécurité nucléaire

Art. 4 Principes applicables à l'utilisation de l'énergie nucléaire

1 Lors de l'utilisation de l'énergie nucléaire, l'homme et l'environnement doivent être protégés du rayonnement ionisant; les substances radioactives ne peuvent être libérées que dans des quantités ne présentant pas de danger. Il faut en particulier prévenir le rejet excessif de substances radioactives ainsi que l'irradiation excessive des personnes, tant en phase d'exploitation normale qu'en cas de dérangement.

2 Il convient de prendre en compte les conséquences à long terme sur le patrimoine héréditaire.

3 Au titre de la prévention, on prendra:

- a. toutes les mesures qui s'imposent en vertu de l'expérience et de l'état de la science et de la technique;*
- b. toutes les mesures supplémentaires qui contribuent à diminuer le danger, pour autant qu'elles soient appropriées.*

Art. 5 Mesures de protection

1 Les mesures de protection obéissant aux principes reconnus sur le plan international doivent être prises par les personnes qui conçoivent, qui construisent et qui exploitent les installations nucléaires. Elles comprennent en particulier l'utilisation d'éléments de construction de qualité, la mise en place de barrières de sécurité multiples, la pluralité et l'automatisation des systèmes de sécurité, la mise en place d'une organisation appropriée comprenant du personnel spécialisé et la promotion d'une culture poussée de la sécurité.

2 Des mesures de protection en cas d'urgence doivent être préparées pour limiter les dégâts en cas de libération de quantités dangereuses de substances radioactives.

3 Des mesures de sûreté doivent être prises pour empêcher des tiers d'attenter à la sécurité des installations et des matières nucléaires ou que des matières nucléaires ne puissent être dérobées. Ces mesures seront autant que possible classifiées.

4 Le Conseil fédéral fixe les mesures nécessaires.

732.112.1 - **Ordonnance du DETEC sur les hypothèses de risque et sur les mesures de sûreté pour les installations et les matières nucléaires** du 16 avril 2008 (Etat le 1^{er} mai 2008)⁴⁶

Art. 2 Objectifs de protection

1 Les objectifs de protection sont:

- a. la protection des installations nucléaires contre les actes illicites;*
- b. la protection des matières nucléaires contre le vol et les actes illicites;*
- c. la protection de l'homme et de l'environnement contre des dommages radiologiques causés par des actes illicites.*

⁴⁵ <https://www.admin.ch/opc/fr/classified-compilation/20010233/index.html>

⁴⁶ <https://www.admin.ch/opc/fr/classified-compilation/20071449/index.html>

Art. 4 Mesures de sûreté

Les mesures de sûreté ont notamment pour objectif:

- a. de dissuader des auteurs potentiels de perpétrer des actes illicites contre des matières ou des installations nucléaires;*
- b. d'assurer un contrôle de l'accès des personnes et des véhicules aux installations nucléaires;*
- c. de contrôler les flux des matières à l'intérieur et hors des zones de sûreté;*
- d. de détecter et d'empêcher l'accès non autorisé aux zones de sûreté;*
- e. de créer de bonnes conditions pour l'intervention de la police.*

2. Usage en France :

Code de l'environnement

Chapitre I^{er} : Dispositions générales relatives à la sécurité nucléaire

Article L591-1 (Créé par Ordonnance n° 2012-6 du 5 janvier 2012 - art. 3)⁴⁷

*La **sécurité nucléaire** comprend la sûreté nucléaire, la radioprotection, la prévention et la lutte contre les actes de malveillance ainsi que les actions de sécurité civile en cas d'accident.*

*La **sûreté nucléaire** est l'ensemble des dispositions techniques et des mesures d'organisation relatives à la conception, à la construction, au fonctionnement, à l'arrêt et au démantèlement des installations nucléaires de base ainsi qu'au transport des substances radioactives, prises en vue de prévenir les accidents ou d'en limiter les effets.*

La radioprotection est la protection contre les rayonnements ionisants, c'est-à-dire l'ensemble des règles, des procédures et des moyens de prévention et de surveillance visant à empêcher ou à réduire les effets nocifs des rayonnements ionisants produits sur les personnes, directement ou indirectement, y compris par les atteintes portées à l'environnement.

⁴⁷ http://www.legifrance.gouv.fr/affichCodeArticle.do;jsessionid=8BFDDF2DA9B853D86972CA20E8545324.tpdila19v_2?idArticle=LEGIARTI000025108609&cidTexte=LEGITEXT000006074220&dateTexte=20160120

Annexe 2 - Pistes pour des critères de vieillissement

En 2004, la nécessité d'établir des critères d'arrêt temporaire introduite par la Loi sur l'Energie nucléaire (LEnu) de 2003 avait suscité un débat, auquel WISE-Paris avait contribué par une étude commandée par Greenpeace Suisse. L'objet de cette étude était de décrire les principaux phénomènes associés au vieillissement des installations nucléaires, d'analyser les principaux mécanismes de régulation et de renforcement associés à ce vieillissement, et de proposer des pistes pour l'établissement de critères correspondants aux différents niveaux techniques, organisationnels et financiers de défaillance. Cette réflexion avait un caractère exploratoire et ne visait pas l'aboutissement à des critères opérationnels. En l'absence de véritable débat sur les différentes pistes ainsi ouvertes, et dix ans de vieillissement des installations plus tard, cette matière reste pleinement utile à la réflexion. Nous republions ici la synthèse des propositions formulées dans l'étude.

WISE-Paris, *Propositions pour le développement de Critères d'Arrêt pour les Réacteurs Nucléaires - Une contribution au débat suisse*, rapport commandé par Greenpeace Suisse, juin 2004.

Extrait de la synthèse de l'étude⁴⁸ :

Propositions de critères d'arrêt

La Loi sur l'Energie Nucléaire de 2003 requiert du Conseil Fédéral qu'il établisse des critères spécifiques d'arrêt temporaire, pour établir clairement les limites à de potentielles dégradations de la sûreté durant l'exploitation de la centrale. L'objet des propositions qui suivent est de proposer des pistes en vue de développer des critères précis permettant la détection précoce de telles dégradations, si bien que l'obligation d'un arrêt préventif permette la correction de la situation anormale.

*Des critères d'arrêt des réacteurs nucléaires pourraient en premier lieu se baser sur le contrôle et la limitation de la dégradation des composants, structures et systèmes due à des **processus physiques**. Cette méthode, déjà utilisée pour évaluer la durée de vie d'équipements non remplaçables, pourrait être appliquée à tous les composants importants pour la sûreté qui sont soumis à des mécanismes de vieillissement identifiés et précisément quantifiés et observés.*

*Une autre approche quantitative peut être introduite au travers des **évaluations probabilistes de sûreté**, particulièrement pour la prise en compte d'évolutions imprévues. Elle pourrait être développée sous forme de critères présentant des valeurs absolues, ou préférablement pour caractériser les tendances relatives en matière de sûreté. Dans tous les cas, l'utilisation potentielle de tels critères est liée à la fois à l'acceptabilité et au sens que l'on peut donner aux valeurs retenues.*

*En dehors de critères quantifiés garantissant les niveaux de sûreté, des critères qualitatifs devraient être explorés, par exemple sur la base des **bonnes pratiques** en matière d'information, de contrôle, de planification et autres tâches de gestion. Cela reste conditionné par le développement de processus approuvés visant à définir les conditions de bonnes pratiques des exploitants, impliquant les autorités, les autorités et des représentants de la population. Ces critères pourraient être échafaudés en établissant a priori des catégories d'actions obligatoires et/ou proscrites.*

*Bien que moins aisée à appréhender, la **fiabilité financière** des exploitants devrait aussi constituer une base pour l'élaboration de critères d'arrêt. La poursuite de l'exploitation de centrales nucléaires vieillissantes à un niveau maintenu de sûreté nécessite des coûts supplémentaires, que l'exploitant doit être en mesure de pouvoir couvrir à tout moment, et tout particulièrement dans un contexte de compétition économique accrue. Le développement de tels critères requiert en premier lieu que des mécanismes financiers et des processus de contrôle appropriés soient développés.*

⁴⁸ Contrairement à la présente étude, cette étude de 2004 appliquait la terminologie en vigueur en France concernant les termes de « sûreté nucléaire » et de « sécurité nucléaire ».